

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-001
提出年月日	2023年6月29日

補足-001 工事計画認可申請書における本文及び
添付書類の作成要領について

2023年6月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	工認添付書類	補足説明資料
1	—	1. 工事計画認可申請における本文及び添付書類の作成要領について
2	—	2. 技術基準規則と工事計画認可申請書の添付書類との紐付き表
3	—	3. 既設設備改造／修理工事一覧

補足-001-01 工事計画認可申請における本文及び添付書類
の作成要領について

目次

- 1 工事計画認可申請における資料作成に当たっての基本的考え方
 - 2 工事計画認可申請における要目表の作成要領
 - 3 工事計画認可申請における基本設計方針の作成要領
 - 4 工事計画認可申請書に記載する適用基準及び適用規格について
 - 5 工事計画認可申請書に添付する添付書類の考え方について
 - 6 工事計画認可申請における添付書類の作成要領
 - 7 工事計画認可申請における添付図面の作成要領
 - 8 共用設備の工認書類の扱いについて
 - 9 参考資料
- 別紙1 技術基準規則の新旧比較表
- 別紙2 設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

1 工事計画認可申請における資料作成に当たっての基本的考え方

【工事計画認可申請書に記載すべき内容】

(本文)

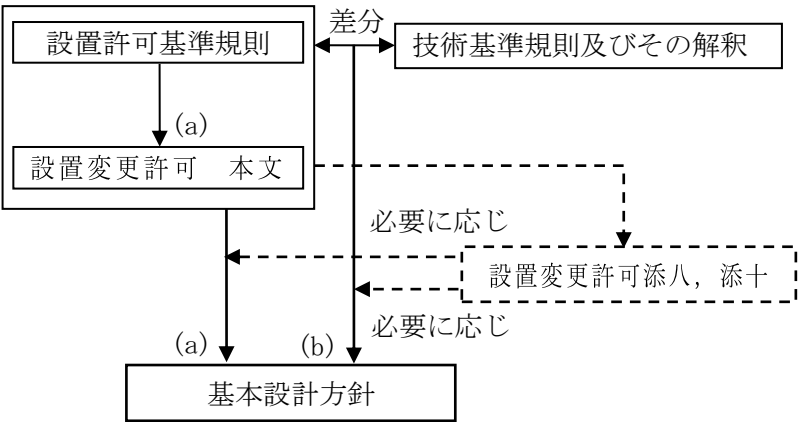
- ・「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」に適合させるために必要な詳細設計の内容
- ・「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）」への適合性を確認するための設備の仕様を決定する上での設計方針（設備と一体となって適合性を担保する運用を含む）を基にした詳細設計の内容

(添付書類)

- ・それらの具体的な考え方，実現方法及びその根拠

工事計画認可申請書の書類構成のイメージ図を別紙1に示す。

詳細設計の具体的な内容は以下の記載方針の通り。

	本文記載箇所	記載方針
1	要目表	<ul style="list-style-type: none"> ・「工事計画認可申請書に記載すべき内容」のうち、「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則（以下「実用炉規則」という。）」の「別表第二」（以下「別表第二」という。）の中欄に該当する設備について，発電用原子炉施設の種類ごとに定められた事項を記載する。
2	基本設計方針	<ul style="list-style-type: none"> ・「工事計画認可申請書に記載すべき内容」のうち，要目表で記載した以外について，以下の考え方で作成する。 

本文記載箇所	記載方針	
2	基本設計方針	<p>(a) 設置変更許可本文記載の工事計画認可申請対象設備に関して、設置変更許可との整合性を確保する観点より設置許可基準規則に適合させるため「設備設計方針」や設備と一体となって適合性を担保するための「運用」を基にした詳細設計が必要な設計要求事項を記載する。</p> <p>(b) 技術基準規則の本文・解釈への適合性の観点で、設置変更許可本文以外で詳細設計が必要な設計要求事項がある場合は、その理由を「各条文の設計の考え方」に明確にした上で記載する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自主的に設置したものは原則記載しない。 ・基本設計方針は、必要に応じて並び替えることにより、技術基準規則の条文の並びとなるよう構成し、箇条書きとするなど表現を工夫する。また、適用する設備毎に記載する。 ・作成に当たっては、必要に応じ、以下に示す考え方も反映し作成する。
		<p>設置変更許可本文記載事項のうち、「性能」を記載している設計方針は、技術基準規則への適合性を確保する上で、その「性能」を持たせるための手段を特定できるように記載する。</p> <p>また、技術基準規則への適合性の観点で、設置変更許可本文に対応した事項以外に必要となる運用を付加する場合も同様の記載を行う。</p> <p>なお、手段となる「仕様」が要目表で明確な場合は記載しない。</p> <p>基① (手段の 明確化)</p> <p>(例)</p> <p>【設置許可】安全機能を有する機器に使用するケーブルは、実証試験により自己消火性及び延焼性を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。</p> <p style="text-align: center;">↓</p> <p>【工事計画】火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用するケーブルは、実証試験により自己消火性 (UL 垂直燃焼試験) 及び延焼性 (IEEE383 (光ファイバケーブルの場合は IEEE1202) 垂直トレイ燃焼試験) を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。</p>

2	基本設計方針	<p>基② (運用の担保先の明確化)</p>	<p>設置変更許可本文記載事項のうち「運用」は、「基本設計方針」として、運用の継続的改善を阻害しない範囲で必ず遵守しなければならない条件がわかる程度の記載を行うとともに、運用を定める箇所（QMSの二次文書で定める場合は「保安規定」を記載）の呼び込みを記載し、必要に応じ、当該施設に関連する別表第二に示す添付書類の中でその運用の詳細を記載する。</p> <p>また、技術基準規則の本文・解釈への適合性の観点で、設置変更許可本文に対応した事項以外に必要な運用を付加する場合も同様の記載を行う。</p> <p>(記載例)</p> <p>降下火砕物が長期的に堆積しないよう、当該施設に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。</p>
		<p>基③ (評価に対する対応)</p>	<p>設置変更許可本文で評価を伴う記載がある場合は、工事計画にて担保する条件を以下のいずれかの方法を使い分けることにより記載する。</p> <p>i. 評価結果が示されている場合、評価結果を受けて必要となった措置のみを工事計画の対象とする。</p> <p>ii. 今後評価することが示されている場合、評価する段階（設計又は工事）を明確にし、評価の方法及び条件、その評価結果に応じて取る措置の両者を工事計画の対象とする。</p>
		<p>基④ (該当しない条文)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・技術基準規則第 10 条など、要求事項が該当しない条文については、該当しない旨の理由を記載する。 ・条項号のうち、適用する設備がない要求事項は、「適合するものであることを確認する」という審査の観点を踏まえ、当該要求事項の対象となる設備を設置しない旨を記載する。

本文記載箇所		記載方針	
2	基本設計方針	基⑤ (指針等の引用)	<p>技術基準規則の解釈等に示された指針・N I S A 文書・他省令の呼び込みがある場合は、以下の要領で記載を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設置時に適用される要求など、特定の版の使用が求められている場合は、引用する文書名及び版を識別するための情報（施行日等）を記載する。 ・監視試験片の試験方法を示した規格など、条文等で特定の版が示されているが、保守管理等の運用管理の中で評価する時点でエンドースされた最新の版による評価を継続して行う必要がある場合は、保安規定等の運用の担保先の表示に加え、当該文書名とそのコード番号（必要時）を記載する。（例：J E A C 4 2 0 1 -2007 の「-2007」は記載しない。） ・解釈等に示された条文番号は、該当文書改正時に変更される可能性があることを考慮し、条文番号は記載せず、条文が特定できる表題（必要に応じ、上位の表題でも可能）で記載する。 <p>(例) 48 条解釈 4 号</p> <p>原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令（平成二十四年経済産業省令第七十号）第四条から第十六条まで、第十九条から第二十八条まで及び第三十条から第三十五条までの規定は、設計基準対象施設に施設する電気設備について準用する。</p> <p style="text-align: center;">↓</p> <p>「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める省令」及びその解釈に定められた、感電、火災の防止、異常の予防及び保護対策、電氣的、磁氣的障害の防止…。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・条件付の民間規格や設置変更許可の評価結果等を引用する場合は、可能な限りその条件等を文章として反映する（例 1）。また、設置変更許可

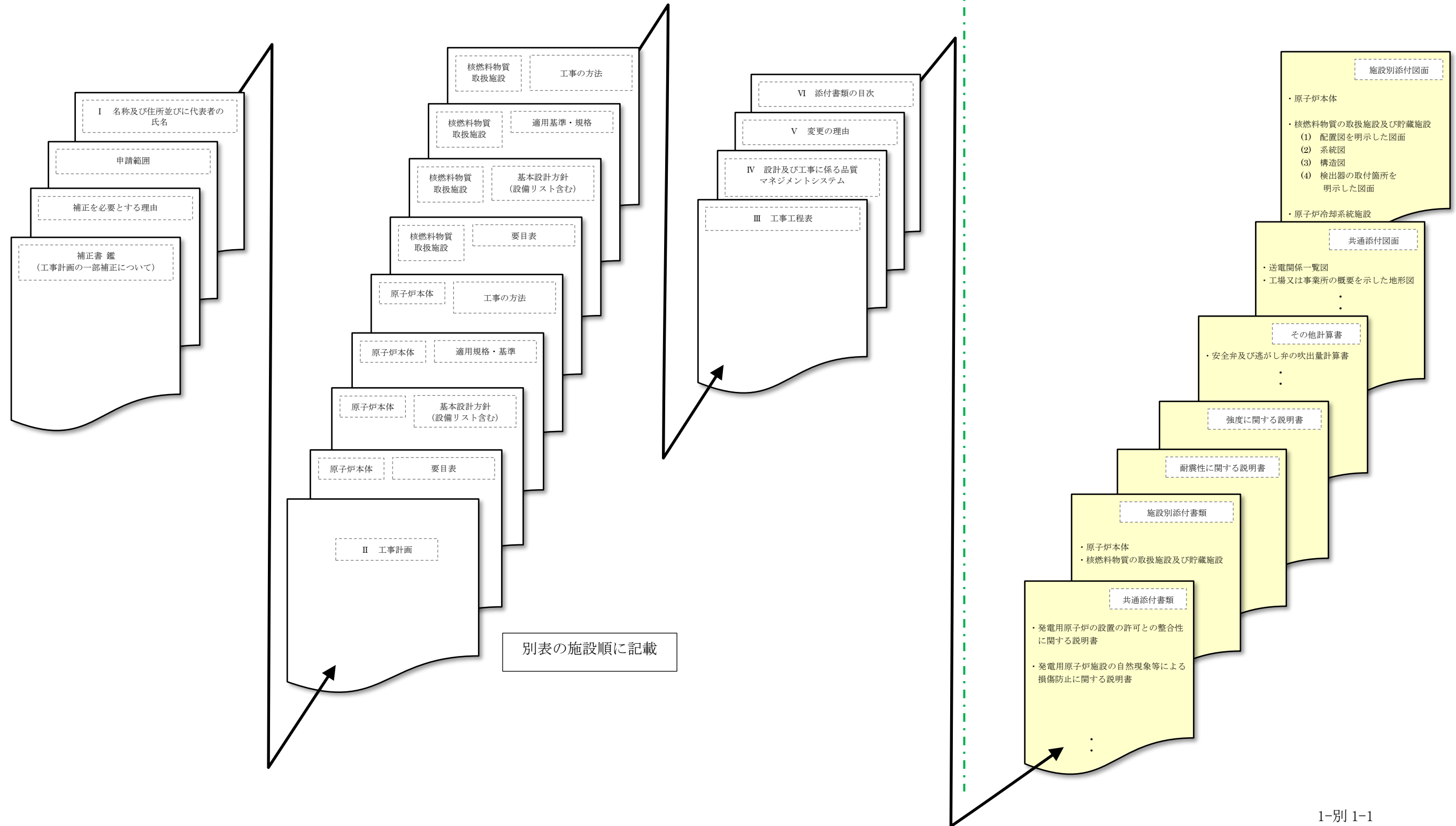
本文記載箇所		記載方針	
2	基本設計方針	基⑤ (指針等の引用)	<p>申請書の添付を呼込む場合は、対応する本文のタイトルを呼込む(例2)。なお、文書名を呼込む場合においても「技術評価書」の呼込みは行わない(例3)。</p> <p>(例1) 44条解釈2号 第1号ハに規定する「漏えい試験ができる」とは、「漏えい率試験規程(JEAC4203-2008)」の規定に「日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程(JEAC4203)」の適用に当たって(別記-8)」の要件を付した試験ができること。(日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規定」(JEAC4203-2008)に関する技術評価書)(平成21年2月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</p> <p style="text-align: center;">↓</p> <p>原子炉格納容器を貫通する箇所及び出入口は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203)に定める漏えい試験のうちB種試験ができる設計とする。</p> <p>(例2) 32条解釈1号 …原子炉の設置(変更)許可申請書(以下「設置許可申請書」という。)添付書類八に記載された仕様を満足するとともに、設置(変更)許可申請書における評価条件と比較して非保守的な変更がないこと…。</p> <p style="text-align: center;">↓</p> <p>非常用炉心冷却設備は、設置(変更)許可を受けた運転時の異常な過渡変化及び設計基準</p>

本文記載箇所		記載方針	
2	基本設計方針	基⑤ (指針等の引用)	<p>事故の評価条件を満足する設計とする。</p> <p>(例3) 42条解釈4号</p> <p>第42条に規定する「生体遮蔽」及び遮蔽設計の具体的仕様に関する規定(第2項第3号を除く。)は、日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規定」(JEAC4615-2008)の事故時の遮蔽設計に係る事項を除き、本文及び解説4-5に以下の条件を付したものであること。</p> <p>(1) 4.1.2の適用に当たっては、「実効線量が1.3 mSv/3月間以下となる区域は管理区域外として設定できる。」を除き、…「超える区域」を「超えるおそれがある区域」…と読み替えるものとする。…(日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程」(JEAC4615-2008)に関する技術評価書(平成23年3月原子力安全・保安院, 原子力安全基盤機構取りまとめ))</p> <p style="text-align: center;">↓</p> <p>遮蔽設計は、実効線量が1.3 mSv/3月間を越えるおそれがある区域を管理区域としたうえで、日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程」(JEAC4615)の通常運転時の遮蔽設計に基づく設計とする。</p>
3	工事の方法		<ul style="list-style-type: none"> 工事の手順及び使用前事業者検査の方法は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に定めたプロセス等に基づき記載する。

工事計画認可申請書の書類構成について

【申請書（要目表・基本設計方針他）の構成】

【添付書類の構成】



2 工事計画認可申請における要目表の作成要領

1. 目的

新規規制基準対応設備のうち「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下「実用炉規則」という。）の「別表第二」（以下「別表第二」という。）において設備別記載事項（以下「要目表」という。）を記載する設備について、記載の統一及び一貫性を図ることを目的として要目表の作成要領を策定する。

なお、記載例については、別紙1に示す。

2. 具体的な要目表の作成方法

2.1 資料構成

(1) 要目表の資料構成は以下とする。

- a. 申請対象設備については、別表第二の記載順に記載する。
- b. 要目表記載対象設備は「申請範囲」により対象設備を明確化する。
- c. 要目表は、1設備につき1件とし、複数の設備（系統）区分*1の機能を有する設備であっても要目表は1件とする。

*1：設備（系統）区分の記載について、設備名のみで対象が自明の場合は系統名を記載しなくても良い。（以下、各章においても同様。）

2.2 要目表の記載方法

(1) 施設に共通する記載

a. 共用

(a) 共用する設備の名称についての表記は以下とする。

（1，2号機共用の例）

登録号機	要目表の記載方法	記載例
2号機	名称のあとに「(●, ▲号機共用)」を記載する。	△△ポンプ (1, 2号機共用)
他号機	名称のあとに「(●号機設備, ●, ▲号機共用)」を記載する。	△△ポンプ (1号機設備, 1, 2号機共用)

（別紙1 記載例 1 / 16 : ①参照）

(b) 共用に関する記載ルールについて

他号機設備であって2号機共用設備のうち、新たな規制対象となった設備については、他号機の要目表の登録がないことから、登録号機側での仕様が明確となるよう2号機側に設備仕様を併記する。

(c) 1, 2号機共用設備を、今回の手続きにて、2号機のみ共用の取りやめを行い、

1号機設備とする場合は、要目表にてその旨が分かるように記載し、設備名称を列記する。

所属号機	記載例
1号機	以下の設備は、既存の1号機設備、1、2号機共用であり、本工事計画で1号機設備とする。 ○○設備 ○○設備

(別紙1 記載例 2 / 16) : ①参照)

b. 兼用について

(a) 複数の設備（系統）区分で兼用する設備の記載方針

①従前の規制より複数の設備（系統）区分の設計基準対象施設として使用しているもの（残留熱除去ポンプ等）は、従前の規制手続きと同様に主たる機能に着目し、設計基準対象施設として「主たる設備（系統）区分」のみに記載する。

②新たな規制への対応のために複数の設備（系統）区分の設備として使用する以下のものは、「主となる設備（系統）区分」に加え「兼用先」にも記載する。

- ・既存の設計基準対象施設を他の設備（系統）区分の設計基準対象施設として新たに兼用するものは設計基準対象施設として「兼用先」に記載する。
- ・既存の設計基準対象施設を他の設備（系統）区分の重大事故等対処設備として新たに兼用するもの（ほう酸水注入ポンプ等）は重大事故等対処設備として「兼用先」に記載する。

(別紙1 記載例 3 / 16) : ①参照)

- ・新たに追加設置した重大事故等対処設備を他の設備（系統）区分の重大事故等対処設備として兼用するもの（低圧原子炉代替注水ポンプ等）は重大事故等対処設備として「兼用先」に記載する。

(別紙1 記載例 5 / 16) : ①参照)

(b) 複数の設備（系統）区分で兼用する設備の記載方法

①複数の設備（系統）区分の機能を持つ設備を他の設備（系統）区分の設備として兼用するものは、「主となる設備（系統）区分」に「兼用先」の設備別記載事項を追加し、注記を付記する。

②「兼用先」への記載は、文章にて「主となる設備（系統）区分」、「兼用すること」及び「設備（系統）名称」を記載する。

(別紙1 記載例 6 / 16) : ①参照)

- ③「新たに登録する場合」の表記として、「本工事計画で」の文章を記載することで新たな登録であることを示す。

(別紙1 記載例 6 / 16) : ②参照)

- ④設備(系統)区分によって記載すべき仕様(揚程等)が異なるものについては、その異なる仕様を一つの要目表にまとめて記載する。この場合、複数の仕様が併記されるため、該当する仕様に注記を付記し、対応する設備(系統)区分が明確になるように記載する。

(別紙1 記載例 14 / 16) : ④参照)

(c) 「主となる設備(系統)区分」と「兼用先」の要目表の関連付け

- ①「主となる設備(系統)区分」には、「兼用先」の「設備(系統)区分」がわかるように、また「兼用先」には、「主となる設備(系統)区分」がわかるように記載し、互いの関連付けを行う。

記載は、「主となる設備(系統)区分」の名称欄に注記を付記し、「兼用先」の全ての設備(系統)区分を記載する。

これにより、「兼用先」同士の関連性が明らかになるため、「兼用先」では、「主となる設備(系統)区分」のみを記載する。

(別紙1 記載例 6 / 16) : ③参照)

- ②「主となる施設区分」と「兼用先」の施設区分が異なる場合は、「施設区分」も含んで記載し、「兼用先」が同一の施設である場合には、「施設区分」の記載は行わない。

(別紙1 記載例 7 / 16) : ①参照)

- ③「兼用する設備(系統)区分」については、別紙2の「要目表 兼用先一覧」に従い兼用先を設定する。

(d) 「主となる設備(系統)区分」と同じ機器区分(容器、管等)が兼用先がない場合

- ①「兼用先」では異なる機器区分となるが、要目表として記載できる場合は、別紙2「要目表 兼用先一覧表」の「兼用する施設・設備(系統)区分」に従い兼用先を設定し、要目表に記載する。

- ②「兼用先」で要目表として記載できる機器区分がない場合、要目表には記載せず、兼用先の施設の基本設計方針の「兼用設備リスト」に設備名を記載する。

(e) 情報提供系，サポート系（補機冷却系，換気空調系及び電源系）に関しては，施設区分の兼用はしない。

c. 変更前後の書き分け

(a) 新たな規制への対応のため工事計画の手続きが必要となる設備（以下①～⑦に示す設備）の要目表については，必要な仕様を「変更後」に記載し「変更前」は「－」を記載する。

（別紙1

記載例	8 / 16
-----	--------

）：①参照

この際，既設の設備を変更後に記載する設備は，注記を付記し既設の設備である旨を記載する。この場合，注記を付記する位置については，設備全体が既設である場合は，原則代表して「名称」欄又は対象設備が複数の場合は「変更後」欄に1か所，一部の仕様に変更等がある場合は該当する仕様個別に付記する。

（別紙1

記載例	8 / 16
-----	--------

）：②参照

① 重大事故等対処設備として新たに追加設置した設備

（別紙1

記載例	5 / 16
-----	--------

）：②参照

② 従前の規制では工事計画の手続き対象外であった既設設備を重大事故対処設備として新たに登録する設備又は新たに記載する仕様

③ 設計基準対象施設として新たに工事計画の手続き対象となった設備又は仕様

（別紙1

記載例	8 / 16
-----	--------

）：③参照

④ 既設の設計基準対象施設を重大事故等対処設備として新たに登録する際に機器クラス区分が変更となることで要求事項（継手仕様等）が追加された設備

⑤ 兼用設備として新たに登録する設備又は仕様

（別紙1

記載例	3 / 16
-----	--------

）：①参照

⑥ 既設の設計基準対象施設を重大事故等対処設備として使用する設備のうち，重大事故等対処設備としての使用条件（温度，圧力等）が設計基準対象施設としての設計条件を超える仕様

（別紙1

記載例	4 / 16
-----	--------

）：①参照

⑦ 改造工事を行う設備（既工事計画書の本文記載事項の変更を伴うもの）

(b) 従前の規制範囲内での記載の適正化を行う設備の仕様については、「変更前」に記載し「変更後」には「変更なし」を記載する。

(c) 従前の規制範囲と整合させるために非主配管化する範囲については、「変更前」に既工事計画書の値を記載し、「変更後」を「－」とした上で、注記を付記し「記載の適正化を行う」旨を記載する。

(別紙1

記載例	9 / 16
-----	--------

 : ①参照)

(d) 重大事故等対処設備として既設の設計基準対象施設を使用する設備については「変更前」に仕様を記載し、「変更後」に「変更なし」と記載する。この場合、当該設備がどちらの機能を有するかの識別は、基本設計方針の「主要設備リスト」で行う。

(別紙1

記載例	3 / 16
-----	--------

 : ②参照)

(e) 今回の手続き対象外で「記載の適正化のみ」を行う設備は、「変更前」に仕様を記載し、「変更後」に「変更なし」と記載した上で、名称欄に注記を付記し「手続き対象外」である旨を記載する。

また、「申請範囲」に手続き対象外である旨を記載する。

(例) ○○（手続き対象外）

(f) 今回の手続きに関与しない設備については、要目表の記載の適正化は行わない。

(g) 記載の適正化として「変更前」に記載する際に、建設時の工事計画書等を出典として記載する場合において、既工事計画書本文に記載がないため添付書類又は添付図面を出典とする場合は、その添付書類又は添付図面が添付されている既工事計画認可申請書の「認可年月日」、「認可番号」及び「添付書類又は添付図面の名称」を記載する。

既工事計画書の参考資料については、出典として使用しないこととする。

例：注記 *1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和○○年○○月○○日付け○○資庁第○○号にて認可された工事計画の○○による。

(別紙1

記載例	4 / 16
-----	--------

 : ②参照)

- (h) 既工事計画書本文の記載事項の記載の適正化を行う場合は、これらの許認可情報は記載せず、「既工事計画書」の記載を注記に記載する。

例：注記 *1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「○○」と記載

(別紙1 記載例 7 / 16) : ②参照)

- (i) 既工事計画書に設備自体の記載がないものを「変更前」に記載する場合は、「名称」欄又は「変更前」欄に注記を付記し、その設備仕様一式そのものが既工事計画書に記載がないことを示す。

(別紙1 記載例 10 / 16) : ①参照)

- (j) 既工事計画書に記載された主配管の「区間」において「○○ポンプから△△配管合流部まで」などと記載されている場合は「○○ポンプ～△△配管合流部」と記載を修正する。ただし、「区間」の範囲の見直しを伴わない修正である場合は注記を付記しない。

例：○○ポンプから△△配管合流部まで

↓

○○ポンプ～△△配管合流部

- (k) 工事計画書に記載のある機器等を廃止手続きする際の記載については、「変更後」に、「撤去」または「廃止」を記載する。なお、改造に当たって別表第一対象外のポンプは変更後に「-」を記し、注記を付記する。

- ・「撤去」と記載する場合：今回の申請において機器等の撤去を行うもの。
- ・「廃止」と記載する場合：今回の申請においては、機器等の撤去は行わず、廃止手続きを行うもの。

(別紙1 記載例 11 / 16) : ①参照)

- (l) 別表第一に該当する取替対象設備については、「変更後」に取替えを実施する旨を注記に記載する。

- d. 同じ設備区分で同一機器を異なる用途で使用する場合の記載について

計測制御系統施設の原子炉非常停止信号及び工学的安全施設等の起動信号に記載される検出器のように、異なる用途に対し同一の検出器を使用する場合は兼用とはならないが、使用する全ての用途が明確となるよう、注記を付記し、互いの関連付けを行う。

(別紙1 記載例 12 / 16) : ①参照)

e. 重大事故等対処設備としての使用時における値について

- (a) 既設の設計基準対象施設を重大事故等対処設備として使用する設備のうち、重大事故等対処設備としての使用条件（温度，圧力）が設計基準対象施設としての設計条件を超える設備については，その超える部分の仕様を「変更後」に記載する。この際，上段を設計基準対象施設としての値，下段を重大事故等対処設備としての使用時における値とし，注記を付記して「重大事故等時における使用時の値」である旨を記載する。

（別紙1

記載例	4 / 16
-----	--------

）：①参照

- (b) 重大事故等対処設備としてのみ使用する設備については，「最高使用圧力」及び「最高使用温度」（ポンプ等については「容量」，「揚程」，「吐出圧力」，「再結合効率」も含む）の項目欄に注記を付して「重大事故等時における使用時の値」である旨を記載する。また，既設の設計基準対象施設を重大事故等対処設備として新たに登録する際に，機器クラス区分が変更になることで，記載が追加された管継手についても重大事故等対処設備としてのみ使用する設備として，「最高使用圧力」及び「最高使用温度」の項目欄に注記を付して「重大事故等時における使用時の値」である旨を記載する。

（別紙1

記載例	5 / 16
-----	--------

）：③参照

（別紙1

記載例	13 / 16
-----	---------

）：①参照

f. 設計確認値

- (a) ポンプ，熱交換器，容器等の容量，熱交換器等の伝熱面積及び J I S 配管を除く配管等の厚さについては「設計確認値」及び「公称値」を記載する。ただし，設計図書等にて「設計確認値」が明記されていない場合は，「公称値」と同一値を記載する。

また，従来，「設計確認値」のみを記載していたものについては，原則，同一の値を「公称値」として記載する。

ただし，安全弁・逃がし弁のリフト量，主要弁の弁箱厚さ及び弁蓋厚さ等の機器仕様上の最小値を記載している場合は「設計確認値」のみ記載する。

（別紙1

記載例	10 / 16
-----	---------

）：②参照

- (b) 「設計確認値」及び「公称値」を併記する場合は，「設計確認値」の後に括弧を付して「公称値」を記載し，注記を付して「公称値」である旨を記載する。

（別紙1

記載例	3 / 16
-----	--------

）：④参照

g. 材料記号の記載

- (a) J I S 規格に基づく材料記号の記載（施設時の J I S 規格に基づく材料記号を記載する。）

①設備の施設以降に、J I S 規格改定により材料記号が変更されたものであっても、今回の申請において施設時の J I S 材料記号を記載する。

②既設設備の一部に最新の J I S 規格が使用されたものは、今回の申請において施設時の J I S 材料記号と最新の J I S 材料記号をそれぞれ記載する。

(b) J I S 規格以外を使用する材料記号の記載

①企業のプライベート規格を使用している一般産業品については、使用している材料を総称する一般名を記載する。

h. 個数

(a) 可搬型設備のうち技術基準規則上、予備を必要とする設備については、括弧外に必要な数を記載し、括弧内に予備数を併記する。

(別紙 1

記載例	14 / 16
-----	---------

 : ①参照)

なお、可搬型の主配管については、後述の「(2) 個別設備の記載, b. 個別事項 (配管), (c) 可搬型主配管」に示す。

i. 取付箇所

(a) 常設設備 (可搬型設備のうち一部常設箇所を有する設備を含む。) の取付箇所については「系統名 (ライン名)」、「設置床」、「溢水防護上の区画番号」及び「溢水防護上の配慮が必要な高さ」を記載する。

①「属する系統の機能の独立性」の確認のため、要目表へ「系統名 (ライン名)」を記載し、「系統図」との関連付けを行う。ポンプ A, B や弁 A, B, C 等の複数機器を 1 件の要目表に記載する場合には、その機器毎に「系統名 (ライン名)」を記載する。なお、系統に接続されない機器 (クレーン等) は「-」とする。
(詳細は別紙 3 参照)

②「位置的分散」の確認のため、要目表へ「設置床」を記載し、「配置図」との関連付けを行う。記載欄には「建物の名称」及び機器等の「設置床レベル」を記載する。

(詳細は別紙 3 参照)

③ VI-1-1-9 「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」の溢水評価対象の溢水防護対象設備及び溢水評価対象の重大事故等対処設備並びに溢水防護区画との関連付けを行うため、要目表へ「溢水防護上の区画番号」を記載する。新規要求事項であるため「変更後」の欄に記載する。なお、溢水評価対象以外の設備は「-」とする。

(詳細は別紙 3 参照)

- ④「溢水防護上の配慮が必要な機器等」について、その機器が設置される溢水防護区画のうち、機能喪失高さが最も低いものを選定した上で、裕度を設定して要目表へ「溢水防護上の配慮が必要な高さ」として記載する。新規要求事項であるため「変更後」の欄に記載する。なお、溢水評価対象以外の設備は「－」とする。

(詳細は別紙 3 参照)

- (b) 可搬型設備の取付箇所については、「保管場所」及び「取付箇所」を記載する。

- ①屋外の可搬型設備の「保管場所」は、保管場所の設置床高さ及び保管場所が特定可能な記載とする。この場合、移動可能な設備であることを考慮し設置床高さには「約」を付記する。なお、設置床高さの表記方法については、設置変更許可申請書に準じる。

(別紙 1

記載例	14 / 16
-----	---------

) : ②参照)

- ②屋外の可搬型設備の「取付箇所」は、取付箇所の設置床高さ及び取付箇所が特定可能な記載とする。この場合、移動可能な設備であることを考慮し、「取付箇所」に記載する高さには「約」を記載する。

(別紙 1

記載例	14 / 16
-----	---------

) : ③参照)

- ③可搬型設備のうち一部常設箇所を有する設備については、一部常設箇所の「溢水防護上の配慮が必要な高さ」を記載し、その旨が分かるよう注記を付記する。

- ④可搬型ホースについて、複数の敷設ルートがある場合には、敷設距離が最長となるルートについて注記で記載する。また、複数の長さのホースを組み合わせで使用する場合は、その内訳を注記で記載する。

(詳細は別紙 4 参照)

j. S I 単位換算

- (a) 既工事計画書に記載がある設備のうち、S I 単位で記載されていないものについては、S I 単位に換算した値を「変更前」に記載し、注記を付して「S I 単位に換算した」旨を記載する。

(別紙 1

記載例	3 / 16
-----	--------

) : ③参照)

k. 使用前検査未完了の工事

- (a) 新規制施行前に工事の計画の認可又は届出した工事のうち、使用前検査に合格していないもので、今回の一体工事として手続きするものについては、「基本設計方針の変更の工事」として扱う。この場合、「変更前」に認可又は届出後の仕様を記載し、注記で基本設計方針の変更である旨の記載を行う。

例：認可を受けた工事

注記 *1：記載内容は、既工事計画書（平成〇〇年〇〇月〇〇日付け電原設第〇〇〇号工事計画届出書，平成〇〇年〇〇月〇〇日付け平成〇〇・〇〇・〇〇原第〇〇号にて認可）による。なお，本工事計画は，認可された工事計画に対して，基本設計方針の変更を行うことに伴い申請するものである。

- (b) 今回の一体工事として手続きしないものについては、別途、「工事計画」の「変更認可申請」又は「変更届出」等の手続きを行う。そのため、これらに係る設備のうち今回の一体工事の手続きとして必要となるものは、要目表の「変更前」部分に「既に認可を受けた」工事計画の「変更前」の部分を記載するものとする。その場合において注記は記載しない。

1. 防護上の配慮が必要な設備

- (a) 耐震基準変更に伴う耐震Sクラス設備、共振の影響を受ける耐震Bクラス設備、溢水防護上の配慮が必要となる防護対象設備、竜巻、火山又は外部火災等における防護対象であって別表第二の要目表対象設備の場合は、基準変更対応としての手続き対象設備として要目表に記載する。

m. 機能及び使用方法が同じ設備を複数台保有する場合の名称

- (a) 残留熱除去ポンプや逃がし安全弁等、機能及び使用方法が同じ設備を複数保有する場合の名称は、「A」、「B」、「C」等の個体識別を記載せず、設備名称のみ記載する。

(例) 保有設備「A, B, C-残留熱除去ポンプ」

↓

要目表記載名称「残留熱除去ポンプ」

- (b) 弁については弁番号で記載することとし、個体識別を付記した設備名称を記載する。なお、機能及び使用方法が同じ設備についてはまとめて記載する。

(例) 要目表記載名称「AV202-1A, B, C, D」

n. 竜巻、内部溢水評価等の制約により分散配置を必要とする設備については、要目

表の取付箇所（保管場所）欄に分散して保管する旨を記載する。（大量送水車等）

(2) 個別設備の記載

a. 個別事項（機器）

- (a) 工学的安全施設等の作動設定値において、既設の検出器を重大事故等対処設備として兼用し、ロジック回路のみ新たに構成する場合については、「変更前」を「－」とし、「変更後」に設備仕様を記載する。この場合、検出器は既設であること及び原子炉非常停止信号の検出器と兼用であることを注記する。
- (b) 非常用電源設備以外のポンプ車等に付属するポンプ駆動用の燃料タンク（車付タンク）については、補機駆動用燃料設備に記載する。また、ディーゼル機関を駆動源とする消火ポンプの燃料タンクも同様とする。
- (c) 「別表第二」記載事項のうち計測制御系統施設及び放射線管理施設に記載されている「警報装置を有する場合は、その動作範囲を付記すること。」については、設計基準対象施設、重大事故等対処設備ともに技術基準規則で要求されている計測装置のみ適用し、警報動作を適用しない設備については、「－」とする。なお、既工事計画書の記載の適正化を行う場合は、注記を付記して、警報動作を適用しない旨を記載する。

（別紙1

記載例	15 / 16
-----	---------

）：①参照

- (d) 静的触媒式水素再結合装置の再結合効率の値として、評価式により算出した値を記載するが、この記載値は代表点での値となるため、その旨を注記で記載する。
- (e) 中央制御室及び緊急時対策所の居住性評価において考慮する生体遮蔽装置について
中央制御室及び緊急時対策所の居住性評価において解析上遮蔽として考慮する壁等については、「中央制御室遮蔽」、「中央制御室待避室遮蔽」、「二次遮蔽」、「補助遮蔽」、又は「緊急時対策所遮蔽」として記載する。

b. 個別事項（配管）

(a) 要目表名称

主配管については用途、使用範囲等の明確化のため、以下の範囲で名称を細分化する。

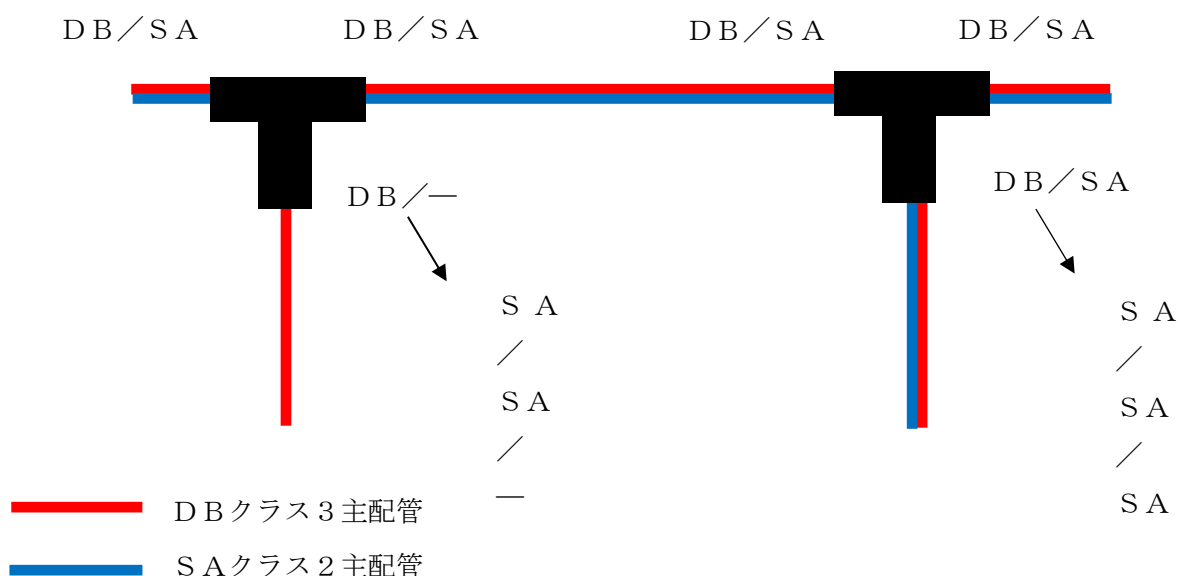
①設計基準対象施設のみ境界

- ②重大事故等対処設備のみの境界
- ③重大事故等対処設備として既設の設計基準対象施設を使用するもので、設計基準対象施設としての仕様から変更がない境界
- ④重大事故等対処設備として既設の設計基準対象施設を使用するもので、設計基準対象施設としての仕様から変更がある境界
- ⑤兼用設備の境界
- ⑥耐震重要度分類Sクラスの境界
- ⑦主配管と非主配管の境界
- ⑧共用設備の号機間の境界
- ⑨設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の境界

(b) 管継手

- ① 既設の設計基準対象施設を重大事故等対処設備として新たに登録する際に、機器クラス区分が変更になることで、記載が追加された管継手は「変更前」を「—」とし、「変更後」に管継手の仕様を記載し、注記で「既設」である旨を記載する。

また、上記のうち「T継手」については、重大事故等時に使用する流路に対して仕様を記載する。即ち、T継手の分岐部が設計基準対象施設上は主配管であっても、当該分岐部が重大事故等時に使用しない流路である場合は、当該T継手の分岐部は「—」とする。



- ②既設の設計基準対象施設のクラス2配管の管継手に関しては、既工事計画書

に記載されていないもので新規制においても主配管に該当する場合は、記載の適正化として「変更前」に管継手を追記し、その旨を注記で記載する。

(c) 可搬型主配管

①可搬型主配管のうち、可搬型ホースについては、接続する箇所が分かるような名称にするとともに、ホース1本当たりの長さを名称へ記載する。

(例) ○○ライン△△用□□ m ホース

(別紙1 記載例 16 / 16) : ①参照

②外径が記載できない可搬型主配管の外径については、呼び径を記載し、その旨を注記する。

(別紙1 記載例 16 / 16) : ②参照

③厚さが記載できない可搬型主配管の厚さは「—」を記載し、その旨を注記する。

注記 *1: メーカー仕様によるものとし、完成品として一般産業品の規格及び基準に適合するものであって、使用材料の特性を踏まえた上で、重大事故等時における使用圧力及び使用温度が負荷された状態において強度が確保できるものを使用する。

(別紙1 記載例 16 / 16) : ③参照

・非常用発電装置の常設ホースの記載は、以下とする。

注記 *1: メーカー仕様によるものとし、「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」に基づき、規定の圧力まで昇圧した後、適切な時間保持したとき、これに耐え、また規定の圧力で点検を行ったとき、漏えいがないものを使用する。

④可搬型主配管の「個数」、「取付箇所」欄の記載について

可搬型主配管の「個数」欄及び「取付箇所」欄への記載方法を、別紙4に示す。なお、詳細な個数の内訳は「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書」に記載する。

要目表 記載例

放射性廃棄物の廃棄施設

1. 気体、液体又は固体廃棄物貯蔵設備に係る次の事項

1.1 固体廃棄物貯蔵設備

(2) 容器の名称、種類、容量、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料及び個数並びに漏えい防止のための制御方法

		変更前		変更後				
名	称	原子炉浄化系樹脂貯蔵タンク (1, 2号機共用)		変更なし				
種	類	たて置円筒形						
容	量	m ³ /個	□以上*1 (235*2)		□以上*1 (260*2)			
最	高	使	用		圧	力	MPa	静水頭
最	高	使	用		温	度	℃	66
主 要 寸 法	胴	内	径		mm	5600*2		
	胴	板	厚		さ	mm	□*3 (12.0*2)	
	鏡	板	厚		さ	mm	□*3 (12.0*2)	
	鏡板の形状に係る寸法*3		mm		5600*2 (鏡板の中央部における内面の半径)			
			mm		560*2 (鏡板のすみの丸みの内半径)			
	平	板	厚		さ	*1	mm	6.0*2
	管	台	外		径	(使用済樹脂入口)*1	mm	89.1*2
	管	台	厚		さ	(使用済樹脂入口)*3	mm	□ (5.5*2)
	管	台	外		径	(分離水出口)*1	mm	76.3*2
	管	台	厚		さ	(分離水出口)*3	mm	□ (5.2*2)
	管	台	外		径	(使用済樹脂入口)*1	mm	34.0*2
	管	台	厚		さ	(使用済樹脂入口)*3	mm	□ (4.5*2)
管	台	外	径		(オーバーフロー)*1	mm	114.3*2	
管	台	厚	さ		(オーバーフロー)*3	mm	□ (6.0*2)	
高	さ	*1, *4	mm		10406*1, *2	11406*1, *2		
材	料	胴	板		—	SUS304		
材	料	鏡	板		—	SUS304		
個	数	—	1		1			
漏	え	い	防	止	の	た	め	の
制	御	方	法	—	水位高による規定時間洗浄運転後受入ポンプ自動停止回路及び受入弁自動閉回路 水位高高による受入ポンプ自動停止回路			

注記*1: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

①の例

以下の設備は、既存の1号機設備、1、2号機共用であり、本工事計画で1号機設備とする。

液体廃棄物処理系

- (1) 熱交換器
 - 廃液濃縮器（1号機設備）
 - 廃液濃縮復水器（1号機設備）

- (2) ポンプ
 - 廃液コレクタポンプ（1号機設備）
 - 液体サージポンプ（1号機設備）
 - 廃液コレクタ及び床ドレンコレクタ共通ポンプ（1号機設備）
 - 廃液サンプルポンプ（1号機設備）
 - 床ドレンコレクタポンプ（1号機設備）
 - 床ドレンサンプルポンプ（1号機設備）
 - 濃縮器供給ポンプ（1号機設備）
 - 廃液中和ポンプ（1号機設備）
 - 凝縮水ポンプ（1号機設備）
 - シャワドレンサンプポンプ（1号機設備）
 - シャワドレンポンプ（1号機設備）
 - 処理ポンプ（1号機設備）

- (4) 容器
 - 廃液コレクタタンク（1号機設備）
 - 廃液サージタンク（1号機設備）
 - 廃液サンプルタンク（1号機設備）
 - 床ドレンサンプルタンク（1号機設備）
 - 廃液中和タンク（1号機設備）
 - 凝縮水タンク（1号機設備）
 - シャワドレンタンク（1号機設備）
 - 補助サージタンク（1号機設備）
 - 処理水受入タンク（1号機設備）

- (8) ろ過装置
 - 廃液フィルタ（1号機設備）
 - 廃液脱塩器（1号機設備）
 - 床ドレンフィルタ（1号機設備）
 - 床ドレン脱塩器（1号機設備）
 - シャワドレンろ過器（1号機設備）

- (10) 主配管（1号機設備）

4. ほう酸水注入設備に係る次の事項

4.1 ほう酸水注入系

- (1) ポンプの名称、種類、容量、揚程又は吐出圧力、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所並びに原動機の種類、出力、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

常設

			変更前	変更後	
ポンプ	名称		ほう酸水注入ポンプ	ほう酸水注入ポンプ*1 ← ①の例	
	種類	—	往復形		
	容量*2	m ³ /h/個	□以上 (9.72*3)		
	吐出圧力	MPa	□以上 (11.0*3, *5) ← ③の例		
	最高使用圧力	MPa	吸込側 0.93*4, *5 / 吐出側 11.8*4, *5		
	最高使用温度	℃	66		
	主要寸法	吸込内径*6	mm	78.1*3	変更なし ← ②の例
		吐出内径*6	mm	38.4*3	
		ケーシング厚さ*6	mm	□ (17.6*3) ← ④の例	
		たて*6	mm	1515*3	
		横*6	mm	900*3	
	材料	高さ*7	mm	850*3	
リキッドシリンダー		—	□		
	リキッドシリンダーカバー	—	□		

2-別1-3

(つづき)

			変更前		変更後	
ポンプ	取付箇所	個数	—	2*5	変更なし	
		系統名 (ライン名)		A-ほう酸水注入ポンプ (A-ほう酸水注入系) *6		
	設置床	—	原子炉建物 EL 3480mm*6	原子炉建物 EL 3480mm*6	R-3F-04-1N, R-3F-04-2N, R-3F-07N, R-3F-16-1N	
	溢水防護上の区画番号	—	—			
取付箇所	溢水防護上の 配慮が必要な高さ	—			EL 3543mm 以上	EL 3543mm 以上
原動機	種類	—	誘導電動機		変更なし	
	出力	kW/個	□*3			
	個数	—	2*5			
	取付箇所	—	ポンプと同じ*6			

注記*1：原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）と兼用

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「定格容量」と記載

*3：公称値を示す。

*4：S I 単位に換算したものである。

*5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、既工事計画書の主配管「ほう酸水貯蔵タンクからほう酸水注入ポンプ」及び「ほう酸水注入ポンプから差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーよりN 1 1 ノズルまでの外管）まで」による。

*6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

①の例

④の例

③の例

4. 原子炉冷却材の循環設備に係る次の事項

4.1 主蒸気系

(3) 容器の名称、種類、容量、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料及び個数

			変更前	変更後	
名称			逃がし安全弁逃がし弁機能用 アキュムレータ	逃がし安全弁逃がし弁機能用 アキュムレータ*1	
種類	—		横置円筒形	変更なし	
容量	ℓ/個		□*2(15*3)		
最高使用圧力	MPa		1.77*4	変更なし 2.20*5 ← ①の例	
最高使用温度	℃		171	変更なし 200*5	
主要寸法	胴外径*6	mm	216.3*3	変更なし	
	胴板厚さ	mm	□*7(8.2*3)		
	平板厚さ	mm	□*7(30.0* 3)		□*7(30.0* 3)
	管台外径(流体出入口)*7	mm	60.0*3		
	管台厚さ(流体出入口)*7	mm	□(8.4*3)		
	全長	mm	550*3		
	材料	—			SUS304TP
	—		SUS304		
個数	—		12		

(つづき)

			変更前	変更後
*8 取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M-逃がし安全弁逃がし弁機能用ア キュムレータ (A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M-主蒸気系)	変 更 な し
	設 置 床	—	原子炉格納容器内 EL 23800mm	
	溢水防護上の区画番号	—		
	溢水防護上の 配慮が必要な高さ	—	—	

注記*1：計測制御系統施設のうち制御用空気設備（逃がし安全弁窒素ガス供給系）と兼用

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*3：公称値を示す。

*4：S I 単位に換算したものである。

*5：重大事故等時における使用時の値 ← ①の例

*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「胴内径」と記載

*7：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、昭和60年4月27日付け59資庁第17250号にて認可された工事
計画の添付書類「IV-2-1-2-2 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの強度計算書」による。 ← ②の例

*8：計測制御系統施設のうち制御用空気設備の逃がし安全弁窒素ガス供給系に使用する場合の記載事項

②の例

6.5 低圧原子炉代替注水系

(1) ポンプの名称、種類、容量、揚程又は吐出圧力、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所並びに原動機の種類、出力、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

常設

			変更前	変更後	
名称				低圧原子炉代替注水ポンプ*1 ← ①の例	
ポンプ	種類	—		ターボ形	
	容量	m ³ /h/個		□以上(230* ²)	
	揚程	m		□以上(190* ²)	
	最高使用圧力*3	MPa	③の例	吸込側 静水頭/吐出側 3.92	
	最高使用温度*3	℃		66	
	主要寸法	吸込内径	mm		199.9* ²
		吐出内径	mm		151.0* ²
		ケーシング厚さ	mm		□(55.0* ²)
		たて横	mm		860* ²
	高さ		mm		2035* ²
		mm		1400* ²	
材料		ケーシング		□	
	ケーシングカバー			□	
個数	—			2* ⁴	

2-別1-7

記載例 5 / 16

(つづき)

				変更前	変更後	
ポンプ	取付箇所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	—	低圧原子炉代替注水ポンプ (低圧原子炉代替注水系)	
		設 置 床	—		低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内 EL 700mm	
		溢水防護上の区画番号	—		Y-S1-02	Y-S1-02
		溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		EL 880mm 以上	EL 880mm 以上
原動機	種 類	種 類	—	誘導電動機		
		出 力	kW/個	210* ²		
		個 数	—	2* ⁴		
		取 付 箇 所	—	ポンプと同じ		

注記*1：原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系，ペDESTAL代替注水系，低圧原子炉代替注水系）と兼用

*2：公称値を示す。

*3：重大事故等時における使用時の値 ← ③の例

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「2（うち1個は予備）」と記載

8. 制御用空気設備に係る次の事項

8.2 逃がし安全弁窒素ガス供給系

- (2) 容器の名称、種類、容量、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

以下の設備は、既存の原子炉冷却系統施設のうち原子炉冷却材の循環設備の主蒸気系であり、逃がし安全弁窒素ガス供給系として本工事計画で兼用する。

常設

①の例

②の例

③の例

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

変更前						変更後					
名	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料
A-残留熱除去系ストレーナ ～ A-停止時冷却モード入ロライン合 流部*25	0.427	104	508.0	□*1	STS42	A-残留熱除去系ストレーナ ～ A-停止時冷却モード入ロライン合 流部*9	変更なし 0.853*4	変更なし 178*4	変更なし		
			/508.0	□*1							
	0.427*3	185	508.0	□*7(9.5*1)	SM41C		変更なし				
			508.0*5	9.5*1, *5	STPT42*5						
			508.0	□*7(9.5*1)	SM41C						
			508.0*5	9.5*1, *5	STPT42*5						
1.37*3	185	517.6	□*7(14.3*1)	SM41C							
A-残留熱除去系熱交換器バイパス ライン分岐部 ～ A-残留熱除去系熱交換器バイパス ライン合流部*26	3.92*3	185	355.6	15.1*1	STS42	A-残留熱除去系熱交換器バイパス ライン分岐部 ～ A-残留熱除去系熱交換器バイパス ライン合流部*27	変更なし				
A-原子炉圧力容器ヘッドスプレイラ イン分岐部 ～ A-原子炉圧力容器注入ライン分岐 部*28, *29	3.92*3	185	355.6*5	19.0*1, *5	STS42*5	A-原子炉圧力容器ヘッドスプレイラ イン分岐部 ～ A-原子炉圧力容器注入ライン分岐 部*24	変更なし				
A-原子炉圧力容器注入ライン分岐 部*28, *29	3.92*3	185	355.6	15.1*1	STS42	A-原子炉圧力容器注入ライン分岐 部*30	変更なし				
A-原子炉圧力容器注入ライン分岐 部	3.92*3	185	355.6	19.0*1	STS42	A-原子炉圧力容器注入ライン分岐 部	変更なし	355.6	19.0	変な	
～ 低圧原子炉代替注水ポンプ注水ラ イン合流部*28, *29			/355.6	/19.0*1							/216.3
低圧原子炉代替注水ポンプ注水ラ イン合流部*28, *29	3.92*3	185	355.6	19.0*1	STS42	低圧原子炉代替注水ポンプ注水ラ イン合流部*32	変更なし				

②の例

①の例

- *24：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード）））と兼用
- *25：記載の適正化を行う。既工事計画書には「サプレッションチェンバから「原子炉再循環系との取合点からA-残留熱除去ポンプまで」の合流点まで」と記載 ← ②の例
- *26：記載の適正化を行う。既工事計画書には「A-残留熱除去ポンプからA-残留熱除去系熱交換器まで」の分岐点から「A系原子炉再循環系戻り管」の合流点まで」と記載
- *27：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）と兼用
- *28：記載の適正化を行う。既工事計画書には「A系低圧注入管」と記載
- *29：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉圧力容器頂部スプレイ管」の分岐点から原子炉圧力容器まで」と記載
- *30：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード））、格納容器代替スプレイ系、ペDESTAL代替注水系）と兼用
- *31：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系、ペDESTAL代替注水系）と兼用
- *32：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系、残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系、ペDESTAL代替注水系、残留熱代替除去系、低圧原子炉代替注水系）と兼用 ← ①の例
- *33：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系、残留熱除去系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（残留熱代替除去系、低圧原子炉代替注水系）と兼用
- *34：記載の適正化を行う。既工事計画書には「サプレッションチェンバから「B-残留熱除去ポンプ入口管」の合流点まで」と記載
- *35：記載の適正化を行う。既工事計画書には「B-残留熱除去ポンプからB-残留熱除去系熱交換器まで」の分岐点から「B系原子炉再循環系戻り管」の合流点まで」と記載
- *36：記載の適正化を行う。既工事計画書には「B系低圧注入管」と記載
- *37：記載の適正化を行う。既工事計画書には「B系原子炉再循環系戻り管」の分岐点から原子炉圧力容器まで」と記載

(4) 燃料設備に係る次の事項

イ ポンプの名称、種類、容量、揚程又は吐出圧力、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所並びに原動機の種類、出力、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

常設

			変更前	変更後*1 ← ②の例		
ポンプ	名称			A-ディーゼル燃料移送ポンプ		
	種類	—		スクリー式		
	容量	m ³ /h/個		□以上(4*2)		
	吐出圧力	MPa		□以上(0.5*2)		
	最高使用圧力	MPa		0.98		
	最高使用温度	℃		40		
	主要寸法	吸込内径	mm		50*2	
		吐出内径	mm		40*2	
		たて		mm		280*2
			横	mm		520*2
		高さ	mm		230*2	
	材料	ケージング	—		SC42	
個数	—			1		

①の例 ↑

②の例 ←

(つづき)

				変更前	変更後*1
ポンプ	取付箇所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	—	A-非常用ディーゼル発電設備 A-ディーゼル燃料移送ポンプ (A-非常用ディーゼル発電設備)
		設 置 床	—		取水エリア EL 7550mm
		溢水防護上の区画番号	—		Y-18N
		溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		EL 8235mm 以上
原 動 機	種 類	—	誘導電動機		
	出 力	kW/個	2.2*2		
	個 数	—	1		
	取 付 箇 所	—	ポンプと同じ		

注記*1：本設備は既存の設備である。

③の例

*2：公称値を示す。

4.5 タービンヒータベント系

(8) 主配管の名称、最高使用圧力、最高使用温度、外径、厚さ及び材料

変更前						変更後						
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径*1 (mm)	厚さ*1 (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	
タービンヒータベント系	第6給水加熱器 ～ 第6給水加熱器出 口ライン合流部*2	2.66*3	230	48.6	5.1	STPA23			—*4			
	第5給水加熱器 ～ 第5給水加熱器出 口ライン合流部*5	1.77*3	209	48.6	5.1	STPA23			—*4			
	第4給水加熱器 ～ 第4給水加熱器出 口ライン合流部*6	0.72*3	172	48.6	5.1	STPA23			—*4			
	第3給水加熱器 ～ 第3給水加熱器出 口ライン合流部*7	0.35*3	149	76.3	5.2	STPA23			—*4			
	第2給水加熱器復 水器内開放管	0.35*3	149	89.1	5.5	STPA23			—*4			
						タービンヒータベント系						

①の例

2-別1-14

(7) 主要弁の名称、種類、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、駆動方法、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

常設

		変更前*1		変更後	
名	称	MV222-2A, B*2			
種	類	— 止め弁			
最	高 使 用 圧 力	MPa	3.92*3, *4		
最	高 使 用 温 度	℃	185*3		
主	呼	び 径	(A)	350*2	
	弁	箱 厚 さ	mm	□以上*2	
	弁	ふ た 厚 さ	mm	□以上*2	
材	弁	箱	—	SCPL1*2	
	弁	ふ た	—	SCPL1*2	
駆	動 方 法	—	電気作動*2		
個	数	—	2*2		
取	系	統 名	—	MV222-2A*1 (A-残留熱除去系)	MV222-2B*1 (B-残留熱除去系)
	設	置 床	—	原子炉建物 EL 15300mm	原子炉建物 EL 15300mm
箇	溢	水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—	
	溢	水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—	—	—
				R-1F-30N	R-1F-10N
				EL 19441mm 以上	EL 17307mm 以上

変更なし

注記*1：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、既工事計画書の主配管「A-残留熱除去ポンプからA-残留熱除去系熱交換器まで」の分岐点から「A系原子炉再循環系戻り管」の合流点まで、「B-残留熱除去ポンプからB-残留熱除去系熱交換器

変更前						変更後							
名 称	最高使用	最高使用	外 径*1	厚 さ*1	材 料	名 称	最高使用	最高使用	外 径	厚 さ	材 料		
	圧 力 (MPa)	温 度 (℃)	(mm)	(mm)			圧 力 (MPa)	温 度 (℃)	(mm)	(mm)			
主蒸気系 (主蒸気隔離弁漏えい制御系)	原子炉格納容器外 側主蒸気隔離弁 ～ サブプレッションチ ェンバ内排気管及 び原子炉建物開放 出口ライン合流部 *2	8.62	302	61.1*3	10.9*3	主蒸気系 (主蒸気隔離弁漏えい制御系)	—*4						
				60.5	8.7								STS42
				61.1*3	10.9*3								SFVC2B
				/61.1*3	/10.9*3								
				/—	/—								STPT42
				60.5	8.7								
				114.3	8.6								STPT42
				114.3*5	8.6*5								STPT42*5
114.3	11.1	STPT42											
114.3	8.6	SB42											
	0.427	171	60.5	5.5	STPT42							廃止*6 ← ①の例	
	0.427	171	60.5	5.5	STPT42							廃止*6	

6. 原子炉非常停止信号の種類、検出器の種類、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）、原子炉非常停止に要する信号の個数及び設定値並びに原子炉非常停止信号を発信させない条件
常設

変更前						変更後								
*1 原子炉非常停止信号の種類	検出器の種類	個数	取付箇所		*2 原子炉非常停止に要する信号の個数	*3 原子炉非常停止信号を発信させない条件	原子炉非常停止信号の種類	検出器の種類	個数	取付箇所		原子炉非常停止に要する信号の個数	設定値	原子炉非常停止信号を発信させない条件
			系統名 (ライン名)	設置床						系統名 (ライン名)	設置床			
原子炉高圧力	*4 原子炉高圧力検出器	4	系統名 (ライン名)	—	*6 2	*7, *8 7.23MPa以下	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし		変更なし	変更なし	変更なし
			設置床	*5 原子炉建物 EL. 15300mm						設置床	—			
原子炉低水位	*8, *10 原子炉低水位検出器	4	系統名 (ライン名)	—	*6 2	*11 気水分離器下端 より16cm以上	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし		変更なし	変更なし	変更なし
			設置床	*5 原子炉建物 EL. 15300m						設置床	—			
ドライウェル高圧力	*4, *12 ドライウェル高圧力検出器	4	系統名 (ライン名)	—	*6 2	*7, *13 13.7MPa以下	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし		変更なし	変更なし	変更なし
			設置床	*5 原子炉建物 EL. 23800mm						設置床	—			

①の例

注：原子炉保護系は2系統の独立したチャンネルで構成し、両チャンネルが同時動作した場合に原子炉を緊急停止する。両チャンネルの電源が喪失したときには、フェイルセーフ機能により原子炉を緊急停止する。

注記*1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉スクラム信号の種類」と記載

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉スクラムに要する個数」と記載

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「原子炉スクラムをバイパスするインターロック」と記載

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「圧力検出器」と記載

*5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。

*6：原子炉保護系の各チャンネルは検出器2個で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低1個の動作でチャンネルは動作する。

*7：S1単位に換算したものである。

*8：記載の適正化を行う。既工事計画書には「73.8kg/cm²」と記載

*9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「差圧検出器」と記載

*10：本検出器は、工学的安全施設等の起動信号のうち、その他の原子炉格納容器隔離弁、非常用ガス処理系「原子炉水位低（レベル3）」として使用する検出器と同じである。

*11：気水分離器下端は、原子炉圧力容器零レベルより1328cm上

*12：本検出器は、工学的安全施設等の起動信号のうち、その他の原子炉格納容器隔離弁、非常用ガス処理系「ドライウェル圧力高」として使用する検出器と同じである。

①の例

*13：記載の適正化を行う。既工事計画書には「0.14kg/cm²」と記載

*14：記載の適正化を行う。既工事計画書には「出力領域計装」と記載

*15：スクラム信号は6チャンネルの平均出力領域計装からの信号であり、個数はチャンネル数を示す。

*16：原子炉保護系の各チャンネルは検出器3個で構成され、同じチャンネルに属する検出器最低1個の動作でチャンネルは動作する。

変更前						変更後					
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径*1 (mm)	厚さ (mm)	材料
—						燃料プール冷却系 過脱塩装置ろ過脱塩 器入口ライン分岐部 ～ 燃料プール冷却系 過脱塩装置ろ過脱塩 器出口ライン合流部 *3	1.37*8	66*8	216.3	8.2*1	STPT42
									216.3*4	8.2*1, *4	STPT42*4
									216.3	8.2*1	STPT410
									216.3*4	8.2*1, *4	STPT410*4
									216.3	<input type="text" value="(8.2*1)"/>	<input type="text" value=""/>
									216.3	8.2*1	SUS304TP

①の例

①の例

変更前						変更後						
名	称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (℃)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
燃料 プ ール 冷 却 系	弁V222-13 ～ 残留熱除去系合流 部*6	1.37*5	66	216.3	8.2	STPT42	変更なし					
	216.3			8.2	SUS304TP							

注：記載の適正化を行う。既工事計画書には名称欄文末に「～まで」と記載

注記*1：公称値を示す。

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「スキマサージタンクから燃料プール冷却ポンプまで」と記載

*3：本設備は既存の設備である。

*4：エルボを示す。

*5：S I 単位に換算したものである。

*6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*7：記載の適正化を行う。既工事計画書には「燃料プール冷却ポンプから燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器まで」と記載

*8：重大事故等時における使用時の値 ← ①の例

*9：記載の適正化を行う。既工事計画書には「燃料プール冷却系ろ過脱塩装置ろ過脱塩器から燃料プール冷却系熱交換器まで」と記載

*10：記載の適正化を行う。既工事計画書には「燃料プール冷却系熱交換器から燃料プールまで」と記載

4.2 燃料プールのスプレイ系

(2) ポンプの名称、種類、容量、揚程又は吐出圧力、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所並びに原動機の種類、出力、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

可搬型

			変更前	変更後	
ポンプ	名称			大量送水車*1	
	種類	—		ディフューザ形	
	容量*2	m ³ /h/個		48 以上*3, 48 以上*4, 48 以上*5, ← ④の例 120 以上*6, 70 以上*7, 120 以上*8, 120 以上*8, 120 以上*9, 120 以上*10, 150 以上*11 (168*12, *13)	
	吐出圧力*2	MPa		1.36*3 以上, 0.48 以上*4, 1.36 以上*5, 1.58 以上*6, 1.21 以上*7, 0.72 以上*8, 0.99 以上*8, 1.38 以上*9, 1.37 以上*10, 1.44 以上*11 (0.85*12, *13)	
	最高使用圧力*2	MPa		□	
	最高使用温度*2	℃		□	
	主要寸法	吸込口径	mm		□
		吐出口径	mm		□
		たて	mm		□
		横	mm		□
		高さ	mm		□
		車両全長	mm		8350*9
		車両全幅	mm		2490*9
	車両高さ	mm		3550*9	
	材料	ケーシング	—		□
個数	—			4(予備1) ← ①の例	

			変更前	変更後
ポンプ	取付箇所	—	—	保管場所： 屋外 EL 50000mm 第1保管エリア 屋外 EL 44000mm 第2保管エリア 屋外 EL 13000mm～33000mm 第3保管エリア 屋外 EL 8500mm 第4保管エリア 予備を含めた5個を上記4箇所のうち第1保管エリアに1個、第2保管エリアに1個、第3保管エリアに1個及び第4保管エリアに2個を保管する。 取付箇所：*14 屋外 EL 8500mm 2号取水槽近傍及びタービン建物近傍 屋外 EL 15000mm 原子炉建物近傍 屋外 EL 44900mm 輪谷貯水槽近傍 屋外 EL 53200mm 輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)上部
		—	—	
原動機	種類	—	—	ディーゼル機関
	出力	kW/個	—	<input type="checkbox"/> *9
	個数	—	—	4(予備1)
	取付箇所	—	—	ポンプと同じ

注記*1：原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系、水の供給設備）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系、ペDESTAL代替注水系、低圧原子炉代替注水系）と兼用

*2：重大事故等時における使用時の値

*3：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへの注水）で使用する場合の値

*4：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへの注水）で使用する場合の値

*5：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールへのスプレイ）で使用する場合の値

*6：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（常設スプレイヘッドを用いた燃料プールへのスプレイ）で使用する場合の値

④の例

- *7 : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）で使用する場合は値
- *8 : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）で使用する場合は値
- *9 : 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）で使用する場合は値
- *10 : 原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ペDESTAL代替注水系）で使用する場合は値
- *11 : 原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）との同時に使用する場合は値
- *12 : 消防法に基づく規格放水量・規格放水圧力を示す。
- *13 : 公称値を示す。
- *14 : 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）の上部に設置する場合と輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）近傍に設置する場合がある。

5. 計測装置に係る次の事項（警報装置を有する場合は、その動作範囲を付記すること。）

(1) 起動領域計測装置（中性子源領域計測装置、中間領域計測装置）及び出力領域計測装置の名称、検出器の種類、計測範囲、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

常設

変 更 前							変 更 後							
名 称	検出器の種類	計 測 範 囲	警 報 動 作 範 囲	個 数	取 付 箇 所		名 称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個 数	取 付 箇 所		
中性子源領域計	核分裂計数管	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1} *1$ $1 \times 10^2 \sim 1 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} *2$	警報動作範囲一覧表に示す。	4	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし		
					設 置 床	原子炉格納容器 EL. 13277mm						—	溢水防護上の 区 画 番 号	—
													溢水防護上の 配慮が必要な高さ	—
中間領域計装	核分裂電離箱	$0 \sim 40\% \text{ 又は } 0 \sim 125\%$ $1 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} *2$	警報動作範囲一覧表に示す。	*8 8	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし		
					設 置 床	原子炉格納容器 EL. 13277mm						—	溢水防護上の 区 画 番 号	—
													溢水防護上の 配慮が必要な高さ	—
出力領域計装	核分裂電離箱	$0 \sim 125\%$ $1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} *2$	警報動作範囲一覧表に示す。	*10, *11 124	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし		
					設 置 床	原子炉格納容器 EL. 13277mm						—	溢水防護上の 区 画 番 号	—
													溢水防護上の 配慮が必要な高さ	—

①の例

①の例

注記*1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「 $10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1 \times 10^8 \sim 1 \times 10^9 \text{ nv}$)」と記載

*2： $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ は nv とも表す。

*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*4：設計基準対象施設としての値であり、重大事故等対処設備としては、警報動作が要求される検出器ではない。

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「 $0 \sim 40\% \text{ 又は } 0 \sim 125\%$ ($1 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ nv}$)」と記載

*6：測定レンジは12レンジあり、奇数レンジが0~40%、偶数レンジが0~125%であることを示す。

*7：各測定レンジにおける出力比を示す。

変更前							変更後							
名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	取付箇所	名称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	個数	取付箇所
							燃料プールのレイ系	0.20*2		150A*3	—*4	ポリウレタン	4*7 (予備1)	保管場所: 屋外 EL 44000mm 第2保管エリア 屋外 EL 13000mm~33000mm 第3保管エリア 屋外 EL 8500mm 第4保管エリア 予備を含めた5本を上記3箇所のうち第2保管エリアに2本、第3保管エリアに2本及び第4保管エリアに1本を保管する。 取付箇所: ・屋外 EL 53200mm 輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)上部 ~ 大量送水車 (1本) ・屋外 EL 53200mm 輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)上部 ~ 屋外 EL 44900mm 輪谷貯水槽近傍 大量送水車 (2本*8)
						大量送水車 入ロライン取水用 10mホース*1								

①の例

②の例

③の例

注記*1：原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系、水の供給設備）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系、ペダスタル代替注水系、低圧原子炉代替注水系）と兼用

*2：重大事故等時における使用時の値

*3：メーカーにて規定する呼び径を示す。

②の例

*4：メーカー仕様によるものとし、完成品として一般産業品の規格及び基準に適合するものであって、使用材料の特性を踏まえた上で、重大事故等時における使用圧力及び使用温度が負荷された状態において強度が確保できるものを使用する。

③の例

*5：当該本数3本（必要本数1本（10m：1本）の2本を加えた数量）を保管する。

*6：当該本数5本（必要本数2本（10m：2本）の2セットに予備1本を加えた数量）を保管する。

*7：当該本数5本（必要本数2本（10m：2本）の2セットに予備各1本を加えた数量）を保管する。

*8：最長ルートである「屋外 EL 53200mm 輪谷貯水槽（西2）上部～屋外 EL 44900mm 輪谷貯水槽近傍 大量送水車」に敷設した場合（10m：3本）の本数

*9：当該本数144本（必要本数70本（50m：40本，10m：17本，5m：2本，1m：11本）の2セットに予備各1本を加えた数量）を保管する。

*10：最長ルートである「屋外 EL 53200mm 輪谷貯水槽（西2）上部 大量送水車～屋外 EL 15000mm 原子炉建物南側扉」に敷設した場合（50m：11本，10m：8本，5m：1本，1m：6本）の本数

*11：最長ルートである「屋外 EL 53200mm 輪谷貯水槽（西2）上部 大量送水車～屋外 EL 15000mm 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）」に敷設した場合（50m：11本，10m：5本，5m：1本，1m：6本）の本数

*12：最長ルートである「屋外 EL 53200mm 輪谷貯水槽（西2）上部 大量送水車～屋外 EL 8800mm タービン建物大物搬入口」に敷設した場合（50m：32本，1m：5本）の本数

*13：最長ルートである「屋外 EL 53200mm 輪谷貯水槽（西2）上部 大量送水車～屋外 EL 15000mm 低圧原子炉代替注水槽」に敷設した場合（50m：15本，10m：8本，5m：1本，1m：6本）の本数

*14：最長ルートである「屋外 EL 8500mm 2号取水槽近傍 大量送水車～屋外 EL15000mm 原子炉建物近傍 大量送水車～屋外 EL 15300mm 原子炉建物南側扉」に敷設した場合（50m：27本，10m：9本，5m：1本，1m：5本）の本数を示す。

*15：最長ルートである「屋外 EL 8500mm 2号取水槽近傍 大量送水車～屋外 EL15000mm 原子炉建物近傍 大量送水車～屋外 EL 15000mm 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）」に敷設した場合（50m：26本，10m：6本，5m：1本，1m：5本）の本数

*16：最長ルートである「屋外 EL 8500mm 2号取水槽近傍 大量送水車～屋外 EL15000mm 原子炉建物近傍 大量送水車～屋外 EL 8800mm タービン建物大物搬入口」に敷設した場合（50m：2本，10m：1本，1m：4本）の本数

*17：最長ルートである「屋外 EL 8500mm 2号取水槽近傍 大量送水車～屋外 EL15000mm 原子炉建物近傍 大量送水車～屋外 EL 15000mm 低圧原子炉代替注水槽」に敷設した場合（50m：30本，10m：8本，5m：1本，1m：5本）の本数

*18：最長ルートである「屋外 EL 8500mm 2号取水槽近傍 大量送水車～屋外 EL 53200mm 輪谷貯水槽（西2）」に敷設した場合（50m：32本）の本数

*19：当該本数40本（必要本数18本（20m：5本，5m：3本，2m：8本，1m：2本）の2セットに予備各1本を加えた数量）を保管する。

*20：最長ルートである「屋外 EL 53200mm 輪谷貯水槽（西2）上部 大量送水車～屋外 EL 15300mm 原子炉建物南側扉」に敷設した場合（20m：3本，5m：1本，2m：4本，1m：1本）の本数

*21：最長ルートである「屋外 EL 53200mm 輪谷貯水槽（西2）上部 大量送水車～屋外 EL 15000mm 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）」に敷設した場合（20m：3本，5m：1本，2m：4本，1m：1本）の本数

要目表 兼用先一覧

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
炉心シュラウド	1 原子炉本体	2 炉心	(5) 炉心支持構造物	イ 炉心シュラウド及びシュラウドサポート	-	-	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.1 残留熱除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.1 高压炉心スプレイ系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.2 低压炉心スプレイ系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.3 高压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.5 低压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.6 残留熱除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.7 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									4 計測制御系統施設	4 ほう酸水注入設備	-	-	-	4.4.1 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.7 高压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.8 低压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.9 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
シュラウドサポート	1 原子炉本体	2 炉心	(5) 炉心支持構造物	イ 炉心シュラウド及びシュラウドサポート	-	-	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.1 残留熱除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.1 高压炉心スプレイ系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.2 低压炉心スプレイ系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.3 高压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.5 低压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.6 残留熱除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.7 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									4 計測制御系統施設	4 ほう酸水注入設備	-	-	-	4.4.1 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.7 高压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.8 低压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.9 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)

機器名称	主たる登録区分					兼用する登録区分									
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
上部格子板	1 原子炉本体	2 炉心	(5) 炉心支持構造物	ロ 上部格子板	-	-	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.1 残留熱除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.1 高圧炉心スプレイ系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.2 低圧炉心スプレイ系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.3 高圧原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.5 低圧原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.6 残留熱除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.7 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									4 計測制御系統施設	4 ほう酸水注入設備	-	-	-	4.4.1 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.7 高圧原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.8 低圧原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.9 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項
炉心支持板	1 原子炉本体	2 炉心	(5) 炉心支持構造物	ハ 炉心支持板	-	-	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.1 残留熱除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.1 高压炉心スプレイ系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.2 低压炉心スプレイ系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.3 高压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.5 低压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.6 残留熱除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.7 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									4 計測制御系統施設	4 ほう酸水注入設備	-	-	-	4.4.1 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.7 高压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.8 低压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.9 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)									

機器名称	主たる登録区分					兼用する登録区分									
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
中央燃料支持金具	1 原子炉本体	2 炉心	(5) 炉心支持構造物	二 燃料支持金具	-	-	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.1 残留熱除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.1 高压炉心スプレイ系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.2 低压炉心スプレイ系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.3 高压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.5 低压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.6 残留熱除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.7 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									4 計測制御系統施設	4 ほう酸水注入設備	-	-	-	4.4.1 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.7 高压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.8 低压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.9 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項
周辺燃料支持金具	1 原子炉本体	2 炉心	(5) 炉心支持構造物	ニ 燃料支持金具	-	-	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.1 残留熱除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.1 高压炉心スプレイ系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.2 低压炉心スプレイ系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.3 高压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.5 低压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.6 残留熱除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.7 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									4 計測制御系統施設	4 ほう酸水注入設備	-	-	-	4.4.1 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.7 高压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.8 低压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.9 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
制御棒案内管	1 原子炉本体	2 炉心	(5) 炉心支持構造物	ホ 制御棒案内管	-	-	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.1 残留熱除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.1 高压炉心スプレイ系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.2 低压炉心スプレイ系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.3 高压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.5 低压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.6 残留熱除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.7 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									4 計測制御系統施設	4 ほう酸水注入設備	-	-	-	4.4.1 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.7 高压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.8 低压原子炉代替注水系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)
7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.9 ほう酸水注入系	- (炉心形状維持として基本設計方針に記載)									

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
原子炉压力容器	1 原子炉本体	4 原子炉压力容器	(1) 原子炉压力容器本体	-	-	-	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.1 残留熱除去系	注水先として基本設計方針に記載
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.1 高圧炉心スプレイ系	注水先として基本設計方針に記載
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.2 低圧炉心スプレイ系	注水先として基本設計方針に記載
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.3 高圧原子炉代替注水系	注水先として基本設計方針に記載
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	注水先として基本設計方針に記載
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.5 低圧原子炉代替注水系	注水先として基本設計方針に記載
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.6 残留熱除去系	注水先として基本設計方針に記載
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.7 ほう酸水注入系	注水先として基本設計方針に記載
									4 計測制御系統施設	4 ほう酸水注入設備	-	-	-	4.4.1 ほう酸水注入系	注水先として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	注水先として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.7 高圧原子炉代替注水系	注水先として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.8 低圧原子炉代替注水系	注水先として基本設計方針に記載
7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.9 ほう酸水注入系	注水先として基本設計方針に記載									

機器名称	主たる登録区分								兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	
差圧検出・ほう酸水注入系配管 (ティーよりN11ノズルまでの外管)	1 原子炉本体	4 原子炉圧力容器	(3) 原子炉容器付属構造物	チ 差圧検出・ほう酸水注入配管	-	-	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.7 ほう酸水注入系	流路として基本設計方針に記載	
									4 計測制御系統施設	4 ほう酸水注入設備	-	-	-	4.4.1 ほう酸水注入系	流路として基本設計方針に記載	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.9 ほう酸水注入系	流路として基本設計方針に記載	
ジェットポンプ	1 原子炉本体	4 原子炉圧力容器	(4) 原子炉容器内部構造物	ニ ジェットポンプ	-	-	名称 種類 主要寸法 材料 個数	名称 種類 主要寸法 材料 個数	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.1 残留熱除去系	流路として基本設計方針に記載	
給水スパーージャ	1 原子炉本体	4 原子炉圧力容器	(4) 原子炉容器内部構造物	ホ スパーージャ及び内部配管	-	-	名称 種類 主要寸法 材料 個数	名称 種類 主要寸法 材料 個数	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.3 高圧原子炉代替注水系	流路として基本設計方針に記載	
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	流路として基本設計方針に記載	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.7 高圧原子炉代替注水系	流路として基本設計方針に記載	
高圧炉心スプレイスパーージャ	1 原子炉本体	4 原子炉圧力容器	(4) 原子炉容器内部構造物	ホ スパーージャ及び内部配管	-	-	名称 種類 主要寸法 材料 個数	名称 種類 主要寸法 材料 個数	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.1 高圧炉心スプレイス	流路として基本設計方針に記載	
低圧炉心スプレイスパーージャ	1 原子炉本体	4 原子炉圧力容器	(4) 原子炉容器内部構造物	ホ スパーージャ及び内部配管	-	-	名称 種類 主要寸法 材料 個数	名称 種類 主要寸法 材料 個数	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.2 低圧炉心スプレイス	流路として基本設計方針に記載	
低圧注水系配管(原子炉圧力容器内部)	1 原子炉本体	4 原子炉圧力容器	(4) 原子炉容器内部構造物	ホ スパーージャ及び内部配管	-	-	名称 種類 主要寸法 材料 個数	名称 種類 主要寸法 材料 個数	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.5 低圧原子炉代替注水系	流路として基本設計方針に記載	
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.6 残留熱除去系	注水先として基本設計方針に記載	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	流路として基本設計方針に記載	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.8 低圧原子炉代替注水系	流路として基本設計方針に記載	

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
高圧炉心スプレイ系配管 (原子炉圧力容器内部)	1 原子炉本体	4 原子炉圧力容器	(4) 原子炉容器内部構造物	ホ スパージェア及び内部配管	-	-	名称種類 主要寸法 材料 個数	名称種類 主要寸法 材料 個数	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.1 高圧炉心スプレイ系	流路として基本設計方針に記載
低圧炉心スプレイ系配管 (原子炉圧力容器内部)	1 原子炉本体	4 原子炉圧力容器	(4) 原子炉容器内部構造物	ホ スパージェア及び内部配管	-	-	名称種類 主要寸法 材料 個数	名称種類 主要寸法 材料 個数	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.2 低圧炉心スプレイ系	流路として基本設計方針に記載
差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部)	1 原子炉本体	4 原子炉圧力容器	(4) 原子炉容器内部構造物	ホ スパージェア及び内部配管	-	-	名称種類 主要寸法 材料 個数	名称種類 主要寸法 材料 個数	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.7 ほう酸水注入系	流路として基本設計方針に記載
									4 計測制御系統施設	4 ほう酸水注入設備	-	-	-	4.4.1 ほう酸水注入系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.9 ほう酸水注入系	流路として基本設計方針に記載
燃料プール	2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	3 使用済燃料貯蔵設備	(1) 使用済燃料貯蔵槽	-	-	-	名称種類 容量 主要寸法 材料 個数	名称種類 容量 主要寸法 材料 個数	2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	-	-	-	2.4.1 燃料プール冷却系	流路として基本設計方針に記載
									2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	-	-	-	2.4.2 燃料プールのスプレイ系	流路として基本設計方針に記載

機器名称	主たる登録区分								兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項			
大量送水車	2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	(2) ポンプ	-	-	2.4.2 燃料プールのプレイ系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(1) ポンプ	-	-	3.6.5 低圧原子炉代替注水系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(1) ポンプ	-	-	3.6.8 水の供給設備	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	ハ ポンプ	-	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	ハ ポンプ	-	7.3.6.4 ペDESTAL代替注水系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	ハ ポンプ	-	7.3.6.8 低圧原子炉代替注水系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
大型送水ポンプ車	2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	(2) ポンプ	—	—	2.4.3 原子炉建物放水設備	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	ハ ポンプ	—	7.3.6.5 原子炉建物放水設備	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所
可搬型ストレーナ	2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	(6) ろ過装置	—	—	2.4.2 燃料プールのプレート系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	3. 原子炉冷却系統施設	6. 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(4) ろ過装置	—	—	3.6.5 低圧原子炉代替注水系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所
									3. 原子炉冷却系統施設	6. 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(4) ろ過装置	—	—	3.6.8 水の供給設備	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	ト ろ過装置	—	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	ト ろ過装置	—	7.3.6.4 ペDESTAL 代替注水系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	ト ろ過装置	—	7.3.6.8 低圧原子炉代替注水系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所

機器名称	主たる登録区分								兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	
逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	3 原子炉冷却系統施設	4 原子炉冷却材の循環設備	(3) 容器	—	—	3.4.1 主蒸気系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数	4 計測制御系統施設	8 制御用空気設備	(2) 容器	—	—	4.8.2 逃がし安全弁窒素ガス供給系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	
残留熱除去系熱交換器	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(2) 熱交換器	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 伝熱面積 主要寸法 材料 個数 取付箇所	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 伝熱面積 主要寸法 材料 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	—	—	—	3.6.6 残留熱除去系	流路として基本設計方針に記載	
									3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(2) 熱交換器	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 伝熱面積 主要寸法 材料 個数 取付箇所	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	ろ器	熱交換	—	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 伝熱面積 主要寸法 材料 個数 取付箇所
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	ろ器	熱交換	—	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード))	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 伝熱面積 主要寸法 材料 個数 取付箇所
B-残留熱除去系熱交換器	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(2) 熱交換器	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 伝熱面積 主要寸法 材料 個数 取付箇所	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 伝熱面積 主要寸法 材料 個数 取付箇所	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	ろ器	熱交換	—	7.3.6.6 残留熱代替除去系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 伝熱面積 主要寸法 材料 個数 取付箇所
残留熱除去ポンプ	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(3) ポンプ	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(1) ポンプ	—	—	3.6.6 残留熱除去系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	

機器名称	主たる登録区分								兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項			
A、B-残留熱除去ポンプ	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(3) ポンプ	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	ハ ポンプ	-	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード))	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 伝熱面積 主要寸法 材料 個数 取付箇所	
							7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備							(6) 原子炉格納容器安全設備	ハ ポンプ
残留熱除去系ストレーナ	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(5) ろ過装置	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	(4) ろ過装置	-	-	3.6.6 残留熱除去系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	
A、B-残留熱除去系ストレーナ	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(5) ろ過装置	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	ろ過装置	-	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード))	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	ろ過装置	-	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード))	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	
B-残留熱除去系ストレーナ※	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(5) ろ過装置	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	ろ過装置	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	
C-残留熱除去系ストレーナ※	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(5) ろ過装置	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	(4) ろ過装置	-	-	3.6.3 高圧原子炉代替注水系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	ろ過装置	-	7.3.6.7 高圧原子炉代替注水系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	

機器名称	主たる登録区分								兼用する登録区分						
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
RV222-1A	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(6) 安全弁及び逃がし弁	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 種類 吹出圧力 吹出量 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	名称 種類 吹出圧力 吹出量 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(5) 安全弁及び逃がし弁	-	-	3.6.5 低圧原子炉代替注水系	名称 種類 吹出圧力 吹出量 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	チ 安全弁及び逃がし弁	-	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	名称 種類 吹出圧力 吹出量 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	チ 安全弁及び逃がし弁	-	7.3.6.4 ベDESTAL代替注水系	名称 種類 吹出圧力 吹出量 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	チ 安全弁及び逃がし弁	-	7.3.6.8 低圧原子炉代替注水系	名称 種類 吹出圧力 吹出量 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所
RV222-1A, B, C	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(6) 安全弁及び逃がし弁	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 種類 吹出圧力 吹出量 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	名称 種類 吹出圧力 吹出量 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(5) 安全弁及び逃がし弁	-	-	3.6.6 残留熱除去系	名称 種類 吹出圧力 吹出量 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所
RV222-1A, B									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	チ 安全弁及び逃がし弁	-	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 種類 吹出圧力 吹出量 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	チ 安全弁及び逃がし弁	-	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード))	名称 種類 吹出圧力 吹出量 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	チ 安全弁及び逃がし弁	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	名称 種類 吹出圧力 吹出量 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
高压原子炉代替注水ポンプ	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(1) ポンプ	—	—	3.6.3 高压原子炉代替注水系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	ハ ポンプ	—	7.3.6.7 高压原子炉代替注水系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所
低压原子炉代替注水ポンプ	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(1) ポンプ	—	—	3.6.5 低压原子炉代替注水系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	ハ ポンプ	—	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	ハ ポンプ	—	7.3.6.4 ベDESTAL代替注水系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	ハ ポンプ	—	7.3.6.8 低压原子炉代替注水系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
低圧原子炉代替注水槽	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(3) 貯蔵槽	-	-	3.6.5 低圧原子炉代替注水系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(3) 貯蔵槽	-	-	3.6.8 水の供給設備	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	へ 貯蔵槽	-	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	へ 貯蔵槽	-	7.3.6.4 ベDESTAL代替注水系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	へ 貯蔵槽	-	7.3.6.8 低圧原子炉代替注水系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数
原子炉隔離時冷却ポンプ	3 原子炉冷却系統施設	7 原子炉冷却材補給設備	(1) ポンプ	-	-	3.7.1 原子炉隔離時冷却系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(1) ポンプ	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所
A, B-原子炉補機冷却系サージタンク	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(5) 容器	-	-	3.8.1 原子炉補機冷却系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(5) 容器	-	-	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
大型送水ポンプ車	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(3) ポンプ	-	-	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	(2) ポンプ	-	-	2.4.4 原子炉建物放水設備	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所
							7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備							(6) 原子炉格納容器安全設備
ほう酸水注入ポンプ	4 計測制御系統施設	4 ほう酸水注入設備	(1) ポンプ	-	-	4.4.1 ほう酸水注入系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	(1) ポンプ	-	-	3.6.7 ほう酸水注入系	名称 種類 容量 揚程又は吐出圧力 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所 原動機の種類 出力 個数 取付箇所
							7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備							(6) 原子炉格納容器安全設備

機器名称	主たる登録区分								兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項			
ほう酸水貯蔵タンク	4 計測制御系統施設	4 ほう酸水注入設備	(2) 容器	—	—	4.4.1 ほう酸水注入系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(2) 容器	—	—	3.6.7 ほう酸水注入系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	
									3. 原子炉冷却系統施設	6. 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(2) 容器	—	—	3.6.8 水の供給設備	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	ホ 容器	—	7.3.6.9 ほう酸水注入系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	
RV225-1A, B	4 計測制御系統施設	4 ほう酸水注入設備	(3) 安全弁及び逃がし弁	—	—	4.4.1 ほう酸水注入系	名称 種類 吹出圧力 吹出量 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	名称 種類 吹出圧力 吹出量 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(5) 安全弁及び逃がし弁	—	—	3.6.7 ほう酸水注入系	名称 種類 吹出圧力 吹出量 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	チ 安全弁及び逃がし弁	—	7.3.6.9 ほう酸水注入系	名称 種類 吹出圧力 吹出量 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	
残留熱除去ポンプ出口流量	4 計測制御系統施設	5. 計測装置	(2) 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力, 温度又は流量 (代替注水の流量を含む。) を計測する装置	—	—	—	名称 検出器の種類 計測範囲 個数 取付箇所	名称 検出器の種類 計測範囲 個数 取付箇所	4 計測制御系統施設	5. 計測装置	(10) 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置	—	—	—	名称 検出器の種類 計測範囲 個数 取付箇所	
代替注水流量 (常設)	4 計測制御系統施設	5. 計測装置	(2) 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力, 温度又は流量 (代替注水の流量を含む。) を計測する装置	—	—	—	名称 検出器の種類 計測範囲 個数 取付箇所	名称 検出器の種類 計測範囲 個数 取付箇所	4 計測制御系統施設	5. 計測装置	(10) 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置	—	—	—	名称 検出器の種類 計測範囲 個数 取付箇所	

機器名称	主たる登録区分								兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	
排気筒	5 放射性廃棄物の廃棄施設	2 気体、液体又は固体廃棄物処理設備	(16) 排気筒	—	—	5.2.1 気体廃棄物処理系	名称種類 主要寸法 材料 個数	名称種類 主要寸法 材料 個数	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	—	—	7.3.7.1 非常用ガス処理系	流路として基本設計方針に記載	
原子炉格納容器	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(1) 原子炉格納容器本体	—	—	—	名称種類 最高使用圧力 最高使用温度 設計漏えい率 主要寸法 材料 個数	名称種類 最高使用圧力 最高使用温度 設計漏えい率 主要寸法 材料 個数	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	—	—	—	3.5.1 残留熱除去系	注水先として基本設計方針に記載	
									3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	—	—	—	3.5.2 格納容器フィルタベント系	排出元として基本設計方針に記載	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	—	—	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード))	注水先として基本設計方針に記載	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	—	—	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード))	注水先として基本設計方針に記載	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	—	—	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	注水先として基本設計方針に記載	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	—	—	7.3.6.4 ペDESTAL 代替注水系	注水先として基本設計方針に記載	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	—	—	7.3.6.6 残留熱代替除去系	注水先として基本設計方針に記載	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度設備並びに格納容器再循環設備	—	—	7.3.7.4 窒素ガス代替注入系	注入先として基本設計方針に記載	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度設備並びに格納容器再循環設備	—	—	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	排出元として基本設計方針に記載	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	—	—	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	排出元として基本設計方針に記載	

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
原子炉格納容器 (サブプレッションチェンバ)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(1) 原子炉格納容器本体	-	-	-	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 設計漏えい率 主要寸法 材料 個数	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 設計漏えい率 主要寸法 材料 個数	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.1 残留熱除去系	水源として基本設計方針に記載
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.1 高圧炉心スプレイ系	水源として基本設計方針に記載
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.2 低圧炉心スプレイ系	水源として基本設計方針に記載
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.3 高圧原子炉代替注水系	水源として基本設計方針に記載
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	水源として基本設計方針に記載
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.6 残留熱除去系	水源として基本設計方針に記載
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.8 水の供給設備	水源として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード))	注水先として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード))	注水先として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	水源として基本設計方針に記載
7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.7 高圧原子炉代替注水系	水源として基本設計方針に記載									

機器名称	主たる登録区分								兼用する登録区分						
	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	
原子炉建物原子炉棟 (二次格納施設)	7 原子炉格納施設	2 原子炉建屋	(1)原子炉建屋原子炉棟	-	-	-	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 設計漏えい率 主要寸法 材料 個数	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 設計漏えい率 主要寸法 材料 個数	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7)放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	-	-	7.3.7.1 非常用ガス処理系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7)放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	-	-	7.3.7.3 原子炉建物水素濃度抑制設備	流路として基本設計方針に記載
原子炉建物機器搬出入口	7 原子炉格納施設	2 原子炉建屋	(2)機器搬出入口	-	-	-	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 設計漏えい率 主要寸法 材料 個数	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 設計漏えい率 主要寸法 材料 個数	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7)放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	-	-	7.3.7.1 非常用ガス処理系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7)放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	-	-	7.3.7.3 原子炉建物水素濃度抑制設備	流路として基本設計方針に記載
原子炉建物エアロック	7 原子炉格納施設	2 原子炉建屋	(3)エアロック	-	-	-	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 設計漏えい率 主要寸法 材料 個数	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 設計漏えい率 主要寸法 材料 個数	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7)放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	-	-	7.3.7.1 非常用ガス処理系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7)放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	-	-	7.3.7.3 原子炉建物水素濃度抑制設備	流路として基本設計方針に記載

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
可搬式窒素供給装置 空気圧縮機 昇圧機	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	二 圧縮機	-	7.3.7.4 窒素ガス代替注入系	名称 種類 容量 吐出圧力 主要寸法 個数 取付箇所 並びに原動機の種類, 出力, 個数及び取付箇所	名称 種類 容量 吐出圧力 主要寸法 個数 取付箇所 並びに原動機の種類, 出力, 個数及び取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(4) 圧縮機	-	-	3.5.2 格納容器フィルタベント系	名称 種類 容量 吐出圧力 主要寸法 個数 取付箇所 並びに原動機の種類, 出力, 個数及び取付箇所
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	7.3.7放射 性物質濃度 制御設備及 び可燃性ガ ス濃度制御 設備並びに 格納容器再 循環設備	二 圧縮機	-	7.3.7.5格納容器 フィルタベント系	名称 種類 容量 吐出圧力 主要寸法 個数 取付箇所 並びに原動機の種類, 出力, 個数及び取付箇所
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	-	7.3.9.1 格納容器 フィルタベント系	別表に該当し無いため基本設計方針に記載	
第1ベントフィルタ スクラバ容器	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	イ 容器	-	7.3.9.1 格納容器 フィルタベント系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	3.5.2 格納容器フィルタベント系	流路として基本設計方針に記載	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射 性物質濃度 制御設備及 び可燃性ガ ス濃度制御 設備並びに 格納容器再 循環設備	ハ 容器	-	7.3.7.5 格納容器 フィルタベント系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所
第1ベントフィルタ 銀ゼオライト容器	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	イ 容器	-	7.3.9.1 格納容器 フィルタベント系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	3.5.2 格納容器フィルタベント系	流路として基本設計方針に記載	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射 性物質濃度 制御設備及 び可燃性ガ ス濃度制御 設備並びに 格納容器再 循環設備	ハ 容器	-	7.3.7.5 格納容器 フィルタベント系	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
MV217-4	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(8) 原子炉格納容器調気設備	ニ 主要弁	一	7.3.8.1 窒素ガス制御系	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(7) 主要弁	一	一	3.5.2 格納容器フィルタベント系	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	又 主要弁	一	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	ロ 主要弁	一	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所
MV217-5	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(8) 原子炉格納容器調気設備	ニ 主要弁	一	7.3.8.1 窒素ガス制御系	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(7) 主要弁	一	一	3.5.2 格納容器フィルタベント系	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	又 主要弁	一	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	ロ 主要弁	一	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所

機器名称	主たる登録区分								兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)		施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
MV217-18	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(8) 原子炉格納容器調気設備	ニ 主要弁	-	7.3.8.1 窒素ガス制御系	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(7) 主要弁	-	-	3.5.2 格納容器フィルタベント系	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	又 主要弁	-	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	ロ 主要弁	-	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	
MV217-23	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	ロ 主要弁	-	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(7) 主要弁	-	-	3.5.2 格納容器フィルタベント系	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	-	-	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	名称 種類 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 駆動方法 個数 取付箇所	
圧力開放板	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	ハ 圧力開放板	-	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	設定破裂圧力 主要寸法 材料 個数 取付箇所	設定破裂圧力 主要寸法 材料 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.2 格納容器フィルタベント系	流路として基本設計方針に記載	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	-	-	-	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	流路として基本設計方針に記載	

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
第1ベントフィルタスクラバ容器	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	ヘ フィルター	-	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	設定破裂圧力 主要寸法 材料 個数 取付箇所	名称 種類 効率 主要寸法 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.2 格納容器フィルタベント系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	タ フィルター	-	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	名称 種類 効率 主要寸法 個数 取付箇所
第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	ヘ フィルター	-	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	設定破裂圧力 主要寸法 材料 個数 取付箇所	名称 種類 効率 主要寸法 個数 取付箇所	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.2 格納容器フィルタベント系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	タ フィルター	-	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	名称 種類 効率 主要寸法 個数 取付箇所
A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2非常用発電装置	(4) 燃料設備	ロ 容器	-	8.1.2.1 非常用ディーゼル発電設備	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	(4) 燃料設備	ロ 容器	-	8.1.2.4 高圧発電機車	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所
									8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	(4) 燃料設備	ロ 容器	-	8.1.2.5 可搬式窒素供給装置用発電設備	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所
									8 その他発電用原子炉の附属施設 6 補機駆動用燃料設備	1 燃料設備	(2) 容器	-	-	-	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項
B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2非常用発電装置	(4) 燃料設備	□ 容器	-	8.1.2.1 非常用ディーゼル発電設備	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	(4) 燃料設備	□ 容器	-	8.1.2.4 高压発電機車	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所
									8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	(4) 燃料設備	□ 容器	-	8.1.2.5 可搬式窒素供給装置用発電設備	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所
									8 その他発電用原子炉の附属施設 6 補機駆動用燃料設備	1 燃料設備	(2) 容器	-	-	-	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所
ディーゼル燃料貯蔵タンク	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2非常用発電装置	(4) 燃料設備	□ 容器	-	8.1.2.2 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	(4) 燃料設備	□ 容器	-	8.1.2.4 高压発電機車	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所
									8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	(4) 燃料設備	□ 容器	-	8.1.2.5 可搬式窒素供給装置用発電設備	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所
									8 その他発電用原子炉の附属施設 6 補機駆動用燃料設備	1 燃料設備	(2) 容器	-	-	-	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
ガスタービン発電機用 軽油タンク	8 その他発電用原子炉 の附属施設 1 非常用電源設備	2非常用発電 装置	(4) 燃料設 備	□ 容器	-	8.1.2.3 ガスタービ ン発電機	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	8 その他発電用原子炉 の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発 電装置	(4) 燃料設 備	□ 容器	-	8.1.2.4 高压発電機 車	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所
									8 その他発電用原子炉 の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発 電装置	(4) 燃料設 備	□ 容器	-	8.1.2.5 可搬式窒素 供給装置用発電設備	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所
									8 その他発電用原子炉 の附属施設 6 補機駆動用燃料設備	1燃料設備	(2) 容器	-	-	-	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所
タンクローリ	8 その他発電用原子炉 の附属施設 1 非常用電源設備	2非常用発電 装置	(4) 燃料設 備	□ 容器	-	8.1.2.4 高压発電機 車	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所	8 その他発電用原子炉 の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発 電装置	(4) 燃料設 備	□ 容器	-	8.1.2.5 可搬式窒素 供給装置用発電設備	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所
									8 その他発電用原子炉 の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発 電装置	(4) 燃料設 備	□ 容器	-	8.1.2.6 緊急時対策 所用発電機	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所
									8 その他発電用原子炉 の附属施設 6 補機駆動用燃料設備	1燃料設備	(2) 容器	-	-	8.6.1 燃料設備	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (大量送水車入口ライン取水用10mホース)	2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	(8) 主配管	-	-	2.4.2 燃料プールスプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.5 低圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.8水の供給設備	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.4 ペDESTAL代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.8 低圧原子炉代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (大量送水車出口ライン送水用50m, 10m, 5m, 1mホース)	2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	(8) 主配管	—	—	2.4.2 燃料プールスプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.5 低圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.8水の供給設備	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.4 ペDESTAL代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.8 低圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (大量送水車出口ライン送水用20m, 5m, 2m, 1mホース)	2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	(8) 主配管	—	—	2.4.2 燃料プールスプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.5 低圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.8水の供給設備	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.4 ペDESTAL代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.8 低圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (大量送水車入口ライン取水用10m吸水管)	2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	(8) 主配管	—	—	2.4.2 燃料プールスプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.5 低圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.8水の供給設備	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.4 ペDESTAL代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.8 低圧原子炉代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (大量送水車入ロライン取水用10mホース)	2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	(8) 主配管	—	—	2.4.2 燃料プールスプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数 (可搬型) 取付箇所 (可搬型)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数 (可搬型) 取付箇所 (可搬型)	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.5 低圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数 (可搬型) 取付箇所 (可搬型)
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.8水の供給設備	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数 (可搬型) 取付箇所 (可搬型)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数 (可搬型) 取付箇所 (可搬型)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.4 ペDESTAL代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数 (可搬型) 取付箇所 (可搬型)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.8 低圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数 (可搬型) 取付箇所 (可搬型)
配管 (大型送水ポンプ車入ロライン取水用20m, 5m, 1mホース)	2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	(8) 主配管	—	—	2.4.3 原子炉建物放水設備	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数 (可搬型) 取付箇所 (可搬型)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数 (可搬型) 取付箇所 (可搬型)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.5 原子炉建物放水設備	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数 (可搬型) 取付箇所 (可搬型)
配管 (大型送水ポンプ車出ロライン送水用50m, 5m, 2mホース)	2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	(8) 主配管	—	—	2.4.3 原子炉建物放水設備	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数 (可搬型) 取付箇所 (可搬型)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数 (可搬型) 取付箇所 (可搬型)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.5 原子炉建物放水設備	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数 (可搬型) 取付箇所 (可搬型)
配管 (放水砲)	2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	(8) 主配管	—	—	2.4.3 原子炉建物放水設備	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数 (可搬型) 取付箇所 (可搬型)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数 (可搬型) 取付箇所 (可搬型)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.5 原子炉建物放水設備	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数 (可搬型) 取付箇所 (可搬型)
配管 (原子炉圧力容器 ～ 停止時冷却モード入ロライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	3 原子炉冷却材再循環設備	(3) 主配管	—	—	3.3.1 原子炉再循環系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分								兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)		施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (停止時冷却モード入口ライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	3 原子炉冷却材再循環設備	(3) 主配管	—	—	3.3.1 原子炉再循環系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (停止時冷却モード戻りライン合流部 ～ 原子炉圧力容器)	3 原子炉冷却系統施設	3 原子炉冷却材再循環設備	(3) 主配管	—	—	3.3.1 原子炉再循環系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (停止時冷却モード戻りライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	3 原子炉冷却材再循環設備	(3) 主配管	—	—	3.3.1 原子炉再循環系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (原子炉圧力容器 ～ 原子炉隔離時冷却系分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	4 原子炉冷却材の循環設備	(8) 主配管	—	—	3.4.1 主蒸気系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.3 高圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.7 高圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (原子炉隔離時冷却系分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	4 原子炉冷却材の循環設備	(8) 主配管	—	—	3.4.1 主蒸気系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.3 高圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.7 高圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	

機器名称	主たる登録区分								兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)		施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ ～窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部)	3 原子炉冷却系統施設	4 原子炉冷却材の循環設備	(8) 主配管	—	—	3.4.1 主蒸気系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	4 計測制御系統施設	8 制御用空気設備	(5) 主配管	—	—	4.8.2 逃がし安全弁窒素ガス供給系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (窒素ガス供給ライン逃がし安全弁逃がし弁機能側合流部 ～逃がし安全弁)	3 原子炉冷却系統施設	4 原子炉冷却材の循環設備	(8) 主配管	—	—	3.4.1 主蒸気系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	4 計測制御系統施設	8 制御用空気設備	(5) 主配管	—	—	4.8.2 逃がし安全弁窒素ガス供給系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (原子炉浄化系合流部 ～原子炉圧力容器)	3 原子炉冷却系統施設	4 原子炉冷却材の循環設備	(8) 主配管	—	—	3.4.3 給水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.3 高圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.7 高圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (原子炉浄化系合流部)	3 原子炉冷却系統施設	4 原子炉冷却材の循環設備	(8) 主配管	—	—	3.4.3 給水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.3 高圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.7 高圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (A-停止時冷却モード入口ライン合流部 ~ A-残留熱除去ポンプ)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系(サブプレッションプルール水冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (残留熱代替除去ポンプ入口 ライン分岐部 ~ B-燃料プール冷却入口ライン合流部) 名称を前後入替	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (A-残留熱除去ポンプ ~ A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系(サブプレッションプルール水冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部 ～ A-残留熱除去系熱交換器)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレー設備 (残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレー設備 (残留熱除去系(サブプレッションプルール水冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレー設備 (残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレー設備 (残留熱除去系(サブプレッションプルール水冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部 ～ A-停止時冷却戻りライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレー設備 (残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレー設備 (残留熱除去系(サブプレッションプルール水冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (A-停止時冷却戻りライン分岐部 ～ A-サブプレッションプール冷却ライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (A-サブプレッションプール冷却ライン分岐部 ～ A-サブプレッションチェンバースプレイライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (B-燃料プール冷却入口ライン合流部 ～ B-停止時冷却モード入口ライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.6 残留熱代替除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (B-停止時冷却モード入口ライン合流部 ～ B-残留熱除去ポンプ)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (B-残留熱除去ポンプ ～ 残留熱代替除去ポンプ注水ラ イン合流部)	3 原子炉冷却系統施 設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	—	7.3.6.1 原子炉格納容 器スプレイ設備(残留 熱除去系(格納容器冷 却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	—	7.3.6.2 原子炉格納容 器スプレイ設備(残留 熱除去系(サブレッ ションプール水冷却 モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (残留熱代替除去ポンプ注水 ライン合流部 ～ B-残留熱除去系熱交換器パイ パスライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施 設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	—	7.3.6.1 原子炉格納容 器スプレイ設備(残留 熱除去系(格納容器冷 却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	—	7.3.6.2 原子炉格納容 器スプレイ設備(残留 熱除去系(サブレッ ションプール水冷却 モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	—	7.3.6.6 残留熱代替除 去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部 ~ B-残留熱除去系熱交換器)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系(サブプレッションプルール水冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系(サブプレッションプルール水冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部～B-低圧注水ライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系(サブレッションプール水冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.6 残留熱代替除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分								兼用する登録区分																
	施設区分		設備区分/機器区分			系統名		設備別記載事項		設備別記載事項(全項目)		施設区分		設備区分/機器区分			系統名		設備別記載事項						
配管 (B-低圧注水ライン分岐部～ B-サブプレッションチェンバス ブレイライン分岐部)	3	原子炉冷却系統施設	5	残留熱除去設備	(8)	主配管	—	—	3.5.1	残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7	原子炉格納施設	3	圧力低減設備その他の安全設備	(6)	原子炉格納容器安全設備	又	主配管	—	—	7.3.6.1	原子炉格納容器スプレイ設備(残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (A-停止時冷却戻りライン分岐部 ～ A-燃料プール冷却ライン分岐部)	3	原子炉冷却系統施設	5	残留熱除去設備	(8)	主配管	—	—	3.5.1	残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3	原子炉冷却系統施設	6	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	(7)	主配管	—	—	—	—	3.6.6	残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
													7	原子炉格納施設	3	圧力低減設備その他の安全設備	(6)	原子炉格納容器安全設備	又	主配管	—	—	7.3.6.1	原子炉格納容器スプレイ設備(残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (A-燃料プール冷却ライン分岐部 ～ 原子炉圧力容器ヘッドスプレイ ライン分岐部)	3	原子炉冷却系統施設	5	残留熱除去設備	(8)	主配管	—	—	3.5.1	残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3	原子炉冷却系統施設	6	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	(7)	主配管	—	—	—	—	3.6.6	残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
													7	原子炉格納施設	3	圧力低減設備その他の安全設備	(6)	原子炉格納容器安全設備	又	主配管	—	—	7.3.6.1	原子炉格納容器スプレイ設備(残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (A-残留熱除去系ストレーナ ～ A-停止時冷却モード入口ライ ン合流部)	3	原子炉冷却系統施設	5	残留熱除去設備	(8)	主配管	—	—	3.5.1	残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3	原子炉冷却系統施設	6	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	(7)	主配管	—	—	—	—	3.6.6	残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
													7	原子炉格納施設	3	圧力低減設備その他の安全設備	(6)	原子炉格納容器安全設備	又	主配管	—	—	7.3.6.1	原子炉格納容器スプレイ設備(残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
													7	原子炉格納施設	3	圧力低減設備その他の安全設備	(6)	原子炉格納容器安全設備	又	主配管	—	—	7.3.6.2	原子炉格納容器スプレイ設備(残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部 ～ A-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン分岐部 ～ A-原子炉圧力容器注入ライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (A-原子炉圧力容器注入ライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.4 ペDESTAL代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (A-原子炉圧力容器注入ライン ～ 低圧原子炉代替注水ポンプ注 水ライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.4 ペDESTAL代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (低圧原子炉代替注水ポンプ 注水ライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.5 低圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.4 ペDESTAL代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.8 低圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (低圧原子炉代替注水ポンプ 注水ライン合流部 ～ 原子炉圧力容器)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.5 低圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.6 残留熱代替除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.8 低圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (B-残留熱除去系ストレーナ ～ B-停止時冷却モード入口ライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系(サブプレッションプル水冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.6 残留熱代替除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部 ～ B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (B-低圧注水ライン分岐部 ～ B-ドライウェルスプレイライ ン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.1 原子炉格納容器 スプレイ設備(残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.2 原子炉格納容器 スプレイ設備(残留熱除去系(サブレッ ションプール水冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.6 残留熱代替除 去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (B-ドライウェルスプレイライ ン分岐部 ～ 低圧原子炉代替注水系接続口 (原子炉建物西側)注水ライ ン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (低圧原子炉代替注水系(可 搬型)接続口(西)注水ライ ン合流部 ～ 原子炉圧力容器)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.5 低圧原子炉代替 注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.8 低圧原子炉代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (C-残留熱除去系ストレーナ ~ 高压原子炉代替注水ポンプ入 口ライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.3 高压原子炉代替 注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	-	7.3.6.7 高压原子炉代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (高压原子炉代替注水ポンプ 入口ライン分岐部 ~ C-残留熱除去ポンプ)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	-	7.3.6.7 高压原子炉代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (高压原子炉代替注水ポンプ 入口ライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.3 高压原子炉代替 注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	-	7.3.6.7 高压原子炉代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (C-残留熱除去ポンプ ~ 原子炉圧力容器)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.6 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (A-原子炉圧力容器注入ライン分岐部 ～ A-格納容器代替スプレイライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備(残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.4 ペDESTAL代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (A-格納容器代替スプレイライン合流部 ～ A-ドライウェルスプレイ管)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備(残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.4 ペDESTAL代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (A-格納容器代替スプレイライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (B-ドライウェルスプレイライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却ライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備(残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレイ設備(残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (B-燃料プール冷却ライン分岐部 ～ B-サブプレッションプール冷却ライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備(残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレイ設備(残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (B-サブプレッションプール冷却ライン分岐部 ～ 残留熱代替除去系原子炉注水ライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備(残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (残留熱代替除去系原子炉注 水ライン分岐部 ～ 残留熱代替除去系スプレイラ イン分岐部)	3 原子炉冷却系統施 設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	—	7.3.6.1 原子炉格納容 器スプレイ設備(残留 熱除去系(格納容器冷 却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	—	7.3.6.6 残留熱代替除 去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (残留熱代替除去系スプレイ ライン分岐部 ～ B-格納容器代替スプレイラ イン合流部)	3 原子炉冷却系統施 設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	—	7.3.6.1 原子炉格納容 器スプレイ設備(残留 熱除去系(格納容器冷 却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (B-格納容器代替スプレイラ イン合流部 ～ B-ドライウェルスプレイ管)	3 原子炉冷却系統施 設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	—	7.3.6.1 原子炉格納容 器スプレイ設備(残留 熱除去系(格納容器冷 却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	—	7.3.6.3 格納容器代替 スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	—	7.3.6.6 残留熱代替除 去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (B-格納容器代替スプレイライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
															7 原子炉格納施設
配管 (A-サブプレッションチェンバースプレイライン分岐部～サブプレッションチェンバースプレイ管)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備(残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (B-サブプレッションチェンバースプレイライン分岐部～サブプレッションチェンバースプレイ管)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備(残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (A-サブプレッションプール冷却ライン分岐部～A-サブプレッションチェンバ内放出管)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレイ設備(残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (B-サブプレッションプール冷却ライン分岐部～B-サブプレッションチェンバ内放出管)	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレイ設備(残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (高圧原子炉代替注水ポンプ(駆動用蒸気タービン)入口ライン分岐部～高圧原子炉代替注水ポンプ(駆動用蒸気タービン))	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.3 高圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.7 高圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (高圧原子炉代替注水ポンプ(駆動用蒸気タービン)～高圧原子炉代替注水ポンプ(駆動用蒸気タービン)出口ライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.3 高圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.7 高圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部～高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.3 高圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.7 高圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分					兼用する登録区分									
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (高压原子炉代替注水ポンプ 入口ライン合流部 ～ 高压原子炉代替注水ポンプ)	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.3 高压原子炉代替注水 水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	—	7.3.6.7 高压原子炉代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (高压原子炉代替注水ポンプ ～ 高压原子炉代替注水ポンプ出 口ライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.3 高压原子炉代替注水 水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	—	7.3.6.7 高压原子炉代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (低压原子炉代替注水槽 ～ 低压原子炉代替注水ポンプ)	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.5 低压原子炉代替注水 水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	—	7.3.6.3 格納容器代替 スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	—	7.3.6.4 ペDESTAL代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	—	7.3.6.8 低压原子炉代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (低压原子炉代替注水ポンプ ～ 低压原子炉代替注水水系(可搬 型)接続口(南)ライン合流 部)	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.5 低压原子炉代替注水 水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	—	7.3.6.3 格納容器代替 スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	—	7.3.6.4 ペDESTAL代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	—	7.3.6.8 低压原子炉代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(南)ライン合流部) ～ 残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.5 低圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.4 ベデスタル代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.8 低圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (残留熱代替除去系原子炉注水ライン合流部 ～ 低圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.5 低圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.4 ベデスタル代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.6 残留熱代替除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.8 低圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (低圧原子炉代替注水ポンプ 出口ライン合流部 ～ 低圧原子炉代替注水ポンプ注 水ライン合流部)	3 原子炉冷却系統施 設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.5 低圧原子炉代替注 水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	-	7.3.6.3 格納容器代替 スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	-	7.3.6.4 ペDESTAL代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	-	7.3.6.6 残留熱代替除 去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	-	7.3.6.8 低圧原子炉代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (低圧原子炉代替注水系(可 搬型)接続口(南)) ～ 低圧原子炉代替注水系(可搬 型)接続口(南)ライン合流 部)	3 原子炉冷却系統施 設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.5 低圧原子炉代替注 水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	-	7.3.6.8 低圧原子炉代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (低圧原子炉代替注水系(可 搬型)接続口(西)) ～ 低圧原子炉代替注水系(可搬 型)接続口(屋内)ライン合 流部)	3 原子炉冷却系統施 設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.5 低圧原子炉代替注 水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	-	7.3.6.8 低圧原子炉代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (低圧原子炉代替注水系(可 搬型)接続口(屋内)ライン 合流部 ～ 低圧原子炉代替注水系(可搬 型)接続口(西)ライン合流 部)	3 原子炉冷却系統施 設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.5 低圧原子炉代替注 水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	-	7.3.6.8 低圧原子炉代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (低圧原子炉代替注水系(可 搬型)接続口(西)ライン合 流部 ～ 低圧原子炉代替注水系(可搬 型)接続口(西)注水ライン 合流部)	3 原子炉冷却系統施 設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.5 低圧原子炉代替注 水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	-	7.3.6.8 低圧原子炉代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (低圧原子炉代替注水系(可 搬型)接続口(屋内)) ～ 低圧原子炉代替注水系(可搬 型)接続口(屋内)ライン合 流部)	3 原子炉冷却系統施 設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.5 低圧原子炉代替注 水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	-	7.3.6.8 低圧原子炉代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
大量送水車出口ライン送水用10mホース	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.5 低圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.4 ペDESTAL代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.8 低圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (原子炉隔離時冷却系分岐部～ 高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 入口 ライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	7 原子炉冷却材補給設備	(5) 主配管	-	-	3.7.1 原子炉隔離時冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.3 高圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.7 高圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 入口 ライン分岐部 ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆動 用蒸気タービン入口側ドレン ポット入口ライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	7 原子炉冷却材補給設備	(5) 主配管	-	-	3.7.1 原子炉隔離時冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン入口側ドレ ンポット入口ライン分岐部 ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆動 用蒸気タービン)	3 原子炉冷却系統施設	7 原子炉冷却材補給設備	(5) 主配管	-	-	3.7.1 原子炉隔離時冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ駆動 用蒸気タービン出口側ドレ ンポット入口ライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	7 原子炉冷却材補給設備	(5) 主配管	-	-	3.7.1 原子炉隔離時冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (原子炉隔離時冷却ポンプ駆 動用蒸気タービン出口側ドレ ンポット入口ライン分岐部 ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ(駆 動用蒸気タービン)出口ライ ン合流部)	3 原子炉冷却系統施 設	7 原子炉冷 却材補給設 備	(5) 主配管	—	—	3.7.1 原子炉隔離時冷却 系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.4 原子炉隔離時冷 却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (高圧原子炉代替注水ポンプ (駆動用蒸気タービン) 出 口 ライン合流部 ～ サブプレッションチェンバ内排 気管)	3 原子炉冷却系統施 設	7 原子炉冷 却材補給設 備	(5) 主配管	—	—	3.7.1 原子炉隔離時冷却 系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.3 高圧原子炉代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.4 原子炉隔離時冷 却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	又 主配管	—	7.3.6.7 高圧原子炉代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (原子炉隔離時冷却系スト レーナ ～ 復水貯蔵タンク出口ライン合 流部(原子炉隔離時冷却 系))	3 原子炉冷却系統施 設	7 原子炉冷 却材補給設 備	(5) 主配管	—	—	3.7.1 原子炉隔離時冷却 系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.4 原子炉隔離時冷 却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (復水貯蔵タンク出口ライ ン合流部(原子炉隔離時冷却 系) ～ 原子炉隔離時冷却ポンプ)	3 原子炉冷却系統施 設	7 原子炉冷 却材補給設 備	(5) 主配管	—	—	3.7.1 原子炉隔離時冷却 系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.4 原子炉隔離時冷 却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (原子炉隔離時冷却ポン プ ～ 高圧原子炉代替注水ポンプ出 口ライン合流部)	3 原子炉冷却系統施 設	7 原子炉冷 却材補給設 備	(5) 主配管	—	—	3.7.1 原子炉隔離時冷却 系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.4 原子炉隔離時冷 却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (高圧原子炉代替注水ポンプ 出口ライン合流部 ～ 原子炉隔離時冷却系合流部)	3 原子炉冷却系統施設	7 原子炉冷却材補給設備	(5) 主配管	—	—	3.7.1 原子炉隔離時冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.3 高圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	—	—	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.7 高圧原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (A-原子炉補機代替冷却供給 ライン合流部(原子炉建物西側) ～ A-2原子炉補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (A-2原子炉補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部 ～ A-1原子炉補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (A-1原子炉補機冷却系熱交換器 出口ライン合流部 ～ A-残留熱除去系熱交換器入口 ライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
A-残留熱除去系熱交換器出口 ライン合流部 ～ A-原子炉補機冷却系サージタンク 出口ライン合流部	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
A-原子炉補機冷却系サージタンク 出口ライン合流部 ～ A-原子炉補機冷却水ポンプ入口 ライン分岐部	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (A-原子炉補機冷却水ポンプ 入口ライン分岐部 ～ A-原子炉補機代替冷却戻り ライン分岐部(原子炉建物西側))	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
A-原子炉補機冷却系サージタンク ～ A-原子炉補機冷却系サージタンク 出口ライン合流部	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分								兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)		施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (A-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部) A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部) A-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (A-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部) A-燃料プール冷却系熱交換器	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (A-燃料プール冷却系熱交換器) A-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (B-残留熱除去系熱交換器入口ライン分岐部) B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部) B-残留熱除去系熱交換器	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (B-残留熱除去系熱交換器) B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部) B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部(原子炉建物西側))	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部(原子炉建物西側) B-残留熱除去系熱交換器出口ライン合流部	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	

機器名称	主たる登録区分								兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)		施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (B-燃料プール冷却系熱交換器入口ライン分岐部 ～ B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (B-非常用ディーゼル発電設備潤滑油冷却器入口ライン分岐部 ～ B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物南側))	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 (原子炉建物南側) ～ 原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部 (胴側))	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部 (胴側) ～ B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部)	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部 ～ B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 (原子炉建物南側) ～ B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (B-非常用ディーゼル発電設備機関付空気冷却器出口ライン合流部 ～ B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機出口ライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (B-中央制御室空調換気設備冷却水系冷凍機入口ライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却系熱交換器)	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	
配管 (B-燃料プール冷却系熱交換器 ～ 原子炉浄化系補助熱交換器出口ライン合流部 (胴側))	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (原子炉浄化系補助熱交換器 出口ライン合流部(胴側) ~ B-非常用ディーゼル発電設備 機関付空気冷却器出口ライン 合流部)	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部 ~ 放水槽)	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.2 高圧炉心スプレイ補機冷却系(高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン合流部)	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.1 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.2 高圧炉心スプレイ補機冷却系(高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (大型送水ポンプ車入口ライン取水用20m, 5m, 1mホース)	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)	2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	(8) 主配管	—	—	2.4.3 原子炉建物放水設備	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.5 原子炉建物放水設備	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
配管 (大型送水ポンプ車出口ライン送水用50m, 5m, 2mホース)	3 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	(9) 主配管	—	—	3.8.3 原子炉補機代替冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)	2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	(8) 主配管	—	—	2.4.3 原子炉建物放水設備	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	—	7.3.6.5 原子炉建物放水設備	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (原子炉隔離時冷却系合流部 ～ 原子炉浄化系合流部)	3 原子炉冷却系統施設	9 原子炉冷却材浄化設備	(6) 主配管	-	-	3.9.1 原子炉浄化系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.3 高压原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.7 高压原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (原子炉隔離時冷却系合流部)	3 原子炉冷却系統施設	9 原子炉冷却材浄化設備	(6) 主配管	-	-	3.9.1 原子炉浄化系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.3 高压原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.7 高压原子炉代替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (ほう酸水貯蔵タンク ～ ほう酸水注入ポンプ)	4 計測制御系統施設	4 ほう酸水注入設備	(5) 主配管	-	-	4.4.1 ほう酸水注入系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.7 ほう酸水注入系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.9 ほう酸水注入系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (ほう酸水注入ポンプ ～ 差圧検出・ほう酸水注入系配管 (ティーよりN11ノズルまでの外管))	4 計測制御系統施設	4 ほう酸水注入設備	(5) 主配管	-	-	4.4.1 ほう酸水注入系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.7 ほう酸水注入系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.9 ほう酸水注入系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (ほう酸水注入ポンプ出口連絡管)	4 計測制御系統施設	4 ほう酸水注入設備	(5) 主配管	-	-	4.4.1 ほう酸水注入系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	(7) 主配管	-	-	3.6.7 ほう酸水注入系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.9 ほう酸水注入系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (A-ドライウェルスピー管)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.1 原子炉格納容器 スプレイ設備(残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.3 格納容器代替 スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.4 ペDESTAL代 替注水系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (B-ドライウェルスピー管)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.1 原子炉格納容器 スプレイ設備(残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.3 格納容器代替 スプレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.6 残留熱代替除 去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (サブプレッションチェンバス スプレイ管)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.1 原子炉格納容器 スプレイ設備(残留熱除去系(格納容器冷却モード))	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.1 残留熱除去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (残留熱代替除去系スプレイ ライン合流部 ～ B-格納容器代替スプレイライ ン合流部)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.3 格納容器代替ス プレイ系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	又 主配管	-	7.3.6.6 残留熱代替除 去系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (弁MV217-18 ～ 弁MV217-23出口ライン合流部)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(7) 放射性 物質濃度制 御設備及び 可燃性ガス 濃度制御設 備並びに格 納容器再循 環設備	ル 主 配管	-	7.3.7.1 非常用ガス処理 系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.2 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(7) 放射 性物質濃度 制御設備及 び可燃性ガ ス濃度制御 設備並びに 格納容器再 循環設備	ル 主配管	-	7.3.7.5 格納容器フィ ルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(9) 圧力逃 がし装置	ニ 主配管	-	7.3.9.1 格納容器フィ ルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (弁MV217-23出口ライン合流 部 ～ 非常用ガス処理系入口ライン 分岐部)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(7) 放射性 物質濃度制 御設備及び 可燃性ガス 濃度制御設 備並びに格 納容器再循 環設備	ル 主 配管	-	7.3.7.1 非常用ガス処理 系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.2 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(7) 放射 性物質濃度 制御設備及 び可燃性ガ ス濃度制御 設備並びに 格納容器再 循環設備	ル 主配管	-	7.3.7.5 格納容器フィ ルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(9) 圧力逃 がし装置	ニ 主配管	-	7.3.9.1 格納容器フィ ルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (ドライウェル ～ サプレッションチェンバ出口 ライン合流部)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(8) 原子炉 格納容器調 気設備	ル 主 配管	-	7.3.8.1 窒素ガス制御系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.2 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(7) 放射 性物質濃度 制御設備及 び可燃性ガ ス濃度制御 設備並びに 格納容器再 循環設備	ル 主配管	-	7.3.7.5 格納容器フィ ルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(9) 圧力逃 がし装置	ニ 主配管	-	7.3.9.1 格納容器フィ ルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (サブプレッションチェンバ出口ライン合流部～ 原子炉棟空調換気系分岐部)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(8) 原子炉格納容器調気設備	ル 主配管	—	7.3.8.1 窒素ガス制御系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.2 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	ル 主配管	—	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	ニ 主配管	—	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (サブプレッションチェンバ～ サブプレッションチェンバ出口 ライン合流部)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(8) 原子炉格納容器調気設備	ル 主配管	—	7.3.8.1 窒素ガス制御系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.2 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	ル 主配管	—	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	ニ 主配管	—	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (原子炉棟空調換気系分岐部～ 弁MV217-23入口ライン分岐部)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(8) 原子炉格納容器調気設備	ル 主配管	—	7.3.8.1 窒素ガス制御系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.2 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	ル 主配管	—	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	ニ 主配管	—	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分														
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項									
配管 (弁MV217-23入口ライン分岐部 ～ 弁MV217-18)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(8) 原子炉格納容器調気設備	ル 主配管	-	7.3.8.1 窒素ガス制御系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.2 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料							
																7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	ル 主配管	-	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (弁MV217-23入口ライン分岐部 ～ 弁MV217-23)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	ニ 主配管	-	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.2 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料							
																7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	ル 主配管	-	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (弁MV217-23 ～ 弁MV217-23出口ライン合流部)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	ニ 主配管	-	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.2 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料							
																7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	ル 主配管	-	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (非常用ガス処理系入口ライン分岐部 ～ 格納容器フィルタベント系窒素ガス供給ライン合流部)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	ニ 主配管	-	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.2 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料							
																7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	ル 主配管	-	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (格納容器フィルタベント系 窒素ガス供給ライン合流部 ～ 耐圧強化ベントライン分岐部)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(9) 圧力逃 がし装置	ニ 主 配管	—	7.3.9.1 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.2 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(7) 放射 性物質濃度 制御設備及 び可燃性ガ ス濃度制御 設備並びに 格納容器再 循環設備	ル 主配管	—	7.3.7.5 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (格納容器フィルタベント系 窒素ガス供給用接続口(南) ～ 格納容器フィルタベント系窒 素ガス供給用接続口(屋内) ライン合流部)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(9) 圧力逃 がし装置	ニ 主 配管	—	7.3.9.1 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.2 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(7) 放射 性物質濃度 制御設備及 び可燃性ガ ス濃度制御 設備並びに 格納容器再 循環設備	ル 主配管	—	7.3.7.5 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (格納容器フィルタベント系 窒素ガス供給用接続口(屋 内)ライン合流部 ～ 弁V226-14)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(9) 圧力逃 がし装置	ニ 主 配管	—	7.3.9.1 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.2 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(7) 放射 性物質濃度 制御設備及 び可燃性ガ ス濃度制御 設備並びに 格納容器再 循環設備	ル 主配管	—	7.3.7.5 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (弁V226-14 ～ 格納容器フィルタベント系窒 素ガス供給ライン合流部)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(9) 圧力逃 がし装置	ニ 主 配管	—	7.3.9.1 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.2 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(7) 放射 性物質濃度 制御設備及 び可燃性ガ ス濃度制御 設備並びに 格納容器再 循環設備	ル 主配管	—	7.3.7.5 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (格納容器フィルタベント系 窒素ガス供給用接続口(屋内) ～ 格納容器フィルタベント系窒 素ガス供給用接続口(屋内) ライン合流部)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(9) 圧力逃 がし装置	ニ 主 配管	—	7.3.9.1 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.2 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(7) 放射 性物質濃度 制御設備及 び可燃性ガ ス濃度制御 設備並びに 格納容器再 循環設備	ル 主配管	—	7.3.7.5 格納容器フィ ルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (耐圧強化ベントライン分岐 部 ～ 弁MV226-13)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(9) 圧力逃 がし装置	ニ 主 配管	—	7.3.9.1 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.2 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(7) 放射 性物質濃度 制御設備及 び可燃性ガ ス濃度制御 設備並びに 格納容器再 循環設備	ル 主配管	—	7.3.7.5 格納容器フィ ルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (弁MV226-13 ～ 第1ベントフィルタスクラバ 容器)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(9) 圧力逃 がし装置	ニ 主 配管	—	7.3.9.1 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.2 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(7) 放射 性物質濃度 制御設備及 び可燃性ガ ス濃度制御 設備並びに 格納容器再 循環設備	ル 主配管	—	7.3.7.5 格納容器フィ ルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (第1ベントフィルタスクラ バ容器 ～ 第1ベントフィルタ銀ゼオラ イト容器)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(9) 圧力逃 がし装置	ニ 主 配管	—	7.3.9.1 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.2 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(7) 放射 性物質濃度 制御設備及 び可燃性ガ ス濃度制御 設備並びに 格納容器再 循環設備	ル 主配管	—	7.3.7.5 格納容器フィ ルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (第1ペントフィルタ銀ゼオライト容器 ～ 窒素ガス排出ライン分岐部)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	ニ 主配管	—	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.2 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	ル 主配管	—	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (窒素ガス排出ライン分岐部 ～ 窒素ガス排出ライン分岐部 (ヘッダ部))	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	ニ 主配管	—	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.2 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	ル 主配管	—	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (窒素ガス排出ライン分岐部 ～ 窒素ガス排出口)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	ニ 主配管	—	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.2 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	ル 主配管	—	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (窒素ガス排出ライン分岐部 (ヘッダ部) ～ 放出口)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	ニ 主配管	—	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.2 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	ル 主配管	—	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (窒素ガス排出ライン分岐部 (ヘッダ部) ～ 窒素ガス排出口)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	ニ 主配管	—	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	(8) 主配管	—	—	3.5.2 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	ル 主配管	—	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (可搬式窒素供給装置用10m ホース)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(7) 放射性 物質濃度制 御設備及び 可燃性ガス 濃度制御設 備並びに格 納容器再循 環設備	ル 主 配管	-	7.3.7.4 窒素ガス代替注 入系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.2 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	7.3.7放射 性物質濃度 制御設備及 び可燃性ガ ス濃度制御 設備並びに 格納容器再 循環設備	ル 主配管	-	7.3.7.5 格納容器フィ ルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(9) 圧力逃 がし装置	ニ 主配管	-	7.3.9.1 格納容器フィ ルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (可搬式窒素供給装置用20m ホース)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(7) 放射性 物質濃度制 御設備及び 可燃性ガス 濃度制御設 備並びに格 納容器再循 環設備	ル 主 配管	-	7.3.7.4 窒素ガス代替注 入系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.2 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	7.3.7放射 性物質濃度 制御設備及 び可燃性ガ ス濃度制御 設備並びに 格納容器再	ル 主配管	-	7.3.7.5 格納容器フィ ルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(9) 圧力逃 がし装置	ニ 主配管	-	7.3.9.1 格納容器フィ ルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
配管 (可搬式窒素供給装置用2m ホース)	7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(7) 放射性 物質濃度制 御設備及び 可燃性ガス 濃度制御設 備並びに格 納容器再循 環設備	ル 主 配管	-	7.3.7.4 窒素ガス代替注 入系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	(8) 主配管	-	-	3.5.2 格納容器フィル タベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	7.3.7放射 性物質濃度 制御設備及 び可燃性ガ ス濃度制御 設備並びに 格納容器再	ル 主配管	-	7.3.7.5 格納容器フィ ルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(9) 圧力逃 がし装置	ニ 主配管	-	7.3.9.1 格納容器フィ ルタベント系	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項(全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
配管 (タンクローリ給油用 20m, 7mホース)	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	(4) 燃料設備	ニ 主配管	-	8.1.2.4 高压発電機車	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	(4) 燃料設備	ニ 主配管	-	8.1.2.5 可搬式窒素供給装置用発電設備	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
									8 その他発電用原子炉の附属施設 6 補機駆動用燃料設備	1 燃料設備	(4) 主配管	-	-	8.6.1 燃料設備	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)
配管 (タンクローリ送油用 20m ホース)	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	(4) 燃料設備	ニ 主配管	-	8.1.2.4 高压発電機車	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)	名称 最高使用圧力 最高使用温度 外径 厚さ 材料 個数(可搬型) 取付箇所(可搬型)	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	(4) 燃料設備	ニ 主配管	-	8.1.2.5 可搬式窒素供給装置用発電設備	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所
									8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	(4) 燃料設備	ニ 主配管	-	8.1.2.6 緊急時対策所用発電機	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所
									8 その他発電用原子炉の附属施設 6 補機駆動用燃料設備	1 燃料設備	(4) 主配管	-	-	8.6.1 燃料設備	名称 種類 容量 最高使用圧力 最高使用温度 主要寸法 材料 個数 取付箇所

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-12A)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.3 高圧原子炉代替注水系	流路として基本設計方針に記載
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.7 高圧原子炉代替注水系	流路として基本設計方針に記載
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-12B)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.3 高圧原子炉代替注水系	流路として基本設計方針に記載
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.7 高圧原子炉代替注水系	流路として基本設計方針に記載

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項
格納容器配管貫通部 (貫通部 番号X-22)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格 納容器	(4) 原子炉 格納容器配 管貫通部及 び電気配線 貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	-	-	-	3.6.7 ほう酸水注入系	流路として基本設計方針に記載
									4 計測制御系統施設	4 ほう酸水 注入設備	-	-	-	4.4.1 ほう酸水注入系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減 設備その他 の安全設備	(6) 原子炉 格納容器安 全設備	-	-	7.3.6.9 ほう酸水注入 系	流路として基本設計方針に記載
格納容器配管貫通部 (貫通部 番号X-20A, B, C, D)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格 納容器	(4) 原子炉 格納容器配 管貫通部及 び電気配線 貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	4 計測制御系統施設	3. 制御材駆 動装置	(2) 制御棒駆 動水圧設備	-	-	4.3.2.1 制御棒駆動 水圧系	流路として基本設計方針に記載
格納容器配管貫通部 (貫通部 番号X-21A, B, C, D)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格 納容器	(4) 原子炉 格納容器配 管貫通部及 び電気配線 貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	4 計測制御系統施設	3. 制御材駆 動装置	(2) 制御棒駆 動水圧設備	-	-	4.3.2.1 制御棒駆動 水圧系	流路として基本設計方針に記載

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-30A)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.1 残留熱除去系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード))	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.4 ペDESTAL代替注水系	流路として基本設計方針に記載
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-30B)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.1 残留熱除去系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード))	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.3 格納容器代替スプレイ系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	流路として基本設計方針に記載

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-31A)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.5 低圧原子炉代替注水系	流路として基本設計方針に記載
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.6 残留熱除去系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.6 残留熱代替除去系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.8 低圧原子炉代替注水系	流路として基本設計方針に記載
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-31B)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.5 低圧原子炉代替注水系	流路として基本設計方針に記載
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.6 残留熱除去系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.8 低圧原子炉代替注水系	流路として基本設計方針に記載

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項
格納容器配管貫通部 (貫通部 番号X-31C)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格 納容器	(4) 原子炉 格納容器配 管貫通部及 び電気配線 貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	-	-	-	3.6.6 残留熱除去系	流路として基本設計方針に記載
格納容器配管貫通部 (貫通部 番号X-32A)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格 納容器	(4) 原子炉 格納容器配 管貫通部及 び電気配線 貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	-	-	-	3.5.1 残留熱除去系	流路として基本設計方針に記載
格納容器配管貫通部 (貫通部 番号X-32B)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格 納容器	(4) 原子炉 格納容器配 管貫通部及 び電気配線 貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	-	-	-	3.5.1 残留熱除去系	流路として基本設計方針に記載
格納容器配管貫通部 (貫通部 番号X-33)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格 納容器	(4) 原子炉 格納容器配 管貫通部及 び電気配線 貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除 去設備	-	-	-	3.5.1 残留熱除去系	流路として基本設計方針に記載
格納容器配管貫通部 (貫通部 番号X-34)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格 納容器	(4) 原子炉 格納容器配 管貫通部及 び電気配線 貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	-	-	-	3.6.2 低圧炉心スプレ イ系	流路として基本設計方針に記載
格納容器配管貫通部 (貫通部 番号X-35)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格 納容器	(4) 原子炉 格納容器配 管貫通部及 び電気配線 貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉 心冷却設備 その他原子 炉注水設備	-	-	-	3.6.1 高圧炉心スプレ イ系	流路として基本設計方針に記載

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-38)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.3 高圧原子炉代替注水系	流路として基本設計方針に記載
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.7 高圧原子炉代替注水系	流路として基本設計方針に記載
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-60)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	u	7.3.6.4 ベデスタル代替注水系	流路として基本設計方針に記載
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-68C)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	4 計測制御系統施設	8 制御用空気設備	-	-	-	4.8.2 逃がし安全弁室素ガス供給系	流路として基本設計方針に記載

機器名称	主たる登録区分								兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-81)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	-	3.5.2 格納容器フィルタベント系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	-	-	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	流路として基本設計方針に記載	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	-	-	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	流路として基本設計方針に記載	
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-164A)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備に係る次の事項	-	-	7.3.7.4 窒素ガス代替注入系	流路として基本設計方針に記載	
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-200A)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.1 残留熱除去系	流路として基本設計方針に記載	
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード))	流路として基本設計方針に記載	

機器名称	主たる登録区分								兼用する登録区分						
	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-200B)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.1 残留熱除去系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード))	流路として基本設計方針に記載
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-201)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.1 残留熱除去系	流路として基本設計方針に記載
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.6 残留熱除去系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード))	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード))	流路として基本設計方針に記載

機器名称	主たる登録区分								兼用する登録区分												
	施設区分		設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分		設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項				
格納容器配管貫通部 (貫通部 番号X-202)	7	原子炉格納施設	1	原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3	原子炉冷却系統施設	5	残留熱除去設備	-	-	-	3.5.1	残留熱除去系	流路として基本設計方針に記載	
											3	原子炉冷却系統施設	6	非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.6	残留熱除去系	流路として基本設計方針に記載	
											7	原子炉格納施設	3	圧力低減設備その他の安全設備	(6)	原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.1	原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード))	流路として基本設計方針に記載
											7	原子炉格納施設	3	圧力低減設備その他の安全設備	(6)	原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.2	原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード))	流路として基本設計方針に記載
											7	原子炉格納施設	3	圧力低減設備その他の安全設備	(6)	原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.6	残留熱代替除去系	流路として基本設計方針に記載

機器名称	主たる登録区分							兼用する登録区分							
	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-203)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.3 高圧原子炉代替注水系	流路として基本設計方針に記載
							3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.6 残留熱除去系	流路として基本設計方針に記載		
							7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.7 高圧原子炉代替注水系	流路として基本設計方針に記載		
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-204)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.1 残留熱除去系	流路として基本設計方針に記載
							7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード))	流路として基本設計方針に記載		
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-205)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.1 残留熱除去系	流路として基本設計方針に記載
							7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.2 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード))	流路として基本設計方針に記載		

機器名称	主たる登録区分						兼用する登録区分								
	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分			系統名	設備別記載事項		
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-208)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.2 低圧炉心スプレ イ系	流路として基本設計方針に記載
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-210)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.1 高圧炉心スプレ イ系	流路として基本設計方針に記載
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-213)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.3 高圧原子炉代替注水系	流路として基本設計方針に記載
									3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備 その他の安全設備	(6) 原子炉格納容器安全設備	-	-	7.3.6.7 高圧原子炉代替注水系	流路として基本設計方針に記載
格納容器配管貫通部 (貫通部番号X-214)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	6 非常用炉心冷却設備 その他原子炉注水設備	-	-	-	3.6.4 原子炉隔離時冷却系	流路として基本設計方針に記載

機器名称	主たる登録区分								兼用する登録区分						
	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項	設備別記載事項 (全項目)	施設区分	設備区分/機器区分				系統名	設備別記載事項
格納容器配管貫通部 (貫通部 番号X-241)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	3 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	-	-	-	3.5.2 格納容器フィルタベント系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備	-	-	7.3.7.5 格納容器フィルタベント系	流路として基本設計方針に記載
									7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(9) 圧力逃がし装置	-	-	7.3.9.1 格納容器フィルタベント系	流路として基本設計方針に記載
格納容器配管貫通部 (貫通部 番号X-320A)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器	(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	-	-	-	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	名称 貫通部番号 種類 個数 最高使用圧力 最高使用温度 構成 主要寸法 外径 厚さ 材料	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備	(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備に係る次の事項	-	-	7.3.7.4 窒素ガス代替注入系	流路として基本設計方針に記載

要目表記載のうち機器等の取付箇所の記載方針について

1. 要旨

別表第二の記載要求事項のうち、機器等の「取付箇所」の記載として以下に記載方針をまとめた。

2. 発電用原子炉施設の設計及び工事の計画に係る手続ガイド記載内容について

「発電用原子炉施設の設計及び工事の計画に係る手続ガイド」（以下「手続きガイド」という）の機器等の仕様に関する記載要求範囲として記載される「取付箇所」への記載要求は以下のとおりとする。

（抜粋）

常設の機器等（可搬型の機器等の一部で通常運転時から使用箇所に取り付けている機器等を含む。）については、属する系統の機能の独立性及び位置的分散を示すために十分な配置を説明する記載とする必要があり、また、溢水防護上の配慮が必要な機器等については、防護区画との関係及び据付高さ等を記載する必要がある。

3. 記載方針

上記、手続きガイドに基づき、要目表の「取付箇所」記載方針を次に記載する。なお、火災防護対象機器の取り扱いについても、本資料で明確化する。

4. 要目表の「取付箇所」に対する記載方針について

4.1 「属する系統の機能の独立性」について

常設機器等の「属する系統の機能の独立性」については、添付図面の系統図で示す。そのため、要目表の「取付箇所」の欄には、当該機器が接続する「系統名（ライン名）」の欄を設け、その欄に取り付ける系統名（「〇〇〇ライン」等と表記する。）を記載する。

また、系統図側には、施設名及び設備系統名が識別できるよう「施設区分名」及び「設備（系統）区分名」を図面名称欄に記載し、要目表と図面が繋がる記載とする。なお、〇〇ポンプ A, B や 〇〇弁 A, B, C などの機器の「個数」が複数個あるものについては、その機器毎に「系統名」を記載する。また、系統に接続していないもの（例：クレーン等）については「-」で示す。

【記載例①参照】

4.2 「位置的分散」について

常設機器等の「位置的分散」については、添付図面の配置図で示す。そのため、要目表の「取付箇所」の欄には、当該機器を設置する「設置床」の欄を設け、その欄に「建

物の名称」及び当該機器の「設置床レベル」を記載する。

また、配置図側には、機器配置が識別できるよう「建物の名称」及び「設置床レベル」を図面に記載し、要目表と図面が繋がる記載とする。なお、「設置床レベル」の表記方法については、設置変更許可申請書に準じる。

【記載例②参照】

4.3 「溢水防護上の配慮が必要な機器等」について

(1) 「防護区画との関係」について

「溢水防護上の配慮が必要な機器等」と「防護区画との関係」が分かるように要目表の「取付箇所」の欄には、当該機器が設置される「溢水防護上の区画番号」を記載する。なお、VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」に溢水評価対象の設備と溢水防護区画の番号を示した溢水評価対象の溢水防護対象設備及び溢水評価対象の重大事故等対処設備並びに溢水防護区画の図面を添付することでそれらの関係性を示す。

また、「溢水防護上の区画番号」及び「溢水防護上の配慮が必要な高さ」の記載方法については第1図、第2図及び第3図に示す。

【記載例③参照】

1. グランドルールの考え方について

・現状のグランドルールのうち、「溢水防護上の区画番号」及び「溢水防護上の配慮が必要な高さ」の記載方針の主な箇所は以下のとおり。

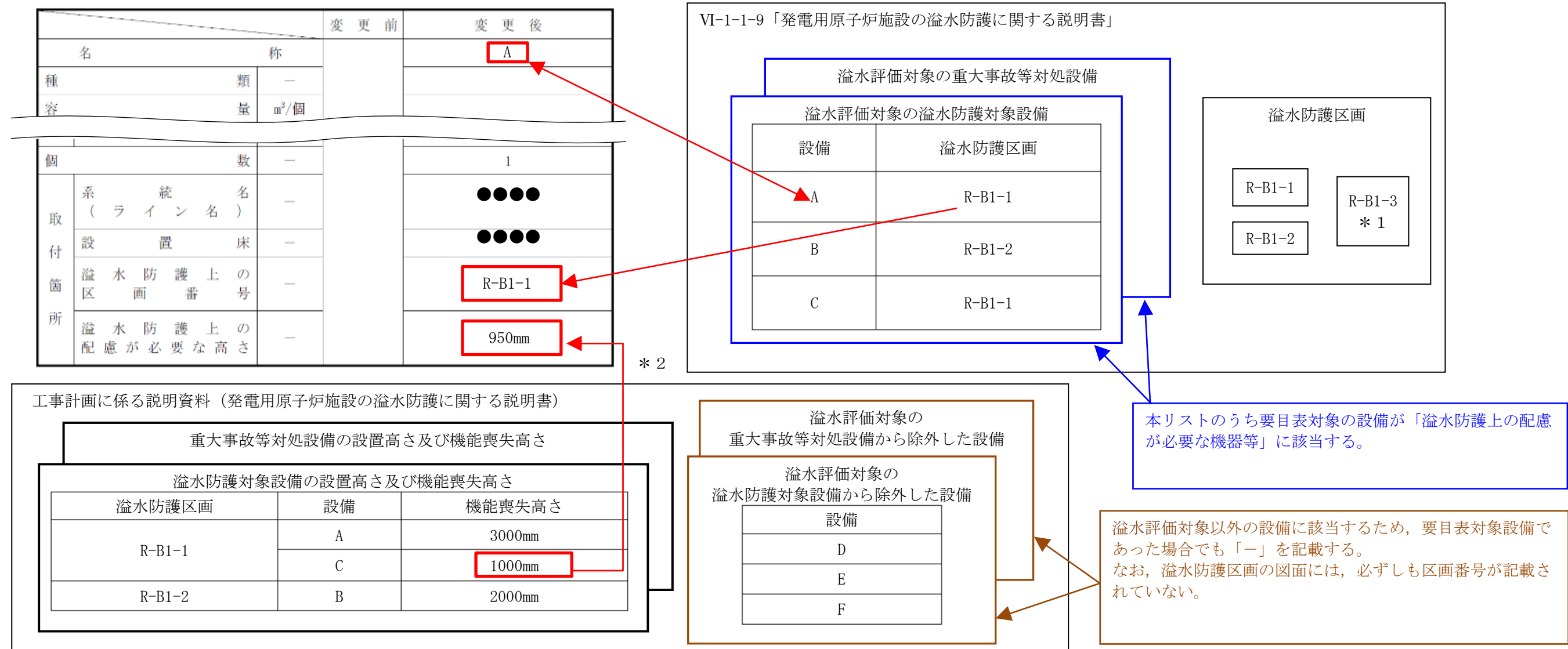
「溢水防護上の区画番号」について

③ VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」の溢水評価対象の溢水防護対象設備及び溢水評価対象の重大事故等対処設備並びに溢水防護区画との関連付けを行うため、要目表へ「溢水防護上の区画番号」を記載する。なお、溢水評価対象以外の設備は「-」とする。

「溢水防護上の配慮が必要な高さ」について

④ 「溢水防護上の配慮が必要な機器等」について、当該機器が設置される区画のうち、機能喪失高さが最も低いものを選定した上で、裕度を設定して要目表へ「溢水防護上の配慮が必要な高さ」として記載する。なお、溢水評価対象以外の設備は「-」とする。

・上記のルールを踏まえた「溢水防護上の区画番号」及び「溢水防護上の配慮が必要な高さ」を記載するために用いる資料構成と要目表記載の流れのイメージ図を第1図に示す。



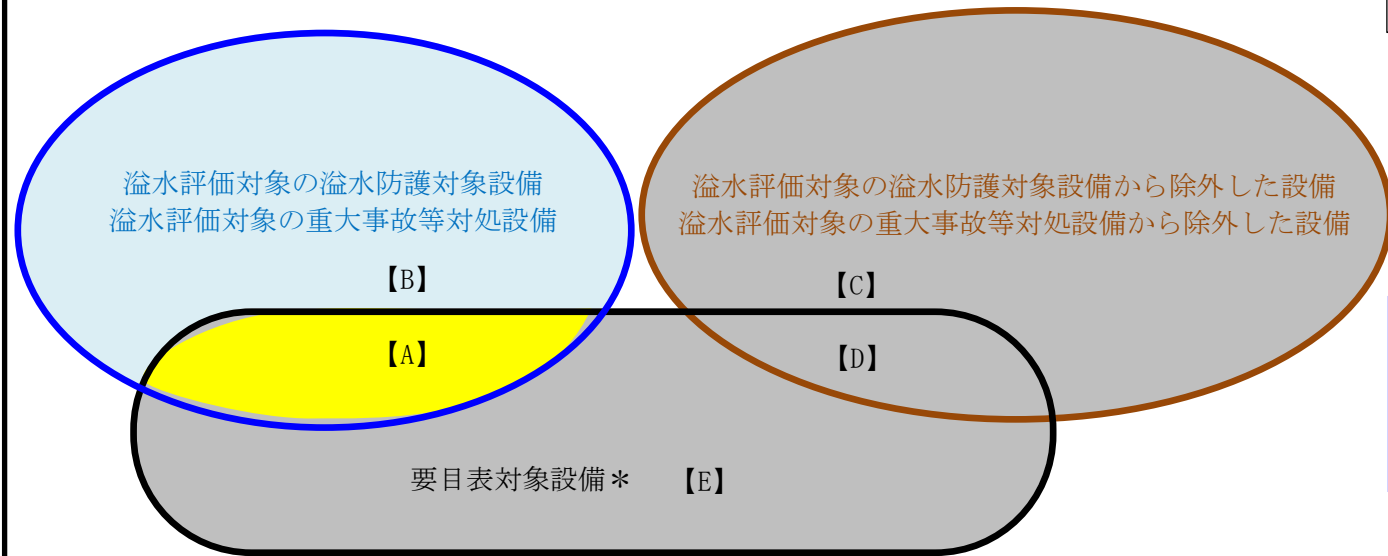
注記* 1 : 溢水評価対象の設備が設置されていないため、管理上の区画番号とする。

* 2 : 工事計画に係る説明資料の「溢水防護対象設備の設置高さ及び機能喪失高さ」及び「重大事故等対処設備の設置高さ及び機能喪失高さ」の機能喪失高さが「-」の設備については、要目表の「溢水防護上の区画番号」及び「溢水防護上の配慮が必要な高さ」を「-」と記載する。

第1図 資料構成及び要目表記載の流れのイメージ図

・また、「溢水防護上の配慮が必要な機器等」と溢水評価対象以外の設備の考え方を第2図に示す。

2. 現状の要目表の整理状況
 ・現状の要目表の整理フローを第3図に示す。



* 別表第二の範囲を示す。

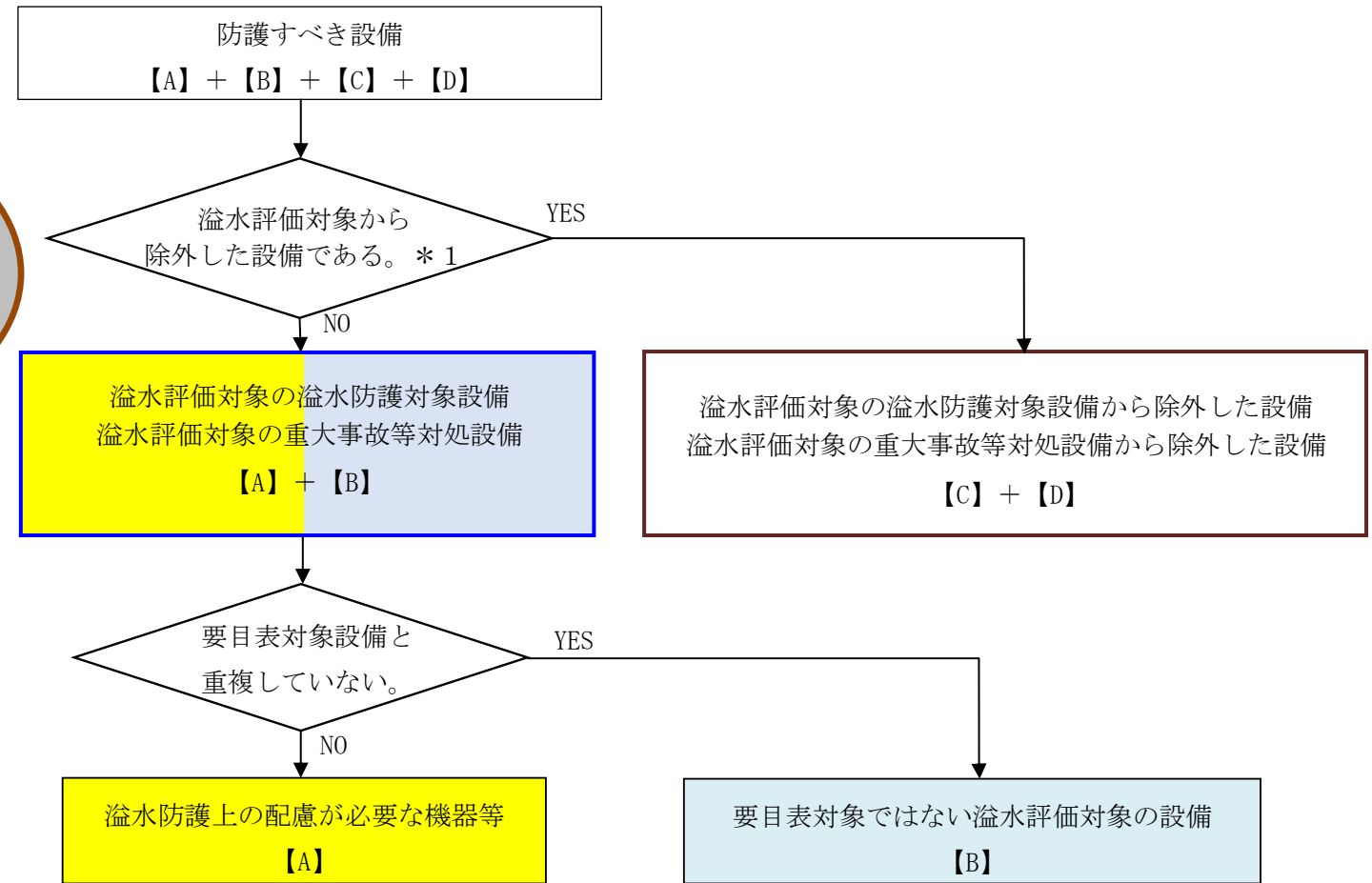
■ : 「溢水防護上の配慮が必要な機器等」(要目表対象)【A】

■ : 要目表対象ではない溢水評価対象の設備【B】

■ : 溢水評価対象以外の設備【C】【D】【E】

分類	「溢水防護上の区画番号」	「溢水防護上の配慮が必要な高さ」
A	区画番号を記載する。	区画内で最も低い機能喪失高さを記載する。
B	要目表対象ではない。	
C	要目表対象ではない。	
D	「-」を記載する。	「-」を記載する。
(参考:E)	(「-」を記載する。)	(「-」を記載する。)

第2図 「溢水防護上の配慮が必要な機器等」と溢水評価対象以外の設備の考え方



注記*1: 以下に該当する設備は溢水評価対象外とする。

- ① 溢水により機能喪失しない設備
- ② 原子炉格納容器内耐環境仕様設備
- ③ 動作機能の喪失により安全機能に影響しない設備
- ④ 他の機器で代替できる設備

第3図 現状の要目表整理フロー

(2) 「据付高さ等」について

「溢水防護上の配慮が必要な機器等」の「据付高さ等」については、当該機器が設置される溢水防護区画のうち、機能喪失高さが最も低いものを選定した上で、裕度を設定して要目表へ「溢水防護上の配慮が必要な高さ」として記載する。

「溢水防護上の配慮が必要な高さ」の設定には、機能喪失高さに裕度を加えた値で設定し、要目表の記載としては、その裕度を加えた値に「以上」を付記して表記する。

また、溢水評価対象以外の設備については「－」を記載する。なお、「溢水防護上の配慮が必要な高さ」については、新規要求事項として要目表の「変更後」欄に記載する。

【記載例④参照】

ただし、計測制御系統施設の計測装置や放射線管理施設の放射線管理用計測装置の記載要目表のように、「変更前」、「変更後」の両方共に別表第二の記載事項を記載する必要がある場合は、「変更後」の欄に「溢水防護上の区画番号」と「溢水防護上の配慮が必要な高さ」の欄を記載する。

【記載例⑤参照】

(3) 「火災防護対象機器」についての扱い

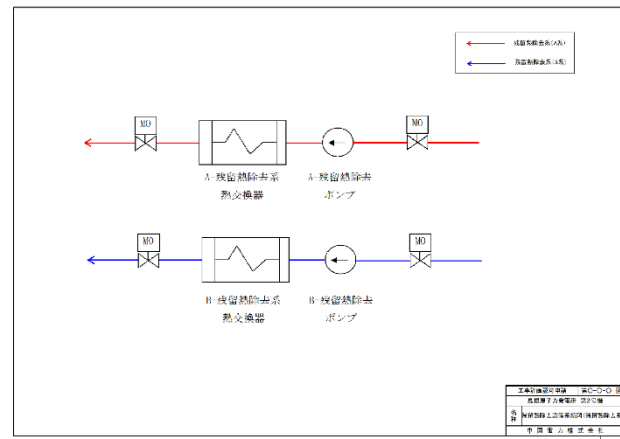
火災防護対象機器の設置位置と「火災区域」又は「火災区画」との関係性について、以下の整理とする。

- a. 「火災区域」及び「火災区画」の識別として、火災防護設備の要目表に「火災区域」及び「火災区画」の「名称」と「番号」を記載し、また添付図面においても、図中にそれら区域及び区画の「番号」を記載することで火災防護上の「区域」及び「区画」を識別する。
- b. 火災防護対象機器について、VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」に「機器リスト」を添付し、そのリスト中に火災防護対象機器の「機器名称」と、その機器が設置される「火災区域番号」又は「火災区画番号」を記載することで、「火災防護対象機器」と「火災区域」及び「火災区画」との関係性が分かる記載とする。

要目表記載のうち機器等の取付箇所の記載方針について

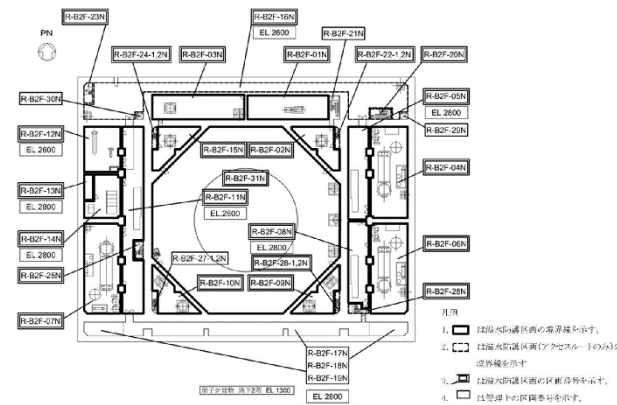
属する系統の機能の独立性

- 独立性は系統図にて示す。なお、機器が設置される系統について「系統名」で記載し、系統図とリンクさせる。
例：高圧炉心注水系に設置する機器→「高圧炉心注水系 B」、「高圧炉心注水系 C」



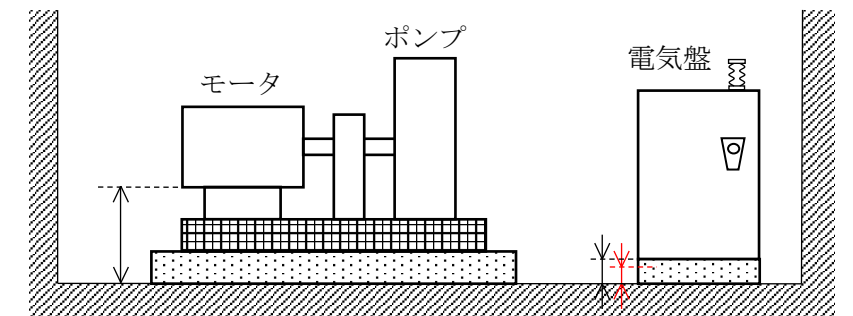
防護区画との関係

- 溢水防護上の配慮が必要な機器等の要目表の「取付箇所」の欄には、その機器が設置される「溢水防護上の区画番号」を記載する。



据付高さ等

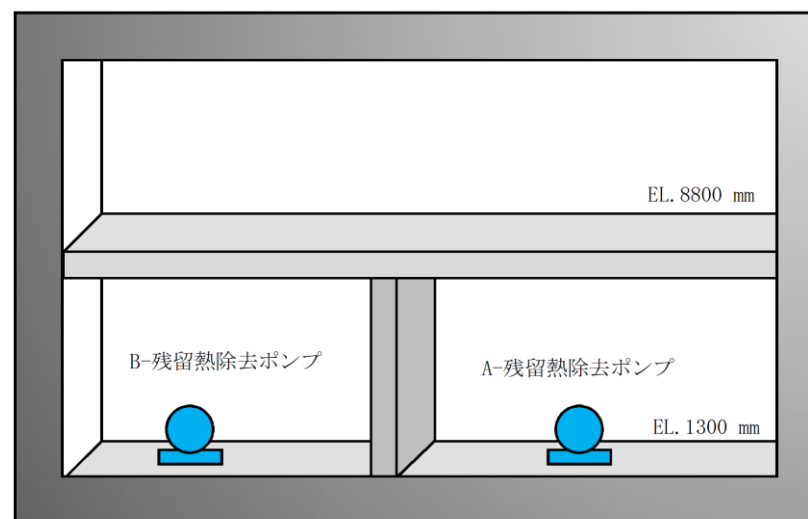
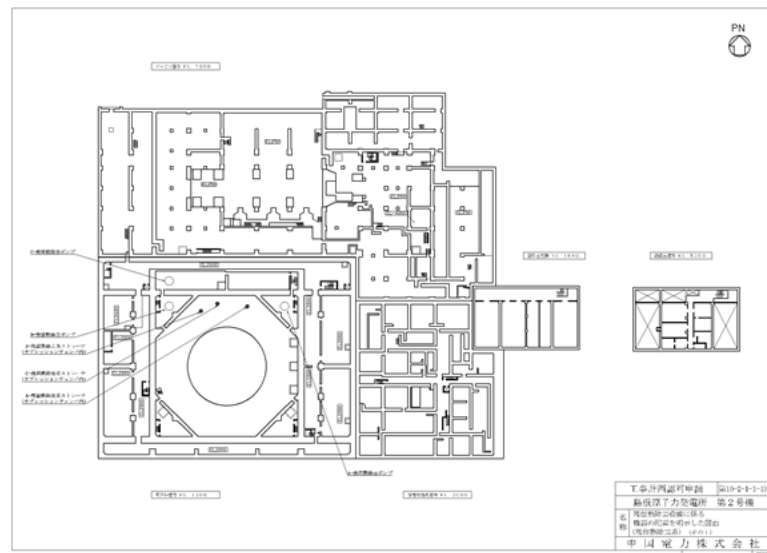
- 「溢水防護上の配慮が必要な機器等」の「据付高さ」について、当該機器が設置される溢水防護区画のうち、機能喪失高さが最も低いものを選定した上で、裕度を設定して要目表へ「溢水防護上の配慮が必要な高さ」として記載する。
「溢水防護上の配慮が必要な高さ」の設定には、機能喪失高さに裕度を加えた値で設定し、要目表の記載としては、その裕度を加えた値に「以上」を付記して表記する。



- ←→ : 機能喪失高さ
- ←→ : 溢水防護上の配慮が必要な高さ

位置的分散

- 常設機器等（可搬型の機器等の一部で通常運転時から使用箇所に取り付けている機器等を含む。）の「位置的分散」は、添付図面の配置図で示す。
要目表の「取付箇所」の欄には配置図とリンクできるよう、当該機器が設置される「設置床」の欄を設け、その欄に「建物の名称」及び機器等の「設置床レベル」を記載する。
また、配置図側には、図面中に建物の名称及び設置床レベルを記載する。



イメージ図

記載例

4. ほう酸水注入設備に係る次の事項

4.1 ほう酸水注入系

- (1) ポンプの名称、種類、容量、揚程又は吐出圧力、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所並びに原動機の種類、出力、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。）

常設

		変更前		変更後		
ポンプ	名称	ほう酸水注入ポンプ		ほう酸水注入ポンプ*1		
	種類	—	往復形	変更なし		
	容量	m ³ /h/個	□以上*3 (9.72*4)			
	吐出圧力	MPa	□以上*3 (11.04*4 *5)			
	最高使用圧力	MPa	吸込側 0.93*5、*6 / 吐出側 11.8*5、*6			
	最高使用温度	℃	66			
	主要寸法	吸込内径	mm			78.1*4
		吐出内径	mm			38.4*4
		ケーシング厚さ	mm			□ (17.6*4)
		たて	mm			1515*4
		横	mm			900*4
	材料	高さ	mm			850*4
		リキッドシリンダー	—			□
	リキッドシリンダーカバー	—	□			

(つづき)

		変更前		変更後	
ポンプ取付箇所	個数	—	2*2	変更なし	
	系統名 (ライン名)	—	A-ほう酸水注入系 (A-ほう酸水注入系) *3		
	設置床	—	原子炉建物 EL. 34800mm*3		
	溢水防護上の区画番号	—	原子炉建物 EL. 34800mm*3		
	溢水防護上の配慮が必要な高さ	—		R-3F-04-1N, R-3F-04-2N, R-3F-07N, R-3F-16-1N	R-3F-04-1N, R-3F-04-2N, R-3F-07N, R-3F-16-1N
		—		EL. 35380mm 以上	EL. 35380mm 以上
原動機	種類	—	誘導電動機	変更なし	
	出力	kW/個	□*4		
	個数	—	2*2		
	取付箇所	—	ポンプと同じ*3		

注記*1：原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）及び原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）と兼用

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「定格容量」と記載

*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

*4：公称値を示す。

*5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、既工事計画書の主配管「ほう酸水貯蔵タンクからほう酸水注入ポンプ」及び「ほう酸水注入ポンプから差圧検出・ほう酸水注入系配管（ティーよりN11ノズルまでの外管）まで」による。

*6：S I 単位に換算したものである。

(つづき)

変更前					変更後								
名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数	取付箇所	名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数	取付箇所		
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	*5 差圧式流量検出器	0~150m ³ /h	—	1	系統名 (ライン名)	原子炉隔離時冷却ポンプ 出口流量 (原子炉隔離時冷却系) *3	変更なし				変更なし	溢水防護上の 区画番号	R-B2F-01N
					設置床	原子炉建物 EL 1300mm						溢水防護上の 配慮が必要な高さ	EL 2180mm 以上
					—	—						—	—
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	*5 差圧式流量検出器	0~1500m ³ /h	—	1	系統名 (ライン名)	高圧炉心スプレイポンプ 出口流量 (高圧炉心スプレイ系) *3	変更なし				変更なし	溢水防護上の 区画番号	—
					設置床	原子炉建物 EL 8800mm						溢水防護上の 配慮が必要な高さ	—
					—	—						—	—
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	*5 差圧式流量検出器	0~1500m ³ /h	—	1	系統名 (ライン名)	低圧炉心スプレイポンプ 出口流量 (低圧炉心スプレイ系) *3	変更なし				変更なし	溢水防護上の 区画番号	R-B2F-09N
					設置床	原子炉建物 EL 1300mm						溢水防護上の 配慮が必要な高さ	EL 1400mm 以上
					—	—						—	—

記載例⑤

計測制御系統施設の計測装置や放射線管理施設の放射線管理用計測装置の記載を要目表のように、「変更前」、「変更後」の両方に別表第二の記載事項を記載する場合は、「変更後」の欄に「溢水防護上の区画番号」と「溢水防護上の配慮が必要な高さ」の欄を記載する。

可搬型主配管の要目表に記載する「個数」の記載方法と
「個数」及び「取付箇所」に注記を記載する際の基本的な記載ルールについて

1. 要旨

別表第二の改正により可搬型主配管の要目表に「個数」が追加されたことを受け、その「個数」への記載方法及び「個数」、「取付箇所」に注記を記載する際の基本的な記載方法について以下にまとめる。

2. 「個数」の記載方法

2.1 「個数」欄には、「技術基準規則で要求される必要な容量を賄える個数」（以下「必要数」という。）と「バックアップの個数」（以下「予備」という。）を記載する。

その際、必要数は括弧外に記載し、予備は括弧を付し、その括弧内に「予備」の記載と個数を示す。

例：

名 称	最高使用 圧 力	最高使用 温 度	主要寸法	個 数	取付箇所
				●● (予備□□)	

●●：必要数

□□：予備数

※…予備の表示は括弧内に「予備」の記載と個数を付す。

なお、「個数」には、単位を記載しないが、管種を識別するため「取付箇所」欄に記載する場合は以下の表記とする。

- ① 可搬型ホースについては「本」
- ② 可搬型鋼管については「台」

2.2 可搬型主配管は、使用方法により適用する技術基準規則が異なり、それにより必要数及び予備数も変わることから、個々の基本的な記載パターンを以下に定める。

2.2.1 基準要求が $2n + \alpha$ のもの

(例：「屋外」から「建物内」に水を供給するための可搬型ホース等)

- (1) 単一の長さの可搬型主配管の場合
 - ・必要数には、 $2n$ の本数（台数）を括弧外に記載する。
 - ・予備数には、 α の本数（台数）に括弧を付して記載する。
- (2) 複数の長さを持つ可搬型ホースを組み合わせて使用する場合
 - ・必要数には、ホース長さごとに必要となる本数を合算した値（ $2n$ ）を括弧外に記載する。
 - ・予備数には、ホース長さごとの予備本数を合算した値（ α ）に括弧を付して記載する。

2.2.2 基準要求が $n + \alpha$ のもの

(例：「建物内」のみ使用する可搬型ホース等)

- (1) 単一の長さの可搬型主配管の場合
 - ・必要数には、 n の本数（台数）を括弧外に記載する。
 - ・予備数には、 α の本数（台数）に括弧を付して記載する。
- (2) 複数の長さを持つ可搬型ホースを組み合わせて使用する場合
 - ・必要数には、ホース長さごとに必要となる本数を合算した値（ n ）を括弧外に記載する。
 - ・予備数には、ホース長さごとの予備本数を合算した値（ α ）に括弧を付して記載する。

3. 「個数」及び「取付箇所」に注記を記載する際の基本的な表記方法

3.1 「個数」への注記方法

以下に示す「3.1.1」～「3.1.4」の場合には、個数に注記を記載する。

3.1.1 複数の長さを持つ可搬型ホースを組み合わせて使用する場合

(1) 記載方法

- ・複数の長さを持つ可搬型ホースを組み合わせて使用する場合は、長さごとに必要となる数がわかるように注記を記載する。

例：

名称	最高使用圧力	最高使用温度	主要寸法	個数	取付箇所
〇〇用 5 m, 10 m, 50 m ホース				●● (予備□□) *1	

注記 *1：必要本数●●本（5 m：●本，10 m：●本，50 m：●本）及び予備各 1 本の数量を示す。

3.1.2 設備を兼用する複数の長さを持つ可搬型ホースを組み合わせて使用する場合

(1) 記載方法

- ・設備（系統）区分によって、組み合わせる本数（台数）が異なるものは、各設備（系統）区分で必要となる数がわかるように注記を記載する。

例：

名称	最高使用圧力	最高使用温度	主要寸法	個数	取付箇所
〇〇用 5 m, 10 m, 50 m ホース				●● (予備□□) *2	

注記 *2：〇〇施設のうち△△設備（□□系）としての必要本数●●本（5 m：●本，10 m：●本，50 m：●本）と●●施設のうち▲▲設備（■系）としての必要本数●●本（5 m：●本，10 m：●本，50 m：●本）を合わせた数量及び予備各 1 本の数量を示す。

3.1.3 機器に専属するホースの場合

(1) 記載方法

- ・機器の専属ホースであることがわかるように、専属する機器名が判別可能なよう注記で記載する。

例：

名称	最高使用圧力	最高使用温度	主要寸法	個数	取付箇所
〇〇用 5 m ホース				●●*3	

注記 *3：〇〇ポンプの保有数と同じ数量を示す。

名称	最高使用圧力	最高使用温度	主要寸法	個数	取付箇所
△△ 給油ライン接続用 19.5 m ホース				●●*4	

注記 *4：△△1台あたりの数量を示す。

3.1.4 2セットで技術基準規則要求を満たす設備に使用するホースの場合

① 記載方法

- ・2セットで基準要求を満たす設備に使用するホースは、1セット分の必要本数及び予備数と必要なセット数を注記で記載する。

例：

名称	最高使用圧力	最高使用温度	主要寸法	個数	取付箇所
〇〇 給油ライン接続 用 4 m ホース				●●*5 (予備□□)	

注記 *5：必要本数 15 本を 2 セットに予備 1 本の数量を示す。

3.2 「取付箇所」への注記方法

以下に示す「3.2.1」の場合には、取付箇所に注記を記載する。

3.2.1 複数の長さを持つ可搬型ホースを組み合わせて使用する場合

(1) 記載方法

- ・最長敷設ルートにおけるホース長さごとの必要本数を記載する。

例：

名称	最高使用圧力	最高使用温度	主要寸法	個数	取付箇所
〇〇用 0.5 m, 1 m, 2 m, 3 m, 5 m, 10 m, 20 m, 50 m ホース					取付箇所： △△～□□接続口 (52本*6)

注記 *6：最長のルートである「●●～▲▲」に敷設した場合（0.5 m：1本，1 m：2本，2 m：5本，3 m：1本，5 m：3本，10 m：8本，50 m：32本）の数量を示す。

4. 各可搬型主配管の個数の内訳

可搬型主配管のうち、複数の使用方法等により内訳の説明を要する可搬型主配管は、設定根拠に関する説明書又は設定根拠に関する説明書の補足説明資料に示す。

3 工事計画認可申請における基本設計方針の作成要領

1. 目的

「基本設計方針」の基本的な作成要領について定める。

2. 基本設計方針の資料構成

- (1) 基本設計方針の資料構成は、「発電用原子炉施設の設計及び工事の計画に係る手続ガイド」に記載される「基本設計方針、適用基準及び適用規格」に基づき、技術基準規則の要求を満たすための基本的な設計方針を記載する構成とする。
- (2) 基本設計方針の記載は、別表第二の施設登場順に「施設（系統）」ごとに作成する。
(例：「原子炉本体の基本設計方針」→「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の基本設計方針」→「原子炉冷却系統施設の基本設計方針」…)
- (3) 基本設計方針を作成するにあたり、技術基準規則への適合性を逐条的に示すために、「条文」ごとに基本設計方針を作成した上で、その内容を基に、「施設（系統）」ごとの基本設計方針（以下「基本設計方針」という。）に再構成するための方針を以下に示す。
 - a. 逐条的に示した基本設計方針を条文単位で、各施設（系統）に共通する設計方針と、施設固有の設計方針とに分類し、前者を「共通項目」、後者を「個別項目」とする。
 - b. 基本設計方針の構成は、上記の「共通項目」を第1章、「個別項目」を第2章とする。共通項目と個別項目の構成については以下に示す。

【共通項目の基本構成について】

- c. 共通項目の記載単位は基本的には技術基準規則の条文単位とするが、自然現象、設備に対する要求等の要求内容が同じものについては、複数条文を同一項目にまとめて記載する。また、記載順序は技術基準規則の条項順を基本とする。共通項目の章立てについて別紙1に示す。
- d. 共通項目は「原子炉冷却系統施設」（以下「原冷」という）のみに記載し、その他の施設の共通項目に関する基本設計方針は原冷の記載を適宜呼び込む。
- e. 原冷の共通項目のうち、「火災」及び「溢水等」の基本設計方針はそれぞれ火災防護設備、浸水防護施設の基本設計方針を呼び込む。

【個別項目の基本構成について】

- f. 個別項目の記載内容は、逐条的に示した各基本設計方針の中で、当該施設に該当する内容を集約して記載する。個別項目の章立てについて別紙1に示す。
 - g. 各施設の「個別項目」の章立てについては、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」別表第二中欄の「設備別記載事項」の設備項目を基に項目及びその順序を構成する。ただし、技術基準規則等の要求も踏まえながら、記載項目、順序などは必要により変更する。個別項目の章立てと別表第二との比較表を別紙2に示す。
 - h. 「個別項目」の別表第二中欄の「設備別記載事項」の設備項目を基にした各項目については、更に各設備の系統等ごとに章立てを行い記載する。
 - i. 説明性を考慮し、章立ては極力細分化する。
- (4) 基本設計方針のフォーマットは、変更前後の形式とする。なお、記載内容として技術基準規則の要求事項に変更がないものは、「手続き対象外」であることがわかるよう「記載の適正化」として「変更前」に記載する。また、技術基準規則の要求事項が変更又は追加となったものに対する記載は「変更後」に記載し、「手続き対象」であることを識別する。具体的な方針は以下のとおり。(別紙3参照)
- a. 文頭に、設置許可基準規則及び技術基準規則並びにこれらの解釈で定義していないものについて用語の定義を記載する。「用語の定義」に記載するものは、共通項目のうち各施設に該当する用語のみとする。
 - b. 「一部技術基準規則の要求事項が変更又は追加となったもの」に対する記載は、「変更前」に変更前の要求に対する基本設計方針を記載し、「変更後」に変更後の要求に対する基本設計方針を記載する。
 - c. 「技術基準規則の要求事項に変更のないもの」については「変更前」に基本設計方針を記載し、「変更後」に「変更なし」と記載する。「1.」、「2.」等の項目のなかで一部でも変更のあるものは、文章が「変更前」と「変更後」で細切れにならないよう、その項目全体を「変更後」に記載する。
 - d. 「技術基準規則の要求事項が新たに追加となったもの」については、「変更前」に「－」を記載し、「変更後」に新たに基本設計方針を記載する。
 - e. 「技術基準規則の要求事項が新たに追加になったもの」でも、「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」等の規格基準の要求等で、以前から実施しているものについては「変更前」にも記載する。

(5) 設計基準対象施設と重大事故等対処設備の記載の組合せ方

基本的にはDB，SAはまとめて記載する。(設計基準対象施設と重大事故等対処設備に要求される条文のうち，双方の「共通事項」として扱える条文については，極力まとめる。) また，DBとSAを分けて記載する必要がある場合は，原則，DB・SAの順序で記載する。

一つの設備や機能が，逐条的に示した基本設計方針の複数条文に記載されている場合は，極力まとめる。

その他説明性を考慮し，類似項目は極力まとめた記載とする。

3. 基本設計方針の具体的な記載方法について

(1) 基本設計方針の具体的な記載方法について示す。

a. 具体的な記載方法

- (a) 基本設計方針の記載は、原則、設置変更許可本文をベースに記載する。
また、技術基準規則及び解釈の要求事項への適合を網羅するよう記載する。

基本設計方針の記載内容は、「設置変更許可」での約束事項を「工事計画認可」での約束事項として整合性を確保する観点も踏まえて、設置変更許可本文をベースに記載する。

さらに、技術基準規則への適合性を示すにあたり、詳細設計としての記載が必要であるという観点と設置変更許可本文の記載事項不足分をカバーする観点から、設置変更許可添付八の記載を引用して基本設計方針に記載する。

また、技術基準規則及び解釈に記載される要求事項を基本的に網羅して記載するが、記載するにあたり、「解釈」の中には「〇〇とは…」などのように「定義」が記載されている場合があり、その中に設置要求のある「設備」等が含まれることもあるため、その内容程度に応じて、記載要否を判断する。

- (b) 基本設計方針の記載順は、原則、技術基準規則条文の記載順とする。ただし、それにより設置変更許可本文側が細切れになり、見にくくなる場合は、文章の繋がりを考え再構成することも可とする。

- (c) 自主的に設置したものは原則記載しない。

b. 基本設計方針のみに記載する設備の記載事項

基本設計方針のみに記載する設備（要目表対象外）のうち、技術基準規則及び解釈で性能・機能が要求されている設備については、別紙4の「基本設計方針に記載すべき機器仕様及び設定根拠に関する説明書作成対象設備選定フロー」に従い明確にすべき（必要な）性能・機能又は仕様を整理（選定）し、基本設計方針に記載する。

また、基本設計方針に記載された仕様の設定根拠については、「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書」の別添に記載する。

c. 兼用する設備の記載

兼用する設備については、兼用先が明確になるよう記載する。

- (a) ある設備を複数の施設で使用する場合には、兼用設備として記載する。ただし、他の施設で登録した設備を、間接的に使用する情報提供系、サポート系（補機冷却系、換気空調系及び電源系）に関しては、施設区分の兼用はしない。

例：緊急時対策所で居住性を確保するための緊急時対策所エリアモニタ、緊急時対策所非常用送風機等（技術基準規則第76条要求）は、放射線管理施設のみで登録し、緊急時対策所との兼用としない。

- (b) 兼用する設備のうち、主登録施設（以下「主施設」という。）では要目表対象設備であるが、兼用先の施設（以下「従施設」という。）では要目表対象外となる設備

従施設の基本設計方針に、兼用設備リストとして整理する。

- (c) 兼用する設備のうち、兼用先すべてで要目表対象外であり、基本設計方針にのみ記載する設備

兼用先の施設名を基本設計方針の本文中（原則として、兼用設備名称の後に括弧書き）に記載するが、主施設と従施設を区別するため、主施設と従施設の兼用先の記載を以下のとおり記載する。

- ・主施設（従施設の設備と兼用）
- ・従施設（主施設の設備を従施設の設備として兼用）

また、2以上の施設で兼用する場合は、主施設には兼用するすべての従施設（複数施設）を記載し、従施設には兼用する主施設のみを記載する。

なお、同一施設の設備区分で兼用する場合においても、同様に記載する。

d. 可搬型設備の記載

基本設計方針のみに記載する設備（要目表対象外）は、基本設計方針の中で常設又は可搬型を明確にする必要があるため、可搬型設備については、名称の前に「可搬型である」と明示する。

ただし、以下のように可搬型であることが明らかな設備を除く。

- (a) 名称に「可搬型」、「携帯型」、「移動式」等が含まれているもの。

例：可搬型照明（SA）、無線通信設備（携帯型）

(b) 文中に「配備」、「保管」、「(使用時等に) 設置」を用いているもの。(なお、常設設備については、「設置」を用いる。)

例：障害物を除去可能なホイールローダを2台(予備1台) 保管、使用する。

例：放射性物質吸着材は、…使用時に設置できる設計とする。

(c) 常設と可搬型が混在する設備については、個別検討し記載する。

e. 第1章 共通項目における基本的設計と個別設計の記載

「第1章 共通項目」には、原則として基本的設計のみを記載し、個別設計への展開は「第2章 個別項目」に記載する。ただし、基本設計方針で明確にすべき個別設計を記載する施設(系統)区分が個別項目にない場合は、共通項目に、個別設計の設備がわかるように記載する。

【個別設計を共通項目に記載する例】 竜巻の防護対策施設

防護措置として設置する防護対策施設としては、竜巻防護ネット、竜巻防護鋼板、架構及び鋼製扉を設置し、内包する外部事象防護対象施設の機能を損なわないよう、外部事象防護対象施設の機能喪失に至る可能性のある飛来物が外部事象防護対象施設に衝突することを防止する設計とする。

f. その他

(a) 共用及び相互接続に関する設計は、章立てを行い記載する。

(b) 項目の付番は下記のとおりとする。

【付番の例】

2. 自然現象

2.1 地震による損傷の防止

2.2.1 耐震設計

(1) 耐震設計の基本方針

a. …

b. …

(a) …

(b) …

イ. …

ロ. …

(イ) …

(ロ) …

4. 具体的記載を行うに当たっての注意事項

番号	注意事項
1	基本設計方針の冒頭に「概要」、「基本事項」、「基本的考え方」の見出しは記載しない。
2	同様の趣旨の文章が重複しない記載とする。
3	文章の語尾については、統一的に「～設計とする。」とはせず、文脈の流れの中で、適切な語尾とする。
4	「～の設備を設置している。」、「～することになっている。」等、現在の状況を示す意味を持つ語尾は使用しない。（「現状ありき」の表現としない）
5	要目表に記載しない設備は、基本設計方針に記載する。 ただし、設備数が多い場合は、全部を記載すると文章が読みづらくなるため、代表的な設備を数件記載して「等」でまとめることも可とする。
6	基本設計方針は、箇条書きではなく、できるだけ文章で繋げて記載する。
7	用語は、設置許可基準規則（解釈含む）及び技術基準規則（解釈含む）の用語を使用し記載する。（必要により設置許可基準規則にて使用される用語を技術基準規則の用語に置き換える。） ただし、用語の置き換え又は主語の変更を行うことにより、規制対象範囲が変わる場合があるため、置き換え等の際には、対象範囲の確認を行うこと。
8	設置変更許可本文において記載した「運用」で設備設計の前提条件を担保するものは、基本設計方針に最上位文書である保安規定で定めることを明記する。 例えば、「〇〇しないよう、△△することを保安規定に定める。」と記載する。
9	添付八のみに記載されている「運用」については、「本当に記載が必要か。」を判断したうえで、以下のとおり対応する。 ・基本的には基本設計方針に記載しないが、品質保証プロセスで行う「各条文の設計方針の考え方」に「保安規定」にて担保する内容であることを記載する。 ・設置許可基準規則にはなく技術基準規則のみに要求がある条文で運用に関わるものは、基本設計方針に記載する。
10	「運用」で担保するものと「設計（設備）」で担保するものが混在する記載は避ける。
11	基本設計方針に記載する適合性の内容は、「主語」、「述語」をはっきりさせ、規制対象が何であるかを明確にする。
12	仕様が要目表で明確な場合は、基本設計方針には記載しない。

番号	注意事項				
13	<p>設置変更許可本文で評価を伴う記載がある場合は、工事計画にて担保する条件を以下のいずれかの方法で記載する。</p> <table border="1" data-bbox="331 405 1351 645"> <tr> <td data-bbox="331 405 395 501">①</td> <td data-bbox="395 405 1351 501">評価結果が示されている場合、評価結果を受けて必要となった措置のみを工事計画の対象とする。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="331 501 395 645">②</td> <td data-bbox="395 501 1351 645">今後評価することが示されている場合、評価する段階（設計又は工事）を明確にし、評価の方法及び条件、その評価結果に応じて取る措置の両者を工事計画の対象とする。</td> </tr> </table>	①	評価結果が示されている場合、評価結果を受けて必要となった措置のみを工事計画の対象とする。	②	今後評価することが示されている場合、評価する段階（設計又は工事）を明確にし、評価の方法及び条件、その評価結果に応じて取る措置の両者を工事計画の対象とする。
①	評価結果が示されている場合、評価結果を受けて必要となった措置のみを工事計画の対象とする。				
②	今後評価することが示されている場合、評価する段階（設計又は工事）を明確にし、評価の方法及び条件、その評価結果に応じて取る措置の両者を工事計画の対象とする。				
14	<p>設置変更許可本文のうち性能を記載している設計方針は、技術基準規則への適合性を確保する上で、その性能を実現するための手段が具体的にわかるように記載する。また、技術基準規則への適合性の観点で、設置変更許可本文に対応した事項以外に必要となる運用を付加する場合も同様の記載を行う。</p> <p>なお、手段の仕様が要目表で明確な場合は記載しない。</p>				
15	<p>個別機器等で、技術基準規則に要求があるが、要目表の記載要求がない設備についてはその設備の種類ごとに仕様（「名称」、「個数」等）を文章中に記載し、個体の識別ができる記載とする。</p>				
16	<p>基本設計方針の記載のうち、工事計画で担保することになる設計方針（変更する際に工事計画の手続きが必要となる部分）を明確にする。</p>				
17	<p>条項号のうち、適用する設備がない要求事項は、「適合するものであることを確認する」審査であることを踏まえ、当該要求事項の対象となる設備を設置しない旨を記載する。</p> <p>ただし、技術基準規則要求が「なお、…」のように補足的な説明をしている箇所は、その対象設備を設置しない場合、対象設備を設置しない旨の記載は不要とする。</p>				

番号	注意事項						
18	設置変更許可に記載している概略図の読み込みは、基本設計方針に記載せず、工事計画認可申請書の添付書類として配置図、系統図等で記載する。						
19	<p>技術基準規則の解釈に示された指針・N I S A文書・他省令の呼び込みがある場合は、以下の要領で記載を行う。</p> <table border="1" data-bbox="331 506 1350 1005"> <tbody> <tr> <td data-bbox="331 506 411 618">(1)</td> <td data-bbox="411 506 1350 618">設置時に適用される要求など、特定の版の使用が求められている場合は、引用する文章名及び版を識別するための情報（施行日等）を記載する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="331 618 411 860">(2)</td> <td data-bbox="411 618 1350 860">監視試験片の試験方法を示した規格など、条文等で特定の版が示されているが、保守管理等の運用管理の中で評価する時点でエンドースされた最新の版による評価を継続して行う必要がある場合は、保安規定等の運用の担保先を示すとともに、当該文書名とそのコード番号（必要時）を記載する。（例：J E A C 4 2 0 1 -2007 の「-2007」は記載しない。）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="331 860 411 1005">(3)</td> <td data-bbox="411 860 1350 1005">解釈等に示された条文番号は、該当文書改正時に変更される可能性があることを考慮し、条文番号は記載せず、条文が特定できる表題（必要に応じ、上位の表題でも可能）で記載する。</td> </tr> </tbody> </table>	(1)	設置時に適用される要求など、特定の版の使用が求められている場合は、引用する文章名及び版を識別するための情報（施行日等）を記載する。	(2)	監視試験片の試験方法を示した規格など、条文等で特定の版が示されているが、保守管理等の運用管理の中で評価する時点でエンドースされた最新の版による評価を継続して行う必要がある場合は、保安規定等の運用の担保先を示すとともに、当該文書名とそのコード番号（必要時）を記載する。（例：J E A C 4 2 0 1 -2007 の「-2007」は記載しない。）	(3)	解釈等に示された条文番号は、該当文書改正時に変更される可能性があることを考慮し、条文番号は記載せず、条文が特定できる表題（必要に応じ、上位の表題でも可能）で記載する。
(1)	設置時に適用される要求など、特定の版の使用が求められている場合は、引用する文章名及び版を識別するための情報（施行日等）を記載する。						
(2)	監視試験片の試験方法を示した規格など、条文等で特定の版が示されているが、保守管理等の運用管理の中で評価する時点でエンドースされた最新の版による評価を継続して行う必要がある場合は、保安規定等の運用の担保先を示すとともに、当該文書名とそのコード番号（必要時）を記載する。（例：J E A C 4 2 0 1 -2007 の「-2007」は記載しない。）						
(3)	解釈等に示された条文番号は、該当文書改正時に変更される可能性があることを考慮し、条文番号は記載せず、条文が特定できる表題（必要に応じ、上位の表題でも可能）で記載する。						
20	J E A C等の技術評価を行った「技術評価書」は、基本設計方針への読み込みは行わない。						
21	<p>表現の注意点について</p> <p>基本設計方針の本文中に「設置変更許可添付八に規定された仕様を満たす…」の表現はしない。</p> <p>（添付八の記載は、基本、規制対象外として扱う。）</p>						

5. 「設置許可基準規則」及び「技術基準規則」と「基本設計方針」及び「添付書類」等との関係について

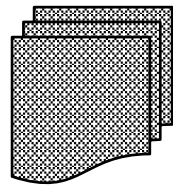
基本設計方針の作成にあたり「設置許可基準規則」及び「技術基準規則」と「基本設計方針」及び「添付書類」等との関係を示すフローを以下に示す。

なお、基本設計方針の作成に当たっては、品質保証のプロセスを経て作成する。

設置許可基準規則及び技術基準規則と工事計画認可申請書基本設計方針及び添付書類の関係を示すフロー

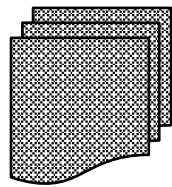
【プラントの基本設計方針】

設置許可基準規則及び解釈



【設備の詳細設計】

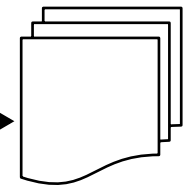
技術基準規則及びその解釈



設置許可基準規則と技術基準規則の要求事項を比較し、工事計画認可申請書への展開の有無を検討する。

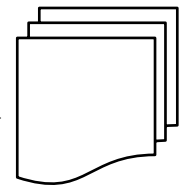
工事計画認可申請書

基本設計方針



工事計画認可申請書

添付書類



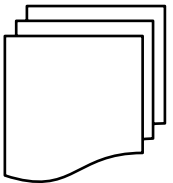
詳細設計である技術基準規則の要求事項に対して品質保証のプロセスにて選定した記載内容に従い基本的な設計方針を記載する。

基本設計方針に記載した基本的な設計方針を受け、その方針に従った影響評価結果等について記載する。

3-10

設置変更許可申請書

本文

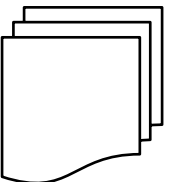


技術基準規則への適合性確認（品質保証プロセス）

「技術基準規則及びその解釈」の要求事項に対する適合性を原則基本設計方針に記載する。
記載内容は、「設置変更許可申請書本文」の記載を基本とし、技術基準規則及びその解釈への適合性を示すため詳細設計として必要な記載については、「添付八」の記載についても考慮する。

設置変更許可申請書

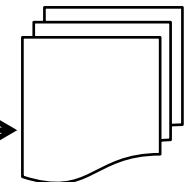
添付八



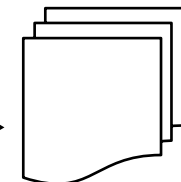
技術基準規則及びその解釈、設置変更許可申請書本文並びに設置変更許可申請書添付八と基本設計方針を対比する「要求事項との対比表」により適合性を示す。

技術基準規則	基本設計方針	設置変更許可本文	設置変更許可添付八	備考	添付書類等への展開

保安規定



社内規程



6. 基本設計方針に添付する「主要設備リスト」及び「兼用設備リスト」のフォーマットについて

施設ごとの主要な設備（要目表記載設備）について、設計基準対象施設と重大事故等対処設備との使用区分を識別するため耐震重要度分類、機器クラス、設備分類を記載した「表1 主要設備リスト」を添付する。

また、兼用する設備のうち兼用先の施設／設備（系統）区分において主要設備リストに記載されない設備（要目表記載対象外設備）については、「表2 兼用設備リスト」に示す。

(1) 主要設備リストの資料構成

主要設備リストのフォーマットは、基本設計方針と同様に変更前後の形式とし、記載順については要目表の記載順とする。設備リストの「設備（系統）区分」及び「機器区分」については、別表第二の設備別記載事項の設備名及び機器名を記載し、「名称」は要目表の名称と整合性を図る。

(2) 兼用設備リストの資料構成

兼用設備リストには、主要設備リストのフォーマットに「主たる機能の施設／設備（系統）区分」の項目を追加する。「主たる機能の施設／設備（系統）区分」には兼用設備の主たる機能を使用する施設／設備（系統）区分（主施設）を記載する。

(3) 設計基準対象施設の記載内容

当該設備（系統）区分において、設計基準対象施設として使用する各設備については、「耐震重要度分類」及び「機器クラス」を記載する。

耐震重要度分類は技術基準規則の規定による。なお、耐震重要度Sの設備のうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については要求事項が異なるため、S*として通常の耐震重要度Sの設備と区別する。

また、耐震重要度B、Cの設備のうち、設置許可基準規則の解釈（別記2）や審査ガイドの要求によって基準地震動による評価が必要となる設備等についてはそれぞれ略語を定義し、通常の耐震重要度Bの設備と区別する。略語の定義について次の表に示す。

(特殊な耐震重要度 B, C の施設)

略語	注記の記載	設備の例
B-1	Bクラスの設備のうち、共振のおそれがあるため、弾性設計用地震動 S _d に 2 分の 1 を乗じたものによる地震力に対して耐震性を保持できる設計とするもの	燃料プール冷却系熱交換器
B-2	Bクラスの設備のうち、波及的影響によって、耐震重要施設がその安全機能を損なわないように設計するもの	燃料取替機
B-3	Bクラスの設備のうち、基準地震動による地震力に対して燃料プールの冷却、給水機能を保持できる設計とするもの	—
C-1	Cクラスの設備のうち、波及的影響によって、耐震重要施設がその安全機能を損なわないように設計するもの	—
C-2	Cクラスの設備のうち、基準地震動による地震力に対して火災感知及び消火の機能又は溢水伝播を防止する機能を保持できる設計とするもの	水密扉
C-3	Cクラスの設備のうち、基準地震動による地震力に対して非常時における海水の取水機能を保持できる設計とするもの	取水槽

機器クラス区分のうち、クラス 1～4 機器、原子炉格納容器及び炉心支持構造物については技術基準規則の規定による。発電用火力設備に関する技術基準を定める省令の規定を準用するものについては「火力技術基準」とする。

容器、管、ポンプ、弁又は支持構造物のうちクラスを持たない機器については、「クラス外」とする。容器、管、ポンプ、弁又は支持構造物以外のものは「—」と記載する。また、当該設備（系統）区分において、設計基準対象施設として使用しないものについても「—」と記載する。

火災防護設備及び浸水防護設備等は、防護対象が設計基準対象施設及び重大事故等対処設備である場合、設計基準対象施設として分類する。

これら設備リストに記載する「略語の定義」について別紙 6 に示す。

(4) 重大事故等対処設備の記載内容

当該設備（系統）区分において、重大事故等対処設備として使用する各設備については、変更後の「設備分類」及び「重大事故等機器クラス」を記載する。「設備分類」及び「重大事故等機器クラス」については設置変更許可添付八との整合性を図る。なお、重大事故防止設備のうち可搬型のものを「可搬/防止」、重大事故緩和設

備のうち可搬型のものを「可搬／緩和」とし、それ以外の可搬型重大事故等対処設備を「可搬／その他」とする。

「重大事故等機器クラス」において、容器、管、ポンプ、弁又は支持構造物以外のものは「－」と記載する。また、当該設備（系統）区分において、重大事故等対処設備として使用しないものについても「－」と記載する。

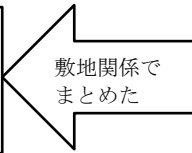
(5) 主要設備リスト及び兼用設備リストの記載例

主要設備リスト及び兼用設備リストの記載例を別紙5に示す。

基本設計方針目次

第 1 章 共通項目

- 1. 地盤等
 - 1.1 地盤（第 4 条, 第 49 条）
 - 1.2 急傾斜地の崩壊の防止（第 10 条）

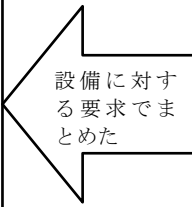


- 4 溢水等
 - 4.1 溢水等による損傷の防止（第 12 条）

- 2. 自然現象
 - 2.1 地震による損傷の防止（第 5 条, 第 50 条）
 - 2.1.1 耐震設計
 - 2.1.2 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針
 - 2.2 津波による損傷の防止（第 6 条, 第 51 条）
 - 2.3 外部からの衝撃による損傷の防止（第 7 条）
 - 2.3.1 外部からの衝撃より防護すべき施設
 - 2.3.2 設計基準事故時及び重大事故等時に生じる荷重の組合せ
 - 2.3.3 設計方針



- 5. 設備に対する要求
 - 5.1 安全設備, 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備（第 14 条, 第 15 条, 第 54 条）
 - 5.1.1 通常運転時の一般要求
 - 5.1.2 多様性, 位置的分散等
 - 5.1.3 悪影響防止等
 - 5.1.4 容量等
 - 5.1.5 環境条件等
 - 5.1.6 操作性及び試験・検査性
 - 5.2 材料及び構造等（第 14 条, 第 17 条, 第 55 条）
 - 5.2.1 材料について
 - 5.2.2 構造及び強度について
 - 5.2.3 主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）について



- 3. 火災
 - 3.1 火災による損傷の防止（第 11 条, 第 52 条）

3-別 1-1

- 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止
(第18条, 第56条)
- 5.4 耐圧試験等 (第21条, 第58条)
- 5.5 安全弁等 (第20条, 第57条)
- 5.6 逆止め弁 (第30条)
- 5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件 (第48条, 第78条)
 - 5.7.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設
 - 5.7.2 可搬型重大事故等対処設備
- 5.8 電気設備の設計条件 (第48条, 第78条)
 - 5.8.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設
 - 5.8.2 可搬型重大事故等対処設備

設備に対する
要求でま
とめた

- 6. その他
 - 6.1 立ち入りの防止 (第8条)
 - 6.2 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止
(第9条)
 - 6.3 安全避難通路等 (第13条)
 - 6.4 放射性物質による汚染の防止 (第41条)

その他で
まとめた

- 7. 設備の共用

第2章 個別項目

○ 原子炉本体

1. 炉心等（第 23, 24 条）
2. 原子炉圧力容器
 - 2.1 原子炉圧力容器本体（第 14, 23, 27 条）
 - 2.2 監視試験片（第 22 条）
3. 流体振動等による損傷の防止（第 19 条）

○ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

1. 燃料取扱設備（第 26 条）
2. 燃料貯蔵設備（第 7, 26 条）
3. 計測装置等（第 34, 47, 69, 73 条）
4. 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備
 - 4.1 燃料プール冷却系による燃料プール水の冷却（第 26, 69 条）
 - 4.2 燃料プールへの注水（第 69 条）
 - 4.3 燃料プールへのスプレイ（第 69 条）
 - 4.4 発電所外への放射性物質の拡散抑制（第 69, 70 条）
 - 4.5 燃料プールの水質維持（第 26 条）
 - 4.6 燃料プール接続配管（第 26 条）

○ 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）

1. 原子炉冷却材（第 25 条）

2. 原子炉冷却材再循環設備

- 2.1 原子炉再循環系（第 33 条）

3. 原子炉冷却材の循環設備

- 3.1 主蒸気系, 復水給水系等（第 33 条）
- 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ（第 27 条）
- 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等（第 28 条）
- 3.4 逃がし安全弁の機能（第 20, 32, 33, 57, 61 条）

4. 残留熱除去設備

- 4.1 残留熱除去系（第 26, 32, 33, 44, 62, 63 条）
- 4.2 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（第 63, 67 条）

5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備

- 5.1 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の機能（第 32 条）
- 5.2 高圧炉心スプレイ系（第 32, 60 条）
- 5.3 低圧炉心スプレイ系（第 32, 62 条）
- 5.4 高圧原子炉代替注水系（第 60 条）
- 5.5 原子炉隔離時冷却系（第 60 条）
- 5.6 低圧原子炉代替注水系（第 62 条）
- 5.7 残留熱除去系（低圧注水モード）（第 62 条）
- 5.8 ほう酸水注入系（第 60 条）
- 5.9 水の供給設備（第 71 条）

6. 原子炉冷却材補給設備

- 6.1 原子炉隔離時冷却系（第 33 条）
- 6.2 復水輸送系（第 33 条）
- 7. 原子炉補機冷却設備
 - 7.1 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む）（第 33, 63 条）
 - 7.2 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）（第 33, 63 条）
 - 7.3 原子炉補機代替冷却系（第 62, 63, 64, 65, 69 条）
- 8. 原子炉冷却材浄化設備
 - 8.1 原子炉浄化系（第 29, 33 条）
- 9. 原子炉格納容器内の原子炉冷却材漏えいを監視する装置（第 28 条）
- 10. 流体振動等による損傷の防止（第 19 条）
- 11. インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備（第 61 条）
- 12. 設備の共用（第 15 条）

○ 蒸気タービン

- 1. 蒸気タービン
 - 1.1 蒸気タービン本体（第 31 条）
 - 1.2 蒸気タービンの附属設備（第 31 条）

○ 計測制御系統施設

- 1. 計測制御系統施設
 - 1.1 反応度制御系統及び原子炉停止系統共通（第 36 条）
 - 1.2 制御棒及び制御棒駆動水圧系（第 33, 36, 37 条）
 - 1.3 原子炉再循環流量制御系（第 36 条）
 - 1.4 ほう酸水注入系（第 36, 59 条）
 - 1.5 原子炉圧力制御系（第 33 条）
 - 1.6 原子炉給水制御系（第 33 条）
- 2. 計測装置等
 - 2.1 計測装置（第 34, 67, 68, 73 条）
 - 2.2 警報装置等（第 47 条）
 - 2.3 計測結果の表示、記録及び保存（第 34, 73 条）
 - 2.4 電源喪失時の計測（第 73 条）
- 3. 安全保護装置等
 - 3.1 安全保護装置（第 35, 38 条）
 - 3.2 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）（第 59 条）
 - 3.3 A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）
(第 59 条)
 - 3.4 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）（第 59, 61 条）
 - 3.5 自動減圧機能作動阻止（59, 61 条）
 - 3.6 試験及び検査（第 35 条）

- 4. 通信連絡設備
 - 4.1 通信連絡設備（発電所内）（第 47, 77 条）
 - 4.2 通信連絡設備（発電所外）（第 47, 77 条）
 - 5. 制御用空気設備
 - 5.1 計装用圧縮空気系（第 14 条）
 - 5.2 逃がし安全弁窒素ガス供給系（第 61 条）
 - 6. 設備の共用
- 放射性廃棄物の廃棄施設
- 1. 廃棄物貯蔵設備, 廃棄物処理設備
 - 1.1 廃棄物貯蔵設備（第 40 条）
 - 1.2 廃棄物処理設備（第 29, 39 条）
 - 1.3 汚染拡大防止（第 39, 40 条）
 - 1.4 排水路（第 39, 40, 41 条）
 - 2. 警報装置等（第 47 条）
 - 3. 設備の共用（第 15 条）
- 放射線管理施設
- 1. 放射線管理施設
 - 1.1 放射線管理用計測装置（第 34, 47, 63, 65, 67, 68, 69, 73, 75, 76 条）
 - 2. 換気設備, 生体遮蔽装置等
 - 2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置（第 38, 74, 76 条）
- 原子炉格納施設
- 1. 原子炉格納容器
 - 1.1 原子炉格納容器本体等（第 44, 63, 64, 65, 66, 67, 68 条）
 - 1.2 原子炉格納容器隔離弁（第 44 条）
 - 2. 原子炉建屋
 - 2.1 原子炉建物原子炉棟等（第 26, 44, 74 条）
 - 3. 圧力低減設備その他の安全設備
 - 3.1 真空破壊装置（第 20, 57, 63, 64, 65, 66, 67, 68 条）
 - 3.2 原子炉格納容器安全設備（第 14, 44, 54, 64, 65, 66, 70 条）
 - 3.3 放射性物質濃度制御設備（第 14, 26, 43, 44, 74 条）
 - 3.4 可燃性ガス濃度制御設備（第 44, 67, 68 条）
 - 3.5 原子炉格納容器調気設備（第 44, 67 条）
 - 3.6 圧力逃がし装置（第 65 条）
- 2.2 換気設備（第 14, 38, 43, 74, 76 条）
 - 2.3 生体遮蔽装置等（第 38, 42, 65, 68, 74, 76 条）
3. 設備の共用
- 3.1 放射線管理施設（第 15 条）
 - 3.2 生体遮蔽装置（第 15 条）

○ 非常用電源設備

1. 非常用電源設備の電源系統
 - 1.1 非常用電源系統（第 45 条）
 - 1.2 所内電気系統（第 72 条）
2. 交流電源設備
 - 2.1 非常用交流電源設備（第 45, 72 条）
 - 2.2 常設代替交流電源設備（第 72 条）
 - 2.3 可搬型代替交流電源設備（第 72 条）
 - 2.4 負荷に直接接続する電源設備（第 63, 65, 67, 68, 76 条）
3. 直流電源設備及び計測制御用電源設備
 - 3.1 常設直流電源設備（第 16, 45, 72 条）
 - 3.2 可搬型直流電源設備（第 72 条）
 - 3.3 主蒸気逃がし安全弁用可搬型直流電源設備（第 61 条）
 - 3.4 計測制御用電源設備（第 45 条）
4. 燃料設備
 - 4.1 非常用交流電源設備の燃料補給設備（第 45 条）
 - 4.2 ガスタービン発電機の燃料補給設備（第 72 条）
 - 4.3 高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料補給設備（第 63, 65, 67, 68, 72, 76 条）
 - 4.4 緊急時対策所用発電機の燃料補給設備（第 76 条）
5. 設備の共用

○ 常用電源設備

1. 保安電源設備
 - 1.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保（第 45 条）
 - 1.2 電線路の独立性及び物理的分離（第 45 条）
 - 1.3 発電用原子炉施設への電力供給確保（第 45 条）
2. 設備の共用

○ 補助ボイラー

1. 補助ボイラ
 - 1.1 補助ボイラの機能（第 48 条）
 - 1.2 補助ボイラの設計条件（第 48 条）
2. 設備の共用（第 15 条）

○ 火災防護設備

1. 火災防護設備の基本設計方針
 - 1.1 火災発生防止（第 11, 52 条）
 - 1.2 火災の感知及び消火（第 11, 52 条）
 - 1.3 火災の影響軽減（第 11 条）
2. 設備の共用

- 浸水防護施設
 - 1. 津波による損傷の防止
 - 1.1 耐津波設計の基本方針（第 6, 51 条）
 - 1.2 入力津波の設定（第 6, 51 条）
 - 1.3 津波防護対策（第 6, 51 条）
 - 1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計（第 6, 51 条）
 - 2. 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止
 - 2.1 溢水防護等の基本方針（第 12 条）
 - 2.2 防護すべき設備の抽出（第 12 条）
 - 2.3 溢水源及び溢水量の設定（第 12 条）
 - 2.4 溢水防護区画及び溢水経路の設定（第 12 条）
 - 2.5 防護すべき設備を内包する建物内及びエリア内で発生する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針（第 12 条）
 - 2.6 防護すべき設備を内包する建物外及びエリア外からの流入防止に関する溢水評価及び防護設計方針（第 12 条）
 - 2.7 管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価及び防護設計方針（第 12 条）
 - 2.8 溢水防護上期待する浸水防護施設の構造強度設計（第 12 条）
- 補機駆動用燃料設備
 - 1. 補機駆動用燃料設備（第 62, 63, 64, 65, 66, 69 条）
- 非常用取水設備
 - 1. 非常用取水設備の基本設計方針（第 33, 62, 63, 64, 65, 69 条）
- 緊急時対策所
 - 1. 緊急時対策所（第 46, 76 条）
 - 1.1 緊急時対策所の設置等
 - 2. 設備の共用

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の基本設計方針

第2章 個別項目 目次

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二（参考）
<p>1. 燃料取扱設備</p> <p>2. 燃料貯蔵設備</p> <p>3. 計測装置等</p> <p>4. 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備</p> <p>4.1 燃料プール冷却系による燃料プール水の冷却</p> <p>4.2 燃料プールへの注水</p> <p>4.2.1 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水</p> <p>4.2.2 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プー</p>	<p>1. 燃料取扱設備</p> <p>(1) 新燃料又は使用済燃料を取り扱う機器</p> <p>(2) 原子炉ウェル</p> <p>(3) 使用済燃料運搬用容器</p> <p>2. 新燃料貯蔵設備</p> <p>(1) 新燃料貯蔵庫</p> <p>(2) 新燃料貯蔵ラック</p> <p>3. 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>(1) 使用済燃料貯蔵槽</p> <p>(2) 使用済燃料運搬用容器ピット</p> <p>(3) 使用済燃料貯蔵ラック</p> <p>(4) 破損燃料貯蔵ラック</p> <p>(5) 制御棒貯蔵ラック</p> <p>(6) 制御棒貯蔵ハンガ</p> <p>(7) 使用済燃料貯蔵用容器</p> <p>(8) 使用済燃料貯蔵槽の温度，水位及び漏えいを監視する装置</p> <p>(9) 使用済燃料貯蔵用容器の密封性を監視する装置</p> <p>4. 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備</p> <p>(1) 熱交換器</p> <p>(2) ポンプ</p> <p>(3) 容器</p> <p>(4) 貯蔵槽</p> <p>(5) スキマサージ槽</p> <p>(6) ろ過装置</p> <p>(7) 主要弁</p> <p>(8) 主配管</p>

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二 (参考)
<p>ルへの注水</p> <p>4.3 燃料プールへのスプレイ</p> <p>4.3.1 燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) による燃料プールへのスプレイ</p> <p>4.3.2 燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへのスプレイ</p> <p>4.4 発電所外への放射性物質の拡散抑制</p> <p>4.4.1 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>4.4.2 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>4.5 燃料プールの水質維持</p> <p>4.6 燃料プール接続配管</p>	

原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の基本設計方針

第2章 個別項目 目次

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二（参考）
<p>1. 原子炉冷却材</p> <p>2. 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>2.1 原子炉再循環系</p> <p>3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>3.1 主蒸気系，復水給水系等</p> <p>3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ</p> <p>3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等</p> <p>3.4 逃がし安全弁の機能</p> <p>3.4.1 逃がし安全弁の容量</p> <p>3.4.2 自動減圧系による原子炉圧力容器の減圧</p> <p>3.4.3 逃がし安全弁による原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の減圧</p> <p>4. 残留熱除去設備</p> <p>4.1 残留熱除去系</p> <p>4.1.1 低圧注水モード</p> <p>4.1.2 原子炉停止時冷却モード</p> <p>(1) 多様性，位置的分散等</p> <p>4.1.3 サプレッションプール冷却水モード</p> <p>(1) 多様性，位置的分散等</p> <p>4.1.4 燃料プール冷却</p> <p>4.2 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>1. 原子炉冷却材</p> <p>2. 原子炉圧力容器本体の炉心の原子炉冷却材の流量及び蒸気の発生量</p> <p>3. 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>(1) ポンプ</p> <p>(2) 主要弁</p> <p>(3) 主配管</p> <p>4. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>(1) 熱交換器</p> <p>(2) ポンプ</p> <p>(3) 容器</p> <p>(4) ろ過装置</p> <p>(5) 主蒸気流量制限器</p> <p>(6) 安全弁及び逃がし弁</p> <p>(7) 主要弁</p> <p>(8) 主配管</p> <p>5. 残留熱除去設備</p> <p>(1) 冷却塔又は冷却池</p> <p>(2) 熱交換器</p> <p>(3) ポンプ</p> <p>(4) 圧縮機</p> <p>(5) ろ過装置</p> <p>(6) 安全弁及び逃がし弁</p> <p>(7) 主要弁</p> <p>(8) 主配管</p> <p>(9) 送風機</p> <p>(10) 排風機</p>

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二（参考）
<p>4.2.1 多様性，位置的分散及び独立性</p> <p>5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>5.1 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の機能</p> <p>5.2 高压炉心スプレイ系</p> <p>5.2.1 多様性，位置的分散等</p> <p>5.3 低压炉心スプレイ系</p> <p>5.3.1 多様性，位置的分散等</p> <p>5.4 高压原子炉代替注水系</p> <p>5.5 原子炉隔離時冷却系</p> <p>5.5.1 多様性，位置的分散等</p> <p>5.6 低压原子炉代替注水系</p> <p>5.6.1 低压原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <p>5.6.2 低压原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却</p> <p>5.7 残留熱除去系（低压注水モード）</p> <p>5.7.1 多様性，位置的分散等</p> <p>5.8 ほう酸水注入系</p> <p>5.9 水の供給設備</p> <p>5.9.1 重大事故等の収束に必要となる水源</p> <p>(1) 低压原子炉代替注水槽からの水の供給</p> <p>(2) サプレッションチェンバからの水の供給</p> <p>(3) ほう酸水貯蔵タンクからの水の供給</p> <p>(4) 代替淡水源からの水の供給</p> <p>(5) 海からの水の供給</p> <p>5.9.2 水源へ水を供給するための設備</p> <p>(1) 低压原子炉代替注水槽の水の供給</p>	<p>6. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>(1) ポンプ</p> <p>(2) 容器</p> <p>(3) 貯蔵槽</p> <p>(4) ろ過装置</p> <p>(5) 安全弁及び逃がし弁</p> <p>(6) 主要弁</p> <p>(7) 主配管</p>

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二 (参考)
<p>6. 原子炉冷却材補給設備</p> <p>6.1 原子炉隔離時冷却系</p> <p>6.2 復水輸送系</p> <p>7. 原子炉補機冷却設備</p> <p>7.1 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む)</p> <p>7.2 高圧炉心スプレイ補機冷却系 (高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。)</p> <p>7.3 原子炉補機代替冷却系</p> <p>7.3.1 多様性, 位置的分散及び独立性</p> <p>8. 原子炉冷却材浄化設備</p> <p>8.1 原子炉浄化系</p> <p>9. 原子炉格納容器内の原子炉冷却材漏えいを監視する装置</p> <p>10. 流体振動等による損傷の防止</p>	<p>7. 原子炉冷却材補給設備</p> <p>(1) ポンプ</p> <p>(2) 容器</p> <p>(3) 貯蔵槽</p> <p>(4) 主要弁</p> <p>(5) 主配管</p> <p>8. 原子炉補機冷却設備</p> <p>(1) 冷却塔又は冷却池</p> <p>(2) 熱交換器</p> <p>(3) ポンプ</p> <p>(4) 圧縮機</p> <p>(5) 容器</p> <p>(6) ろ過装置</p> <p>(7) 安全弁及び逃がし弁</p> <p>(8) 主要弁</p> <p>(9) 主配管</p> <p>(10) 送風機</p> <p>(11) 排風機</p> <p>9. 原子炉冷却材浄化設備</p> <p>(1) 熱交換器</p> <p>(2) ポンプ</p> <p>(3) ろ過装置</p> <p>(4) 安全弁及び逃がし弁</p> <p>(5) 主要弁</p> <p>(6) 主配管</p> <p>10. 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置</p>

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二 (参考)
11. インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備 12. 設備の共用	

計測制御系統施設の基本設計方針

第2章 個別項目 目次

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二（参考）
<p>1. 計測制御系統施設</p> <p>1.1 反応度制御系統及び原子炉停止系統 共通</p> <p>1.2 制御棒及び制御棒駆動水圧系</p> <p>1.3 原子炉再循環流量制御系</p> <p>1.4 ほう酸水注入系</p> <p>1.5 原子炉圧力制御系</p> <p>1.6 原子炉給水制御系</p> <p>2. 計測装置等</p> <p>2.1 計測装置</p> <p>2.1.1 通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時及び重大事故等時における計測</p> <p>2.1.2 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の計測</p> <p>2.1.3 格納容器フィルタベント系排出経路内の水素濃度の計測</p> <p>2.1.4 原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした水素濃度の計測</p> <p>2.1.5 静的触媒式水素処理装置の作動状態監視</p> <p>2.2 警報装置等</p> <p>2.3 計測結果の表示，記録及び保存</p> <p>2.4 電源喪失時の計測</p>	<p>1. 制御方式及び制御方法</p> <p>(1) 発電用原子炉の制御方式</p> <p>(2) 発電用原子炉の制御方法</p> <p>2. 制御材</p> <p>(1) 制御棒</p> <p>(2) ほう酸水</p> <p>3. 制御材駆動装置</p> <p>(1) 制御棒駆動機構</p> <p>(2) 制御棒駆動水圧設備</p> <p>4. ほう酸水注入設備</p> <p>(1) ポンプ</p> <p>(2) 容器</p> <p>(3) 安全弁及び逃がし弁</p> <p>(4) 主要弁</p> <p>(5) 主配管</p> <p>5. 計測装置</p> <p>(1) 起動領域計測装置及び出力領域計測装置</p> <p>(2) 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置</p> <p>(3) 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置</p> <p>(4) 原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置</p> <p>(5) 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置</p> <p>(6) 原子炉冷却材浄化設備に係る原子炉</p>

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二（参考）
<p>3. 安全保護装置等</p> <p>3.1 安全保護装置</p> <p>3.1.1 安全保護装置の機能及び構成</p> <p>3.1.2 安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止</p> <p>3.2 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）</p> <p>3.3 A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）</p> <p>3.4 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）</p> <p>3.5 自動減圧機能作動阻止</p> <p>3.6 試験及び検査</p> <p>4. 通信連絡設備</p> <p>4.1 通信連絡設備（発電所内）</p> <p>4.2 通信連絡設備（発電所外）</p> <p>5. 制御用空気設備</p> <p>5.1 計装用圧縮空気系</p> <p>5.2 逃がし安全弁窒素ガス供給系</p>	<p>冷却材の水質を計測する装置</p> <p>(7) 原子炉冷却材再循環流量を計測する装置</p> <p>(8) 制御棒の位置を計測する装置</p> <p>(9) 制御棒駆動水の圧力を計測する装置</p> <p>(10) 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置</p> <p>(11) 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置</p> <p>(12) 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置</p> <p>6. 原子炉非常停止信号</p> <p>7. 工学的安全施設等の起動信号</p> <p>8. 制御用空気設備</p> <p>(1) 圧縮機</p> <p>(2) 容器</p> <p>(3) 安全弁</p> <p>(4) 主要弁</p>

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二（参考）
<p>6. 設備の共用</p>	<p>(5) 主配管</p> <p>9. 原子炉冷却材再循環ポンプ電源装置</p> <p>(1) 原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置</p> <p>(2) 原子炉冷却材再循環ポンプMGセット</p> <p>発電用原子炉の運転を管理するための制御装置</p> <p>1. 制御方式</p> <p>2. 中央制御室機能及び中央制御室外原子炉停止機能</p> <p>3. 緊急時制御室操作機能</p>

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二（参考）
<p>1.3 汚染拡大防止</p> <p>1.3.1 流体状の放射性廃棄物の漏えいし難い構造及び漏えいの拡大防止</p> <p>(1) 漏えいし難い構造</p> <p>(2) 漏えいの拡大防止</p> <p>(3) 放射性廃棄物処理施設に係る堰の施設</p> <p>(4) 放射性廃棄物貯蔵施設に係る堰の施設</p> <p>1.3.2 固体状の放射性廃棄物の汚染拡大防止</p> <p>1.4 排水路</p> <p>2. 警報装置等</p> <p>3. 設備の共用</p>	<p>溶融装置，圧縮装置，アスファルト固化装置，セメント固化装置，ガラス固化装置又はプラスチック固化装置に係る主要機器のうち(1)から(13)までに掲げるもの以外の主要機器</p> <p>(15) 排気口</p> <p>(16) 排気筒</p> <p>3. 堰その他の設備</p> <p>(1) 原子炉格納容器本体外に設置される流体状の放射性廃棄物（気体状のものを除く。以下同じ。）を内包する容器（放射性物質の濃度が三十七キロボクセル毎立方センチメートル以上の流体状の放射性廃棄物を内包するものに限る。）からの流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止するために施設する堰</p> <p>(2) 原子炉格納容器本体外に設置される流体状の放射性廃棄物を内包する容器からの流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えいを防止するために施設する堰（放射性廃棄物運搬用容器にあっては，流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えいを防止するために施設する設備）</p> <p>4. 原子炉格納容器本体外の廃棄物貯蔵設備又は廃棄物処理設備からの流体状の放射性廃棄物の漏えいの検出装置又は自動警報装置</p>

放射線管理施設の基本設計方針

第2章 個別項目 目次

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二（参考）
<p>1. 放射線管理施設</p> <p>1.1 放射線管理用計測装置</p> <p>1.1.1 プロセスモニタリング設備</p> <p>1.1.2 エリアモニタリング設備</p> <p>1.1.3 固定式周辺モニタリング設備</p> <p>1.1.4 移動式周辺モニタリング設備</p> <p>1.1.5 環境測定装置</p> <p>2. 換気設備，生体遮蔽装置等</p> <p>2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>2.2 換気設備</p> <p>2.2.1 中央制御室空調換気系</p> <p>2.2.2 緊急時対策所換気空調系</p> <p>2.2.3 原子炉棟空調換気系</p> <p>2.2.4 タービン建物空調換気系</p> <p>2.2.5 廃棄物処理建物空調換気系</p> <p>2.3 生体遮蔽装置等</p> <p>3. 設備の共用</p> <p>3.1 放射線管理施設</p> <p>3.2 生体遮蔽装置</p>	<p>1. 放射性管理用計測装置</p> <p>(1) プロセスモニタリング設備</p> <p>(2) エリアモニタリング設備</p> <p>(3) 固定式周辺モニタリング設備</p> <p>(4) 移動式周辺モニタリング設備</p> <p>2. 換気設備</p> <p>(1) 容器</p> <p>(2) 主要弁</p> <p>(3) 主配管</p> <p>(4) 送風機</p> <p>(5) 排風機</p> <p>(6) フィルター（公衆の放射線障害の防止及び中央制御室の従事者等の放射線防護を目的として設置するものに限る。）</p> <p>3. 生体遮蔽装置（一次遮蔽，二次遮蔽，補助遮蔽，中央制御室遮蔽，原子炉遮蔽並びに緊急時制御室及び緊急時対策所において従事者等の放射線防護を目的として設置するものに限る。使用済燃料運搬用容器の放射線遮蔽材，使用済燃料貯蔵用容器の放射線遮蔽材，放射性廃棄物運搬用容器の放射線遮蔽材及び一時的に設置するものを除く。）</p>

原子炉格納施設の基本設計方針

第2章 個別項目 目次

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二 (参考)
<p>1. 原子炉格納容器</p> <p>1.1 原子炉格納容器本体等</p> <p>1.2 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>2. 原子炉建物</p> <p>2.1 原子炉建物原子炉棟等</p> <p>3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>3.1 真空破壊装置</p> <p>3.2 原子炉格納容器安全設備</p> <p>3.2.1 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (格納容器冷却モード))</p> <p>3.2.2 原子炉格納容器スプレイ設備 (残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード))</p> <p>3.2.3 格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器の冷却</p> <p>(1) 格納容器代替スプレイ系 (常設) による原子炉格納容器の冷却</p>	<p>1. 原子炉格納容器</p> <p>(1) 原子炉格納容器本体</p> <p>(2) 機器搬出入口</p> <p>(3) エアロック</p> <p>(4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部</p> <p>2. 原子炉建屋</p> <p>(1) 原子炉建物原子炉棟</p> <p>(2) 機器搬出入口</p> <p>(3) エアロック</p> <p>(4) 原子炉建屋基礎スラブ</p> <p>3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>(1) 真空破壊装置</p> <p>(2) ダイヤフラムフロア</p> <p>(3) ダウンカマ</p> <p>(4) ベント管</p> <p>(5) ベントヘッド</p> <p>(6) 原子炉格納容器安全設備</p>

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二 (参考)
<p>(2)格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器の冷却</p> <p>3.2.4 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>(1) 多様性, 位置的分散及び独立性</p> <p>3.2.5 ペDESTAL代替注水系による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>(1) ペDESTAL代替注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>(2) ペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>(3) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>3.2.6 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための原子炉圧力容器への注水及び注入</p> <p>(1) 低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(2) 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(3) 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>(4) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入</p> <p>3.2.7 原子炉建物放水設備等</p> <p>(1) 原子炉建物放水設備による大気への拡散抑制及び航空機燃料火災対応</p> <p>a. 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>b. 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>(2)海洋拡散抑制設備による海洋への</p>	<p>(7) 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備</p>

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二 (参考)
<p style="text-align: center;">放射性物質の拡散抑制</p> <p>3.3 放射性物質濃度制御設備</p> <p> 3.3.1 非常用ガス処理系</p> <p>3.4 可燃性ガス濃度制御設備</p> <p> 3.4.1 可燃性ガス濃度制御系による可燃性ガス濃度の抑制</p> <p> 3.4.2 静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制</p> <p> 3.4.3 窒素ガス代替注入系による可燃性ガス濃度の抑制</p> <p> 3.4.4 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</p> <p> 3.4.5 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガスの排出</p> <p>3.5 原子炉格納容器調気設備</p> <p> 3.5.1 窒素ガス制御系</p> <p>3.6 圧力逃がし装置</p> <p> 3.6.1 格納容器フィルタベント系</p> <p> (1) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p> a. 多様性, 位置的分散及び独立性</p>	<p>(8) 原子炉格納容器調気設備</p> <p>(9) 圧力逃がし装置</p>

非常用電源設備の基本設計方針

第2章 個別項目 目次

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二（参考）
<ol style="list-style-type: none"> 1. 非常用電源設備の電源系統 <ol style="list-style-type: none"> 1.1 非常用電源系統 1.2 所内電気系統 2. 交流電源設備 <ol style="list-style-type: none"> 2.1 非常用交流電源設備 2.2 常設代替交流電源設備 2.3 可搬型代替交流電源設備 2.4 負荷に直接接続する電源設備 <ol style="list-style-type: none"> 2.4.1 可搬式窒素供給装置用発電設備 2.4.2 緊急時対策所用発電設備 3. 直流電源設備及び計測制御用電源設備 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 常設直流電源設備 3.2 可搬型直流電源設備 3.3 主蒸気逃がし安全弁用可搬型直流電源設備 3.4 計測制御用電源設備 4. 燃料設備 <ol style="list-style-type: none"> 4.1 非常用交流電源設備の燃料補給設備 4.2 ガスタービン発電機の燃料補給設備 4.3 高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料補給設備 4.4 緊急時対策所用発電機の燃料補給設備 5. 設備の共用 	<ol style="list-style-type: none"> 1. 常用電源設備との切換方法 2. 非常用発電装置 <ol style="list-style-type: none"> (1) ガスタービン (2) 内燃機関 (3) ガスタービン及び内燃機関以外を用いた発電装置 (4) 燃料設備 (5) 発電機 (6) 冷却設備 3. その他の電源装置 <ol style="list-style-type: none"> (1) 無停電電源装置 (2) 電力貯蔵装置

常用電源設備の基本設計方針

第2章 個別項目 目次

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二 (参考)
<p>1. 保安電源設備</p> <p>1.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保</p> <p>1.1.1 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止</p> <p>1.1.2 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復</p> <p>1.2 電線路の独立性及び物理的分離</p> <p>1.3 発電用原子炉施設への電力供給確保</p>	<p>1. 発電機</p> <p>(1) 発電機</p> <p>(2) 励磁装置</p> <p>(3) 保護継電装置</p> <p>(4) 原動機との連結方法</p> <p>2. 変圧器</p> <p>(1) 変圧器</p> <p>(2) 保護継電装置</p> <p>3. 遮断器</p> <p>(1) 遮断器</p> <p>(2) 保護継電装置</p>

火災防護設備の基本設計方針

第2章 個別項目 目次

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二（参考）
<p>1. 火災防護設備の基本設計方針</p> <p>1.1 火災発生防止</p> <p>1.1.1 火災の発生防止対策</p> <p>1.1.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用</p> <p>1.1.3 落雷、地震等の自然現象による火災の発生防止</p> <p>1.2 火災の感知及び消火</p> <p>1.2.1 火災感知設備</p> <p>1.2.2 消火設備</p> <p>(1) 消火設備の消火剤の容量</p> <p>(2) 消火設備の系統構成</p> <p>(3) 消火設備の電源確保</p> <p>(4) 消火設備の配置上の考慮</p> <p>(5) 消火設備の警報</p> <p>(6) 消火設備に対する自然現象の考慮</p> <p>(7) その他</p> <p>1.3 火災の影響軽減</p> <p>1.3.1 火災の影響軽減対策</p> <p>(1) 火災防護対象機器等の系統分離対策</p> <p>(2) 中央制御室の火災の影響軽減のための対策</p> <p>(3) 補助盤室の火災の影響軽減のための対策</p> <p>(4) 原子炉格納容器内の火災の影響軽減のための対策</p> <p>(5) 換気設備に対する火災の影響軽減のための対策</p> <p>(6) 煙に対する火災の影響軽減のための対策</p>	<p>1. 火災区域構造物及び火災区画構造物</p> <p>2. 消火設備</p> <p>(1) ポンプ</p> <p>(2) 容器</p> <p>(3) 貯蔵槽</p> <p>(4) 安全弁及び逃がし弁</p> <p>(5) 主配管</p>

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二（参考）
<p>(7) 油タンクに対する火災の影響軽減のための対策</p> <p>(8) ケーブル処理室に対する火災の影響軽減のための対策</p> <p>1.3.2 原子炉の安全確保</p> <p>(1) 原子炉の安全停止対策</p> <p>(2) 火災の影響評価</p> <p>2. 設備の共用</p>	

浸水防護施設の基本設計方針

第2章 個別項目 目次

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二 (参考)
<p>1. 津波による損傷の防止</p> <p>1.1 耐津波設計の基本方針</p> <p>(1) 津波防護対象設備</p> <p>1.2 入力津波の設定</p> <p>1.3 津波防護対策</p> <p>1.3.1 敷地への流入防止 (外郭防護 1)</p> <p>(1) 遡上波の地上部からの到達, 流入の防止</p> <p>(2) 取水路, 放水路等の経路からの津波の流入防止</p> <p>1.3.2 漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止 (外郭防護 2)</p> <p>(1) 漏水対策</p> <p>1.3.3 重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を有する施設の隔離 (内郭防護)</p> <p>(1) 浸水防護重点化範囲の設定</p> <p>(2) 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策</p> <p>1.3.4 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止</p> <p>(1) 原子炉補機海水ポンプ, 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ並びに大型送水ポンプ車及び大量送水車の付属品である水中ポンプの取水性</p> <p>(2) 津波の二次的な影響による原子炉補機海水ポンプ, 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ並びに</p>	<p>1. 外郭浸水防護設備</p> <p>2. 内郭浸水防護設備</p> <p>(1) 防水区画構造物</p> <p>(2) 区画排水設備</p>

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二 (参考)
<p style="text-align: center;">大型送水ポンプ車及び大量送水車の付属品である水中ポンプの機能保持確認</p> <p>1.3.5 津波監視</p> <p>1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設的设计</p> <p>1.4.1 設計方針</p> <p>(1) 津波防護施設</p> <p>(2) 浸水防止設備</p> <p>(3) 津波監視設備</p> <p>1.4.2 荷重の組合せ及び許容限界</p> <p>(1) 荷重の組合せ</p> <p>(2) 許容限界</p> <p>2. 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止</p> <p>2.1 溢水防護等の基本方針</p> <p>2.2 防護すべき設備の抽出</p> <p>2.3 溢水源及び溢水量の設定</p> <p>2.4 溢水防護区画及び溢水経路の設定</p> <p>2.5 防護すべき設備を内包する建物内及びエリア内で発生する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針</p> <p>2.5.1 没水の影響に対する評価及び防護設計方針</p> <p>2.5.2 被水の影響に対する評価及び防護設計方針</p> <p>2.5.3 蒸気の影響に対する評価及び防護設計方針</p> <p>2.5.4 燃料プールのスロッシング後の機能維持に関する溢水評価及び防護設計方針</p> <p>2.6 防護すべき設備を内包する建物外及びエリア外からの流入防止に関する溢水評価及び防護設計方針</p>	

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二 (参考)
<p>2.7 管理区域外への漏えい防止に関する 溢水評価及び防護設計方針</p> <p>2.8 溢水防護上期待する浸水防護施設の 構造強度設計</p>	

補機駆動用燃料設備の基本設計方針

第2章 個別項目 目次

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二 (参考)
1. 補機駆動用燃料設備	1. 燃料設備 (1) ポンプ (2) 容器 (3) 貯蔵槽 (4) 主配管

非常用取水設備の基本設計方針

第2章 個別項目 目次

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二（参考）
1. 非常用取水設備の基本設計方針	1. 取水設備（非常用の冷却用海水を確保する構築物に限る。）

施設内土木構造物の基本設計方針

第2章 個別項目 目次

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二（参考）
1. 敷地内土木構造物（保管場所） 2. 敷地内土木構造物（屋外アクセスルート）	2. 敷地内土木構造物（地震による斜面の崩壊の防止措置を実施するためのものに限る。）

緊急時対策所の基本設計方針

第2章 個別項目 目次

基本設計方針 第2章 個別項目	実用炉規則別表第二（参考）
<p>1. 緊急時対策所</p> <p>1.1 緊急時対策所の設置等</p> <p>1.1.1 緊急時対策所の設置</p> <p>1.1.2 設計方針</p> <ul style="list-style-type: none">(1) 耐震性及び耐津波性(2) 中央制御室に対する独立性(3) 代替交流電源の確保(4) 緊急時対策所の機能の確保<ul style="list-style-type: none">a. 居住性の確保b. 情報の把握c. 通信連絡d. 有毒ガスに対する防護措置	<p>1. 緊急時対策所機能</p>

基本設計方針比較表

変 更 前	変 更 後
<p>用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」, 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。</p> <p>a. 文頭に、設置許可基準規則及び技術基準規則並びにこれらの解釈で定義していないものについて用語の定義を記載する。「用語の定義」に記載するものは、共通項目のうち各施設に該当する用語のみとする。</p>	<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉本体の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関の設計条件, 5.8 電気設備の設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p> <p style="text-align: center;">他の施設の基本設計方針を呼び込む記載</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉本体の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 溢水等, 5. 設備に対する要求 (5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件, 5.8 電気設備の設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>
<p>5.2 材料及び構造</p> <p>設計基準対象施設（圧縮機, 所内ボイラ, 蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機, 変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器, 管, ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて以下のとおりとし、その際、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E S N C 1）等に従い設計する。</p> <p>b. 「一部技術基準規則の要求事項が変更又は追加となったもの」に対する記載は、「変更前」に変更前の要求に対する基本設計方針を記載し、「変更後」に変更後の要求に対する基本設計方針を記載する。</p>	<p>5.2 材料及び構造</p> <p>設計基準対象施設（圧縮機, 所内ボイラ, 蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機, 変圧器及び遮断器を除く。）並びに重大事故等対処設備に属する容器, 管, ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて以下のとおりとし、その際、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E S N C 1）等に従い設計する。</p> <p>ただし、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の材料及び構造であって、以下によらない場合は、当該機器及び支持構造物が、その設計上要求される強度を確保できるよう日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E S N C 1）を参考に同等以上の性能を有することを確認する。</p> <p>また、重大事故等クラス3機器であって、完成品は、以下によらず、消防法に基づく技術上の規格等一般産業品の規格及び基準に適合していることを確認し、使用環境及び使用条件に対して、要求される強度を確保できる設計とする。</p> <p>重大事故等クラス2容器及び重大事故等クラス2管のうち主要な耐圧部の溶接部の耐圧試験は、母材と同等の方法、同じ試験圧力にて実施する。</p> <p>なお、各機器等のクラス区分の適用については、別紙「主要設備リスト」による。</p>

変 更 前	変 更 後
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 蒸気タービン</p> <p>設計基準対象施設に施設する蒸気タービン及び蒸気タービンの附属設備は、振動対策、過速度対策等各種の保護装置及び監視制御装置によって、運転状態の監視を行い、発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、以下の事項を考慮した設計とする。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 蒸気タービン</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>c. 「技術基準規則の要求事項に変更のないもの」については「変更前」に基本設計方針を記載し、「変更後」に「変更なし」と記載する。「1.」、「2.」等の項目のなかでも変更のあるものは、文章が「変更前」と「変更後」で細切れにならないよう、その項目全体を「変更後」に記載する。</p> </div>
<p>第2章 個別項目</p> <p style="text-align: center;">—</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>d. 「技術基準規則の要求事項が新たに追加となったもの」については、「変更前」に「—」を記載し、「変更後」に新たに基本設計方針を記載する。</p> </div>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 補機駆動用燃料設備</p> <p>ガスタービン発電機用軽油タンク、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクは、大量送水車及び大型送水ポンプ車（原子炉建物放水設備用）又は大型送水ポンプ車（原子炉補機代替冷却系用）の燃料を貯蔵できる設計とする。</p>

変 更 前	変 更 後
<p>1. 火災防護の基本方針</p> <p>火災発生により原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、日本電気協会「原子力発電所の火災防護指針」(J E A G 4 6 0 7)に準じ、火災発生の防止、火災検知および消火、ならびに火災の影響の軽減を組合せ、原子炉施設の防火計画を行うものとする。</p> <p>2. 設計方針</p> <p>2.1 火災の発生防止</p> <p>2.1.1 予防措置</p> <p>(1) 可燃性または引火性の気体または液体を内包する系統は、下記のような方法を採用し、火災の発生を防止する。</p> <p>a. 可燃性または引火性の気体または液体を内包する系統は、原則として溶接構造とする。止むを得ず機器等の接続部でフランジまたはネジ込み継手を使用し、下部に引火点を越える高温機器、配管等が設置されている場合には漏えいによる引火を防止するためオイルパン等を設ける。</p> <p>b. 可燃性または引火性の気体または液体を内包する系統は、プラントの運転に先立ち、完成後耐圧試験および水張試験等により漏えいのないことを確認する。</p> <p>c. 多量の可燃性または引火性の液体を内包する機器には、その損傷時、可燃物が流出しないよう原則として100%以上の容量の防油堤またはカーブを設ける。</p> <p>d. タービン発電機用水素の貯蔵設備は原子炉建物、タービン建物および廃棄物処理建物等の本館外に設置し、自然換気による換気を行う。</p> <p>e. 格納容器内雰囲気モニタ校正用、オフガス校正用水素ポンベは、その貯蔵量が少ないため、本館内の十分に換気された場所に設置する。</p> <p>f. バッテリー室には水素の蓄積を防止するために必要量以上の換気風量を確保する。</p>	<p>1. 火災防護設備の基本設計方針</p> <p>設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、火災防護上重要な機器等を設置する火災区域及び火災区画に対して、火災防護対策を講じる。</p> <p>重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないよう、重大事故等対処施設を設置する火災区域及び火災区画に対して、火災防護対策を講じる。</p> <p style="text-align: center;">～ 中略 ～</p> <p>1.1 火災発生防止</p> <p>1.1.1 火災の発生防止対策</p> <p>火災の発生防止における発火性又は引火性物質に対する火災の発生防止対策は、火災区域又は火災区画に設置する潤滑油又は燃料油を内包する設備及び水素ガスを内包する設備を対象とする。</p> <p>潤滑油又は燃料油を内包する設備は、溶接構造、シール構造の採用による漏えいの防止及び防爆の対策を講じるとともに、堰等を設置し、漏えいした潤滑油又は燃料油が拡大することを防止する設計とし、潤滑油又は燃料油を内包する設備の火災により発電用原子炉施設の安全機能及び重大事故等に対処する機能を損なわないよう、壁等の設置又は隔離による配置上の考慮を行う設計とする。</p> <p>潤滑油又は燃料油を内包する設備を設置する火災区域又は火災区画は、換気空調設備による機械換気又は自然換気を行う設計とする。</p> <p>潤滑油又は燃料油を貯蔵する設備は、貯蔵量を一定時間の運転に必要な量を貯蔵することを考慮した設計とする。</p> <p>水素ガスを内包する設備のうち気体廃棄物処理設備、発電機水素ガス供給設備及び水素・酸素注入設備の配管等は溶接構造によって、水素ガスの漏えいを防止し、弁グランド部から水素ガスの漏えいの可能性のある弁は、ベローズ弁等を用いて防爆の対策を行う設計とし、水素ガスを内包する設備の火災により、発電用原子炉施設の安全機能及び重大事故等に対処する機能を損なわないよう、壁等の設置による配置上の考慮を行う設計とする。</p>
<p>e. 「技術基準規則の要求事項が新たに追加になったもの」でも、「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」等の規格基準の要求等で、<u>以前から実施しているもの</u>については「変更前」にも記載する。</p>	<p style="text-align: center;">～ 中略 ～</p>

主要設備リスト記載例 (1/4)

表 1 原子炉冷却系統施設の主要設備リスト (蒸気タービンを除く。) (1/55)

設備区分	系統及び機器		変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉冷却材再循環設備	原子炉再循環系	ポンプ	原子炉再循環ポンプ	S	クラス1	—	変更なし		—			
		主配管	原子炉圧力容器～停止時冷却モード入口ラインの分岐部	S	クラス1	—	変更なし		—			
			停止時冷却モード入口ラインの分岐部～A-原子炉再循環ポンプ	S	クラス1	—	変更なし		—			
			原子炉圧力容器～B-原子炉再循環ポンプ	S	クラス1	—	変更なし		—			
			停止時冷却モード入口ラインの分岐部	S	クラス1	—	変更なし		—			
			原子炉浄化補助ポンプ入口ラインの分岐部	S	クラス1	—	変更なし		—			
			A-及びB-原子炉再循環ポンプ～A-及びB-停止時冷却モード戻りラインの合流部	S	クラス1	—	変更なし		—			
			A-及びB-停止時冷却モード戻りラインの合流部～原子炉圧力容器	S	クラス1	—	変更なし		—			
			A-及びB-停止時冷却モード戻りラインの合流部	S	クラス1	—	変更なし		—			
原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	容器	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	S	クラス3	—	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
			逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	S	クラス3	—	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
		主蒸気流量制限器	主蒸気流量制限器	S	—	—	変更なし		—			
		安全弁及び逃がし弁	RV202- 1A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M	S	—	—	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	—		

表1 原子炉冷却系統施設の主要設備リスト (蒸気タービンを除く。) (2/55)

設備区分	系統及び機器		変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉冷却材の循環設備	主要弁	AV202-1A, B, C, D	S	クラス1	—	—	変更なし		—			
		AV202-2A, B, C, D	S	クラス1	—	—	変更なし		—			
	主配管	原子炉圧力容器～M-逃がし安全弁入口ライン分岐部	S	クラス1	—	—	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
		M-逃がし安全弁入口ライン分岐部～L-逃がし安全弁入口ライン分岐部	S	クラス1	—	—	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
		L-逃がし安全弁入口ライン分岐部～K-逃がし安全弁入口ライン分岐部	S	クラス1	—	—	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
		K-逃がし安全弁入口ライン分岐部～J-逃がし安全弁入口ライン分岐部	S	クラス1	—	—	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
		原子炉圧力容器～H-逃がし安全弁入口ライン分岐部	S	クラス1	—	—	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
		H-逃がし安全弁入口ライン分岐部～G-逃がし安全弁入口ライン分岐部	S	クラス1	—	—	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
		原子炉圧力容器～D-逃がし安全弁入口ライン分岐部	S	クラス1	—	—	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
		D-逃がし安全弁入口ライン分岐部～C-逃がし安全弁入口ライン分岐部	S	クラス1	—	—	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
		C-逃がし安全弁入口ライン分岐部～B-逃がし安全弁入口ライン分岐部	S	クラス1	—	—	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
		B-逃がし安全弁入口ライン分岐部～A-逃がし安全弁入口ライン分岐部	S	クラス1	—	—	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
		原子炉圧力容器～原子炉隔離時冷却系分岐部	S	クラス1	—	—	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
		原子炉隔離時冷却系分岐部～F-逃がし安全弁入口ライン分岐部	S	クラス1	—	—	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
		F-逃がし安全弁入口ライン分岐部～E-逃がし安全弁入口ライン分岐部	S	クラス1	—	—	変更なし		常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		

表1 原子炉冷却系統施設の主要設備リスト (蒸気タービンを除く。) (3/55)

設備区分	系統及び機器		変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	主配管	A, G, J-逃がし安全弁入口ライン分岐部及びE-逃がし安全弁入口ライン分岐部～原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁	S	クラス1	—	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2			
			原子炉隔離時冷却系分岐部	S	クラス1	—	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2			
			A, B, C, D, E, F, H, G, M, L, K, J-逃がし安全弁入口ライン分岐部～逃がし安全弁	S	クラス1	—	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2			
			逃がし安全弁(自動減圧機能)～格納容器配管貫通部(貫通部番号 X-280A, D, F, G, J, M)	B-1	クラス3	—	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2			
			格納容器配管貫通部(貫通部番号 X-280A, D, F, G, J, M)～サブプレッションチェンバ内排気管	S	クラス3	—	変更なし	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2			
			—	—	—	—	逃がし安全弁(自動減圧機能を有するものを除く)～格納容器配管貫通部(貫通部番号 X-280B, C, E, H, K, L)	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		
			—	—	—	—	格納容器配管貫通部(貫通部番号 X-280B, C, E, H, K, L)～サブプレッションチェンバ内排気管	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2		

表1 原子炉冷却系統施設の主要設備リスト (蒸気タービンを除く。) (4/55)

設備区分	系統及び機器		変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1		名称	設計基準対象施設*1		重大事故等対処設備*1	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
原子炉冷却材の循環設備	主蒸気系	主配管	アキュムレータ～窒素ガス供給ライン合流部	S	クラス3	—	—	変更なし	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	
			窒素ガス供給ライン合流部～逃がし安全弁	S	クラス3	—	—	変更なし	—	常設耐震/防止 常設/緩和	SAクラス2	
			原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁～主蒸気ヘッド	B-1	クラス2,3	—	—	変更なし	—	—	—	
			主蒸気ヘッド～主蒸気止め弁	B-1	クラス2,3	—	—	変更なし	—	—	—	
			主蒸気ヘッド	B-1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	
			主蒸気ヘッド～タービンバイパス弁	B-1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	
			タービンバイパス弁～タービンバイパス減圧管	B-1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	
			主蒸気ヘッド～弁 MV202-201	B-1	クラス3	—	—	変更なし	—	—	—	
			原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁～サブプレッションチェンバ内排気管及び原子炉建物開放*2, *3	B-1	クラス3	—	—	—*2 一部廃止*3	—	—	—	
			原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁以降主蒸気系母管分岐点～サブプレッションチェンバ内排気管及び原子炉建物開放*3	B-1	クラス3	—	—	廃止*3	—	—	—	
	復水系	主配管	弁 MV203-1001A～H～復水ろ過脱塩装置ろ過脱塩器	B-1	クラス3	—	—	変更なし	—	—		
			復水ろ過脱塩装置ろ過脱塩器～復水ろ過脱塩装置ストレーナ	B-1	クラス3	—	—	変更なし	—	—		
			復水ろ過脱塩装置ストレーナ～復水脱塩装置脱塩器	B-1	クラス3	—	—	変更なし	—	—		
			復水脱塩装置脱塩器～弁 MV203-1502A～H	B-1	クラス3	—	—	変更なし	—	—		
			弁 V203-20～弁 V203-46	B-1	クラス3	—	—	変更なし	—	—		
			弁 V203-3A, B, C～復水昇圧ポンプ	B-1	クラス3	—	—	変更なし	—	—		

表2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用設備リスト

兼用設備リスト記載例

設備区分	機器区分	施設／設備区分	変更前				変更後					
			名称	設計基準対象施設		重大事故等対処設備		名称	設計基準対象施設		重大事故等対処設備	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備	燃料プール冷却系	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	-				燃料プール	-	常設耐震／防止	SAクラス2		
	燃料プールのスプレイス	使用済燃料貯蔵槽	-				燃料プール	-	常設耐震／防止 常設／緩和	SAクラス2		

付表1 略語の定義 (1/3)

		略語	定義
設計基準対象施設	耐震重要度分類	S	耐震重要度分類におけるSクラス（津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備を除く）
		S*	Sクラス施設のうち，津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備 なお，基準地震動による地震力に対して，それぞれの施設及び設備に 要求される機能（津波防護機能，浸水防止機能及び津波監視機能をい う）を保持するものとする。
		B	耐震重要度分類におけるBクラス（B-1，B-2及びB-3を除く）
		B-1	Bクラスの設備のうち，共振のおそれがあるため，弾性設計用地震動 S _d に2分の1を乗じたものによる地震力に対して耐震性を保持でき る設計とするもの
		B-2	Bクラスの設備のうち，波及的影響によって，耐震重要施設がその安 全機能を損なわないように設計するもの
		B-3	Bクラスの設備のうち，基準地震動による地震力に対して燃料プールの 冷却，給水機能を保持できる設計とするもの
		C	耐震重要度分類におけるCクラス（C-1，C-2及びC-3を除く）
		C-1	Cクラスの設備のうち，波及的影響によって，耐震重要施設がその安 全機能を損なわないように設計するもの
		C-2	Cクラスの設備のうち，基準地震動による地震力に対して火災感知及 び消火の機能又は溢水伝播を防止する機能を保持できる設計とする もの
		C-3	Cクラスの設備のうち，基準地震動による地震力に対して非常時にお ける海水の取水機能を保持できる設計とするもの
		—	当該施設において設計基準対象施設として使用しないもの

付表1 略語の定義 (2/3)

		略語	定義
設計基準対象施設	機器クラス	クラス1	技術基準規則第二条第二項第三十二号に規定する「クラス1容器」, 「クラス1管」, 「クラス1ポンプ」, 「クラス1弁」又はこれらを支持する構造物
		クラス2	技術基準規則第二条第二項第三十三号に規定する「クラス2容器」, 「クラス2管」, 「クラス2ポンプ」, 「クラス2弁」又はこれらを支持する構造物
		クラス3	技術基準規則第二条第二項第三十四号に規定する「クラス3容器」又は「クラス3管」
		クラス4	技術基準規則第二条第二項第三十五号に規定する「クラス4管」
		格納容器 *1	技術基準規則第二条第二項第二十八号に規定する「原子炉格納容器」
		炉心支持構造物	原子炉压力容器の内部において燃料集合体を直接に支持するか又は拘束する部材
		火力技術基準	発電用火力設備に関する技術基準を定める省令の規定を準用するもの
		クラス外	上記以外の容器, 管, ポンプ, 弁又は支持構造物
		—	当該施設において設計基準対象施設として使用しないもの又は上記以外のもの

付表1 略語の定義 (3/3)

		略語	定義
重大事故等 対処設備	設備分類	常設／防止	技術基準規則第四十九条第一項第一号に規定する「常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備」
		常設耐震／防止	技術基準規則第四十九条第一項第一号に規定する「常設耐震重要重大事故防止設備」
		常設／防止 (DB 拡張)	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）： 設計基準対象施設のうち、重大事故等発生時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの
		常設／緩和	技術基準規則第四十九条第一項第三号に規定する「常設重大事故緩和設備」
		常設／その他	常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備以外の常設重大事故等対処設備
		可搬／防止	重大事故防止設備のうち可搬型のもの
		可搬／緩和	重大事故緩和設備のうち可搬型のもの
		可搬／その他	可搬型重大事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備以外の可搬型重大事故等対処設備
		—	当該施設において重大事故等対処設備として使用しないもの
	重大事故等 機器クラス	S Aクラス2	技術基準規則第二条第二項第三十八号に規定する「重大事故等クラス2容器」, 「重大事故等クラス2管」, 「重大事故等クラス2ポンプ」, 「重大事故等クラス2弁」又はこれらを支持する構造物
		S Aクラス3	技術基準規則第二条第二項第三十九号に規定する「重大事故等クラス3容器」, 「重大事故等クラス3管」, 「重大事故等クラス3ポンプ」又は「重大事故等クラス3弁」
		火力技術基準	発電用火力設備に関する技術基準を定める省令の規定を準用するもの。又は、使用条件を踏まえ、十分な強度を有していることを確認できる一般産業品規格を準用するもの
		—	当該施設において重大事故等対処設備として使用しないもの又は上記以外のもの

注記 *1: 「発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む。））＜第I編 軽水炉規格＞ J S M E S N C 1 - 2005 / 2007」（日本機械学会）における「クラス MC」である。

4 工事計画認可申請書に記載する適用基準及び適用規格について

1. ガイド規程

「発電用原子炉施設の設計及び工事の計画に係る手続ガイド」によれば、工事計画に記載する必要がある適用基準及び適用規格については、「各設備の設計製作に適用する基準及び規格について、具体的な規格番号、名称及び制定又は改訂年度も含め記載する。」とされ、記載対象とする基準及び規格については、「技術基準規則に規定される性能を満足させるための基本的な規格及び基準」となっており、「具体的には技術基準規則解釈に引用されるもの等」と示されている。

2. 記載すべき適用基準及び適用規格の考え方

	対象基準・規格*	記載要否	理由
1	炉規制関係法令 【炉規法，規則，省令他】	記載しない	炉規制関係法令は，適合すべき技術基準規則の上位法令であり，設計製作に適用する基準及び規格に該当しないため記載しない。
2	関係他法令 【建築基準法，消防法他】	記載する	技術基準規則への適合のために，各設備の設計製作に当たって，具体的な評価方法を規定した法令であり，適合性判断のための評価基準を明確化するために記載する。
3	設置許可基準規則（解釈含む）	記載しない	設置許可基準規則に適合するものとして許可を受けた設置許可に従って工事計画認可を受けるため，適用が自明であることから記載しない。
4	炉規制法及び電事法の 各技術基準 【原子炉，火力設備，電気設備】	記載しない	現行の各技術基準は，適合することが条件であって，適用が自明であることから，記載しない。

	対象基準・規格*	記載要否	理由
5	各技術基準の解釈 【原子炉, 火力設備, 電気設備】	記載する	各技術基準に定められる技術的要件を満足する技術的内容は, 各技術基準の解釈に限定されるものではないため, 適合性判断のための評価基準を明確化するために記載する (年度を含む)。 なお, 解釈に引用されている適用基準及び適用規格についても下記のとおり適宜記載する。
6	原子力安全委員会指針及び専門部会報告書, N I S A 文書等	記載する	適合性判断のための評価基準を明確化するため, 原子力安全委員会指針及び専門部会報告書, N I S A 文書等について記載する。
7	審査基準 【火災防護に係る審査基準】	記載する	該当する「火災防護に係る審査基準」は, 技術基準規則解釈に記載されており, 適合性判断のための評価基準を明確化するため記載する。
8	ガイド 【竜巻, 津波, 外部火災他】	記載する (枠外)	適合性判断のための評価基準を明確化するため「適用基準及び適用規格」としてではなく, 参考として枠外に記載する。
9	J I S 規格, A S M E 等	記載する	適合性判断のための評価基準を明確化するため J I S 規格等については, 年度及び該当No. を含めて記載する。 なお, 記載にあたり, 既設設備にあつては, 告示第501号及び J S M E において適用 J I S (年度含む) が明記され, 既に適正に適用されていることから, J S M E 材に該当しない J I S 材を使用している部分等について記載する。

	対象基準・規格*	記載要否	理 由
10	学協会規格 【J S M E, J E A G, J E A C】	記載する	適合性判断のための評価基準を明確化するため、各設備の設計製作に適用する学協会規格を記載する。 なお、記載にあたり、各学協会規格に引用される基準・規格については、当該学協会規格に包絡されるため記載しない。

注記*：設置時、改造時等に適用した過去の適用基準及び適用規格を含む。

3. 記載様式

(1) 変更前

工事計画書への適用基準及び適用規格の記載要求については、平成17年の電気事業法施行規則の改正で別表第三に規定された。

この記載要求が規定される以前の工事計画書については、適用基準及び適用規格の記載がないことから、工事計画書記載事項だけからでは変更前の適用基準及び適用規格を確認できない。

従って、変更前については、下記について記載する。

- ① 平成17年以降の工事計画書に記載のある適用基準及び適用規格
- ② 建設時より工認審査の前提とされていた「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（通商産業省告示第501号）」
- ③ 技術基準対象条文の解釈を含めて記載のある適用基準及び適用規格のうち、省令62号及びその解釈・解説に引用されている適用基準及び適用規格を基本に、実際に適用していた基準及び規格

(2) 変更後

上記（変更前）に記載のとおり、平成17年の電気事業法施行規則改正以降、工事計画書へ適用基準及び適用規格を記載していることから、変更後については、平成17年の施行規則改正以降の工事計画書を含めて、適用基準及び適用規格を記載する。

具体的には下記について記載する。

- ① 技術基準対象条文の解釈を含めて、記載のある適用基準及び適用規格のうち、現状設備に適用しているもの（平成17年以前から適用しており、現在も適用しているものを含む）
- ② 今回の変更に伴って適用する基準及び規格
- ③ 平成17年以降の工事計画書に記載のある適用基準及び適用規格のうち、現在も適用しているもの

4. 記載方法（記載整理）

工事計画への適用基準及び適用規格の記載方法については、基本設計方針検討にて作成した各施設と技術基準規則の各条文との対比一覧表に基づき、「共通条文」該当の適用基準及び適用規格については、基本設計方針のまとめ方と同様に「原子炉冷却系統施設」に記載することを基本とし、火災に関するものは「火災防護設備」、浸水に関するものは「浸水防護施設」に記載する。残りの「個別条文」については該当の施設区分毎に記載し、同一の基準及び規格が共通条文と個別条文両方に該当する場合は、双方に重複して記載する。ただし、「共通条文」の適用基準及び適用規格のうち、複数の施設に適用されない場合は、適用する施設の「個別条文」として整理する。さらに、「共通条文」で「原子炉冷却系統施設」「火災防護設備」「浸水防護施設」に該当しない場合も、適用する施設に「個別条文」として整理する。

なお、工事計画の添付書類（各種説明書）における適用基準及び適用規格については、当該添付書類中に記載がある内容に係る適用基準及び適用規格のうち、「2. 記載すべき適用基準及び適用規格の考え方」に基づくものを記載する。ただし、当該添付書類中に具体的な記載がなく、関係する添付書類を引用しているだけの場合は、関係する添付書類中の記載内容に係る適用基準・適用規格は記載しない。

以上

各施設と技術基準規則の各条文との対比一覧表（様式記載例）（2 / 2）

条文		重大事故等対処施設																														
		49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	
		地盤	地震	津波	火災	特重設備	重大事故等対処設備	材料構造	破壊の防止	安全弁	耐圧試験	未臨界	高圧の冷却	バウングリの減圧	低圧時の冷却	最終ヒーティング	CV冷却	CV加圧破損防止	下部溶融炉心冷却	CV水素爆発	原子炉建屋水素爆発	SFP冷却	拡散抑制	水の供給	電源設備	計装設備	原子炉制御室	監視測定設備	緊急時対策所	通信	準用	
原子炉施設の種類／分類		共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	共通	
原子炉本体																																
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設																																
原子炉冷却系統施設																																
計測制御系統施設																																
放射性廃棄物の廃棄施設																																
放射線管理施設																																
原子炉格納施設																																
その他発電原子炉の附属施設	非常用電源設備																															
	常用電源設備																															
	補助ボイラー																															
	火災防護設備																															
	浸水防護施設																															
	補機駆動用燃料設備																															
	非常用取水設備																															
	敷地内土木構造物																															
	緊急時対策所																															
共通条文への対応に必要な基本設計方針のみ記載の施設（安全避難通路，火山，外部火災防護施設，竜巻防護施設）																																

○：条文要求に追加・変更がある又は追加設備がある △：条文要求に追加・変更がなく，追加設備もない
 —：条文要求を受ける設備がない □：保安規定等にて維持管理が必要な追加設備がある

適用基準及び規格 変更前後比較表（1 / 3）

(2) 適用基準及び適用規格

変 更 前	変 更 後
<p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については、以下の基準及び規格並びに、火災防護設備、浸水防護施設の「(2) 適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」に示す。</p> <p>なお、以下に示す原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格を適用する個別の施設区分については「表1. 施設共通の適用基準及び適用規格（該当施設）」に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律（昭和44年法律第57号） ・建築基準法（昭和25年5月24日法律第201号） 建築基準法施行令（昭和25年11月16日政令第338号） 建築基準法施行規則（昭和25年11月16日建設省令第40号） 	<p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については、以下の基準及び規格並びに、火災防護設備、浸水防護施設の「(2) 適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」に示す。</p> <p>なお、以下に示す原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格を適用する個別の施設区分については「表1. 施設共通の適用基準及び適用規格（該当施設）」に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律（昭和44年法律第57号） ・建築基準法（昭和25年5月24日法律第201号） 建築基準法施行令（昭和25年11月16日政令第338号） 建築基準法施行規則（昭和25年11月16日建設省令第40号） ・高圧ガス保安法（昭和26年6月7日法律第204号） 容器保安規則（昭和41年5月25日通商産業省令第50号）

上記の他「原子力発電所の火山影響評価ガイド」、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」、「耐震設計に係る工認審査ガイド」を参照する。

適用基準及び規格 変更前後比較表 (3 / 3)

変 更 前	変 更 後
<p>第2章 個別項目</p> <p>原子炉冷却系統施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈 (平成17年12月15日原院第5号) 	<p>第2章 個別項目</p> <p>原子炉冷却系統施設に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 (平成25年6月19日原規技発第1306194号) ・発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈 (平成17年12月15日原院第5号)

5 工事計画認可申請書に添付する添付書類の考え方について

1. 要旨

新規制基準への適合性確認審査に係る工事計画認可申請を行うにあたり、添付書類の添付の考え方を以下に示す。

2. 添付書類の添付を行うにあたっての考え方について

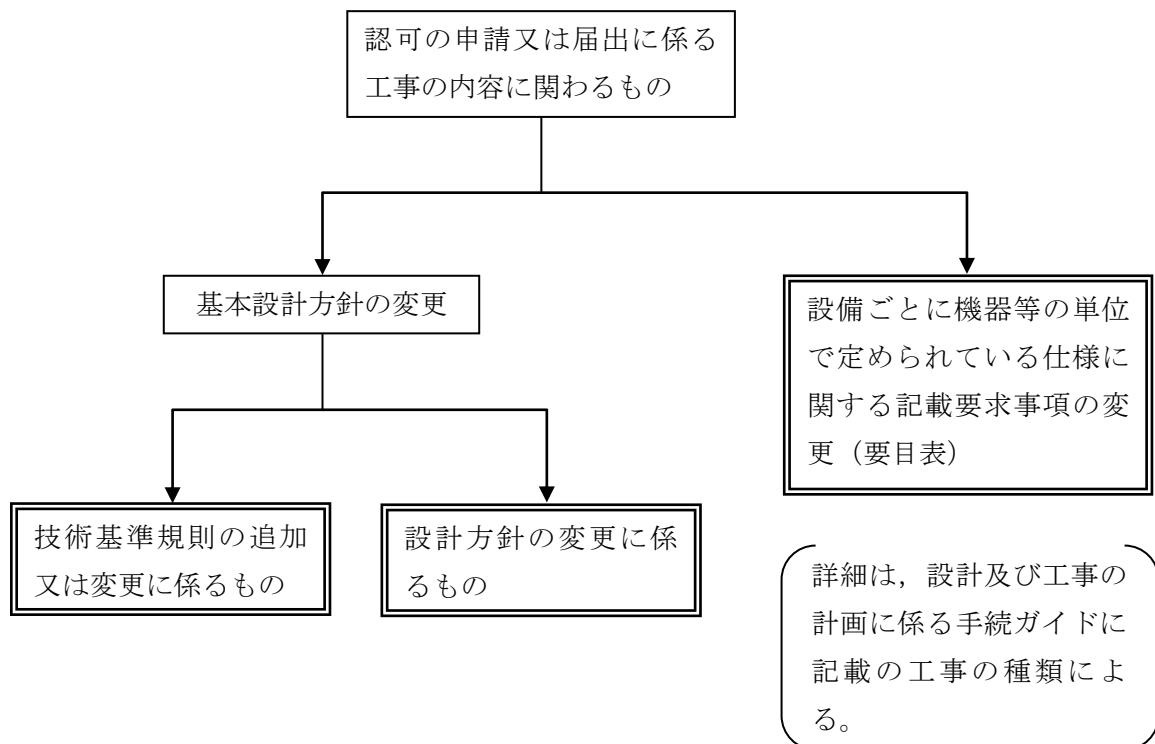
(1) 添付書類の添付を行うにあたり、法令上の整理と今回の申請における添付書類の添付方針について以下に示す。

a. 法令上の整理

実用炉規則別表第二において、工事計画に添付書類を添付すべきものとして「認可の申請又は届出に係る工事の内容に関係あるものに限る。」と規定されている。

工事計画に係る手続き上の「工事の内容」とは、大別すると実用炉規則別表第二の中欄における「基本設計方針」の変更と「設備ごとに機器等の単位で定められている仕様に関する記載要求事項（要目表）」の変更と考える。

ここで、「認可の申請又は届出に係る工事の内容に係るもの」を以下に整理する。



b. 今回の申請における添付書類の添付方針について

今回の「認可の申請に係る工事の内容に関係あるもの」に対する添付書類の添付方針について以下に記載する。

「技術基準規則の要求事項に追加又は変更があるもの」＝「基本設計方針の変更に該当するもの」に対して適合するために必要な設備について関連する添付書類を添付する。

「技術基準規則の要求事項に追加又は変更があるもの」の具体例を以下に示す。

- ・ 重大事故等対処施設の要求事項が追加となったもの
(第49条～第78条が該当)
- ・ 設計基準対象施設の要求事項が追加となったもの
(例：溢水防護設備，火災防護設備等)
- ・ 設計基準対象施設の要求事項が変更となったもの
(例：耐震基準変更，原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大等)

重大事故等対処施設は、新規登録であるため関連する全ての書類が必要となるが、そのうち、既設の設計基準対象施設を重大事故等対処設備として使用するもので使用する条件等が変わらず、既工事計画書の添付書類等を読み込みできるものは、添付書類中にその旨を記載し、設計基準対象施設とのリンクを明確にした書類を添付する。

設計基準対象施設について、基本設計方針の変更により適合性を確認する必要があるもので、既工事計画書に登録があるものは、添付図面は添付せず、既工事計画書の登録情報（認可年月日、図面番号等）を目次に記載する。

共用設備における添付書類の扱いについては、「8. 共用設備の工認書類の扱いについて」に記載する。

「技術基準規則の要求事項に変更がないもの」＝「基本設計方針の変更がないもの」に対して既に適合している設備については、添付書類は添付しない。

技術基準規則の要求事項に変更がないもの＝基本設計方針の「変更前」にあたる部分については、今回の「認可の申請に係る工事の内容に関係あるもの」に該当しないため、既設の設備において既に基本設計方針の記載事項を満たしていることから関連する添付書類は添付しない。

例外として、技術基準規則の変更はないが設置許可基準規則の要求事項で変更がある場合は添付書類を添付する。

例：「廃棄設備」に要求される堰について、条文要求に変更がないことから「今回の申請に係る工事の内容に関係あるもの」に該当しないため添付書類は添付しない。

ただし、技術基準規則第12条「発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止」の要求を満たすために堰を溢水防護上期待する場合は「溢水防護に関する説明書」に「堰」について記載する必要がある。

例外：原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大部については、技術基準規則条文上の変更はないが、設置許可基準規則の要求事項である原子炉冷却材圧力バウンダリの定義において「変更」があることから、「基本設計方針の変更」＝「申請対象」として扱う。

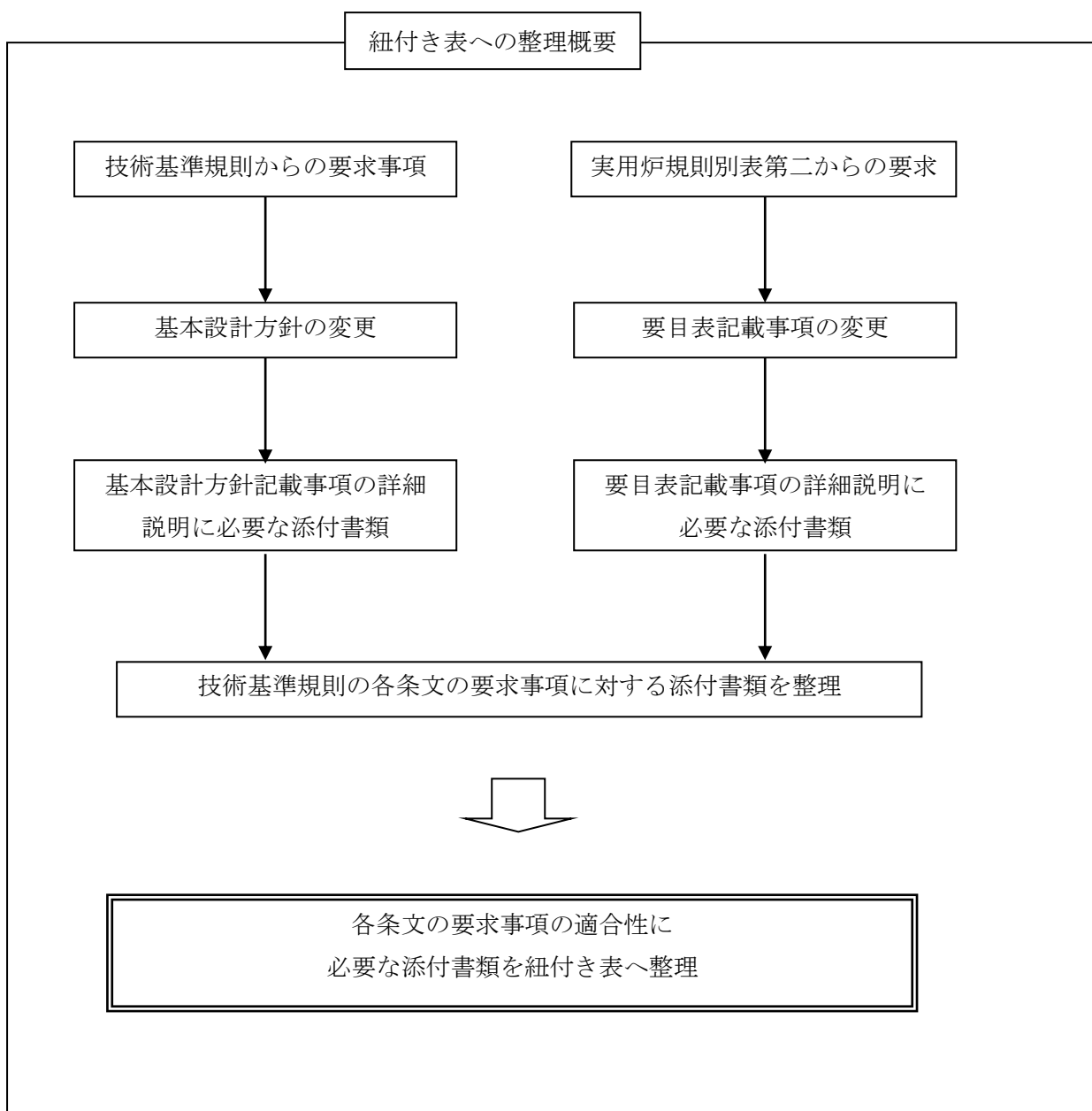
個別条文で技術基準規則の要求事項に変更がない設備でも、共通条文で技術基準規則の要求事項の変更により適合性を確認する必要がある記載事項については妥当性を確認する必要があるため関連する添付書類を添付する。

例：原子炉冷却系統施設として条文要求が変更されていない「原子炉再循環ポンプ」だが、技術基準規則第5条「地震による損傷防止」が変更されたことにより地震による安全機能が損なわれることがないことを説明する「耐震性に関する説明書」に原子炉再循環ポンプを記載する。

3. 技術基準規則の各条文へ対応する添付書類の整理について

技術基準規則に規定される各条文の要求事項と添付書類との関連性と、その適合性の説明に必要な添付書類を「技術基準規則と工事計画認可申請書の添付書類との紐付き表」(以下「紐付き表」という。)として整理する。

紐付き表への整理概要を以下に示す。



添付書類は大別すると基本設計方針記載事項の変更に伴うものと要目表記載事項の変更に伴うものに分けられる。これらを技術基準規則の各条文の要求事項に対して整理し、条文への適合性に必要な添付書類を整理する。

以下に示す考え方のもと、各条文への適合性説明に必要な添付書類を紐付き表に整理する。

「条文要求事項を満足させるために必要な設備＝設備リストへ抽出した設備」が条文（解釈、ガイド含む）で直接要求される事項に対して、適合することを説明するために必要な添付書類を『当該条文に必要な添付書類』として整理する。

例：技術基準規則第61条（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）の解釈1(2)c)において、「減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。」と記載がある。

条文の直接要求として下線部が該当し、この要求事項へ適合させるために必要な弁である「逃がし安全弁」における適合性を説明するため、「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」を添付する。

ただし、重大事故等対処設備に関する条文のうち技術基準規則第59条～77条については、非常用電源設備等必ずしも条文に直接的に施設要求が明記されていない設備についても、当該条文への適合性を説明する上で必要な設備として整理する。

施設要求が明記されていない設備については都度、判断を要する。以下にその判断基準の一例を示す。

【技術基準規則59～77条への適合性判断の基準】

- ・技術基準規則59～77条は想定事象に対処するために必要な設備を『施設することを要求』している条文のため基本的には系統図、配置図等の図面により施設されていることを説明する。
- ・個別では直接的に要求の読めない共通事項（強度・耐震・安全弁等）は、それらの条文側で適合性を確認するため、個別条文としての添付書類は省略する。

工事計画の補正における添付書類の添付要否の考え方について (1/6)

施設区分	添付書類名称	今回の添付の有無		添付書類の添付の考え方
		D B	S A	
施設共通	送電関係一覧図	○	×	保安電源設備等の基準変更箇所への適合性を説明するため添付する。
	急傾斜地崩壊危険区域内において行う制限工事に係る場合は、当該区域内の急傾斜地(急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律第二条第一項に規定するものをいう。以下同じ。)の崩壊の防止措置に関する説明書	×	×	急傾斜地崩壊危険区域の対象がないため添付しない。
	工場又は事業所の概要を明示した地形図	○	×	発電所敷地境界線が変更となるため添付する。
	主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図	○	○	設計基準対象施設の基準変更箇所への適合性及び重大事故等対処設備の要求事項への適合性説明のため添付する。
	単線結線図(接地線(計器用変成器を除く。))については電線の種類、太さ及び接地の種類も併せて記載すること。	○	○	設計基準対象施設の基準変更箇所への適合性及び重大事故等対処設備の要求事項への適合性説明のため添付する。
	新技術の内容を十分に説明した書類	×	×	技術基準規則及びその解釈に基づかない設備を施設しないため添付しない。
	発電用原子炉施設の熱精算図	×	×	原子炉熱出力、蒸気タービン系のヒートバランスに係る技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。
	熱出力計算書	×	×	原子炉制御系、原子炉熱出力に係る技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。
	発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書	○	○	設置変更許可の許可事項が、工事計画としての認可事項として記載されていること及びそれらの技術基準規則適合性の確認のため添付する。
	排気中及び排水中の放射性物質の濃度に関する説明書	×	×	通常運転時における排気中及び排水中の放射性物質の濃度に係る技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。
	人が常時勤務し、又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における線量に関する説明書	○	○	ディーゼル燃料移送系(B系)の設置に伴い線量区分に変更があるため添付する。
	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書	○	○	外部からの衝撃による損傷の防止、津波による損傷の防止に関する技術基準規則変更箇所の適合性を説明するため添付する。
	放射性物質により汚染するおそれがある管理区域(第二条第二項第四号に規定する管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが同号の規定に基づき告示する線量を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。)並びにその地下に施設する排水路並びに当該排水路に施設する排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備の配置の概要を明示した図面	×	×	放射性物質により汚染するおそれがある管理区域及びその地下に施設する一般排水路(湧水等)、廃棄物処理系統の放出ラインの配置及び監視、放射性物質を安全に処理する設備に係る技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。
	取水口及び放水口に関する説明書	○	○	設計基準対象施設として取水機能及び重大事故等の収束に必要な水の供給設備として海水を利用することからその取水機能を説明するため添付する。
	設備別記載事項のうち、容量又は注入速度、最高使用圧力、最高使用温度、個数、再結合効率、加熱面積、伝熱面積、揚程又は吐出圧力、原動機の出力、外径、閉止時間、漏えい率、制限流量、落下速度、駆動速度及び挿入時間、効率、吹出圧力、慣性定数、回転速度半減時間、慣性モーメント、設定破裂圧力並びに設計温度の設定根拠に関する説明書	○	○	機器等に要求される仕様設定根拠について説明するため添付する。
	環境測定装置(放射線管理用計測装置に係るものを除く。)の構造図及び取付箇所を明示した図面	○	○	津波監視設備の構造図及び取付箇所、可搬型気象観測設備の構造及び取付箇所を説明するため添付する。
	クラス1機器(技術基準規則第二条第二項第三十三号に規定するクラス1機器をいう。)及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書(クラス1機器にあっては、支持構造物を含めて記載すること。)	○	×	原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大部分の応力腐食割れ対策に関する適合性を説明するため添付する。
	安全設備(技術基準規則第二条第二項第九号に規定する安全設備をいう。)及び重大事故等対処設備(設置許可基準規則第二条第二項第十四号に規定する重大事故等対処設備をいう。)が使用される条件の下における健全性に関する説明書	○	○	原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大部分等及び重大事故等対処設備が使用される環境条件等、発電所への立ち入りの防止についての適合性を説明するため添付する。
	発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	○	○	火災による損傷防止の基準変更箇所への適合性を説明するため添付する。
	発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書	○	○	溢水等による損傷防止の基準追加箇所への適合性を説明するため添付する。
	発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備のタービンミサイル・配管破断防護設計についての適合性を説明するため添付する。
	通信連絡設備に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に関する基準変更箇所への適合性を説明するため添付する。
	安全避難通路に関する説明書及び安全避難通路を明示した図面	○	○	安全避難通路等の基準変更箇所への適合性を説明するため添付する。
非常用照明に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	○	×	非常用照明の基準変更箇所への適合性を説明するため添付する。	

工事計画の補正における添付書類の添付要否の考え方について（2／6）

施設区分	添付書類名称	今回の添付の有無		添付書類の添付の考え方
		D B	S A	
原子炉 本体	耐震性に関する説明書	○	○	地震による損傷の防止の基準変更箇所の適合性を説明するため添付する。（重大事故等対処設備としての評価については兼用先の要求）
	強度に関する説明書	×	○	対象施設に係る技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。（重大事故等対処設備としての評価については兼用先の要求）
	構造図	×	○	既工事計画にて提出済みであるため既工事計画書の読み込みしたリストを添付する。（兼用先の要求）
	燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書	×	×	燃料体に対して、技術基準規則に変更はないため添付しない。
	原子炉本体の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面	○	○	地震による損傷防止の基準変更箇所への適合性を説明するため添付する。（重大事故等対処設備としての評価については兼用先の要求）
	監視試験片の取付箇所を明示した図面	×	×	監視試験片の取付箇所に係る技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。
	原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として適合性を説明するため添付する。（重大事故等対処設備としての評価については兼用先の要求）
核燃料 物質の 取扱施設 及び 貯蔵施設	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	×	○	重大事故等対処設備としての要求事項を満たす配置及び系統であることを説明するため添付する。
	耐震性に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	○	○	地震による損傷防止の基準変更箇所及び重大事故等対処設備としての地震による損傷防止に対する適合性を説明するため添付する。
	強度に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	×	○	重大事故等対処設備としての材料・構造に関する適合性を説明するため添付する。
	構造図	×	○	重大事故等対処設備としての要求事項を満たす構造であることを説明するため添付する。
	使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書、検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての要求事項を満たすことを説明するため添付する。
	使用済燃料貯蔵用容器の密封性を監視する装置の構成に関する説明書、検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	×	×	対象施設に係る技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。
	燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書	×	○	使用済燃料貯蔵設備の重大事故時における未臨界性について説明するため添付する。
	燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書	○	×	燃料体等又は重量物落下による使用済燃料貯蔵槽等の機能喪失防止等に対する適合性を説明するため添付する。
	使用済燃料運搬用容器、使用済燃料貯蔵槽及び使用済燃料貯蔵用容器の冷却能力に関する説明書	×	○	使用済燃料貯蔵槽の重大事故等時における冷却能力について説明するため添付する。
	使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書	×	○	使用済燃料貯蔵槽の重大事故等時における遮蔽能力について説明するため添付する。
	使用済燃料運搬用容器の放射線遮蔽材及び使用済燃料貯蔵用容器の放射線遮蔽材の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書	×	×	対象施設に係る技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。
兼用キャスクにあつては、外運搬規則第二十一条第二項の規定による容器の設計に関する原子力規制委員会の承認を受けたことに関する説明書	×	×	兼用キャスクは保有していないため添付しない。	

工事計画の補正における添付書類の添付要否の考え方について（3／6）

施設区分	添付書類名称	今回の添付の有無		添付書類の添付の考え方
		D B	S A	
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての要求事項を満たす配置及び系統について説明するため添付する。
	蒸気タービンの給水処理系統図	×	×	蒸気タービンの給水処理系統に係る技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。
	耐震性に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	○	○	地震による損傷の防止の基準変更箇所及び重大事故等対処設備としての適合性を説明するため添付する。
	強度に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての材料・構造に関する適合性を説明するため添付する。
	構造図	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての要求事項を満たす構造であることを説明するため添付する。
	原子炉格納容器内の原子炉冷却材又は一次冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書、検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	○	×	原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大に伴い、その拡大によっても漏えい検知が可能であることについて説明する。
	蒸気発生器及び蒸気タービンの基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面	×	×	技術基準規則及びその解釈に基づき、蒸気タービンの基礎部が十分な強度を有していることを証明するものであるが、技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。
	流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書	○	×	原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大部分に対する流体振動又は温度変動による損傷防止への適合性を説明するため添付する。
	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書	×	○	重大事故等対処設備としての要求事項を満たすことを説明するため添付する。
	蒸気タービンの制御方法に関する説明書	×	×	蒸気タービンの制御方法に係る技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。
	蒸気タービンの振動管理に関する説明書	×	×	蒸気タービンの振動管理に係る技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。
	蒸気タービンの冷却水の種類及び冷却水として海水を使用しない場合は、可能取水量を記載した書類	×	×	蒸気タービンの冷却水の種類及び冷却水としての海水使用に係る技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。
	安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書（バネ式のものに限る。）	○	○	重大事故等対処設備としての要求事項を満たすことを説明するため添付する。設計基準対象施設に関しては、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（別表第二）の改正に伴い添付する。
計測制御系統施設	計測制御系統施設に係る機器（計測装置を除く。）の配置を明示した図面及び系統図	×	○	重大事故等対処設備としての要求事項を満たす配置及び系統について説明するため添付する。
	制御能力についての計算書（最大反応度値、反応度制御能力、停止余裕、負の反応度添加率、ほう酸及びほう酸水の貯蔵量並びにほう素濃度の根拠に関する説明を併記すること。）	×	×	制御能力及び最大反応度値、ほう酸貯蔵量等に係る技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。
	耐震性に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	○	○	地震による損傷の防止の基準変更箇所及び重大事故等対処設備としての適合性を説明するため添付する。
	強度に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	○	○	重大事故等対処設備としての材料・構造に関する適合性を説明するため添付する。
	構造図	○	○	重大事故等対処設備としての要求事項を満たす構造であることを説明するため添付する。
	計測装置の構成に関する説明書、計測制御系統図及び検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての要求事項を満たすことを説明するため添付する。
	原子炉非常停止信号の作動回路の説明図及び設定値の根拠に関する説明書	×	×	原子炉非常停止信号の作動回路の説明図及び設定値の根拠に係る技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。
	工学的安全施設等の起動（作動）信号の起動（作動）回路の説明図及び設定値の根拠に関する説明書	×	○	重大事故等時における作動回路の追加に伴う適合性を説明するため添付する。
	デジタル制御方式を使用する安全保護系等の適用に関する説明書	×	×	デジタル安全保護系は使用しないため添付しない。
	発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書	×	○	重大事故等対処設備として要求事項を満たすことを説明するため添付する。
中央制御室の機能に関する説明書、中央制御室外の原子炉停止機能及び監視機能並びに緊急時制御室の機能に関する説明書	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての中央制御室の監視機能等への適合性を説明するため添付する。	
安全弁の吹出量計算書（バネ式のものに限る。）	○	○	重大事故等対処設備としての要求事項を満たすことを説明するため添付する。設計基準対象施設に関しては、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（別表第二）の改正に伴い添付する。	

工事計画の補正における添付書類の添付要否の考え方について（4/6）

施設区分	添付書類名称	今回の添付の有無		添付書類の添付の考え方
		D B	S A	
放射性廃棄物の廃棄施設	放射性廃棄物の廃棄施設に係る機器（流体状の放射性廃棄物の漏えいの検出装置及び自動警報装置並びに排気筒を除く。）の配置を明示した図面及び系統図	○	×	設計基準対象施設としての要求事項を満たす配置及び系統について説明するため添付する。
	排気筒の設置場所を明示した図面	×	○	重大事故等対処設備としての要求事項を満たすことを説明するため添付する。（重大事故等対処設備としての評価は兼用先の要求）
	耐震性に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	○	○	地震による損傷の防止の基準変更箇所及び重大事故等対処設備（兼用先の要求）としての適合性を説明するため添付する。
	強度に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	○	×	設計基準対象施設としての材料・構造に関する適合性を説明するため添付する。
	構造図	×	○	重大事故等対処設備（兼用先の要求）としての要求事項を満たす構造であることを説明するため添付する。
	排気筒の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面（自立型のものに限る。）	○	○	地震による損傷の防止の基準変更箇所の適合性を説明及び、重大事故等対処設備（兼用先の要求）としての要求事項を満たす構造であることを説明するため添付する。
	流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大防止能力及び施設外への漏えい防止能力についての計算書	×	×	対象施設に係る基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。
	固体廃棄物処理設備における放射性物質の散逸防止に関する説明書	×	×	同上。
	放射性廃棄物運搬用容器の放射線遮蔽材の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書	×	×	放射性廃棄物運搬容器は保有していないため添付しない。
	流体状の放射性廃棄物の漏えいの検出装置及び自動警報装置の構成に関する説明書、検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	×	×	対象施設に係る基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。
放射線管理施設	放射線管理施設に係る機器（放射線管理用計測装置を除く。）の配置を明示した図面及び系統図	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての要求事項を満たす配置について説明するため添付する。
	放射線管理用計測装置の構成に関する説明書	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての要求事項を満たすことを説明するため添付する。
	放射線管理用計測装置の系統図及び検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	○	○	同上。
	管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書	×	○	重大事故等時における環境試料分析について説明するため添付する。
	耐震性に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	○	○	地震による損傷の防止の基準変更箇所及び重大事故等対処設備としての適合性を説明するため添付する。
	強度に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	×	○	重大事故等対処設備としての材料・構造に関する適合性を説明するため添付する。
	構造図	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての要求事項を満たす構造であることを説明するため添付する。
	生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書	○	○	設計基準対象施設及び、重大事故等時における中央制御室及び緊急時対策所の生体遮蔽装置の遮蔽能力等について説明するため添付する。
中央制御室及び緊急時制御室の居住性に関する説明書	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等時の中央制御室の居住性に対する適合性を説明するため添付する。	
原子炉格納施設	原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての要求事項を満たす配置及び系統については説明するため添付する。
	耐震性に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	○	○	地震による損傷の防止の基準変更箇所及び重大事故等対処設備としての適合性を説明するため添付する。
	強度に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての材料・構造に関する適合性を説明するため添付する。
	構造図	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての要求事項を満たす構造であることを説明するため添付する。
	原子炉格納施設的设计条件に関する説明書（原子炉格納容器本体の脆性破壊防止に関する説明を併せて記載すること。）	○	○	設計基準対象施設として変更のないこと及び重大事故等時における格納容器の機能を説明するため添付する。
	原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等時における格納容器内水素濃度低減に関する適合性を説明するため添付する。
	原子炉格納施設の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面	○	○	地震による損傷の防止の基準変更箇所の適合性を説明するため添付する。
	圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書	×	○	重大事故等対処設備としての要求事項を満足することを説明するため添付する。
安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書（バネ式ののものに限る。）	×	○	重大事故等対処設備としての要求事項を満たすことを説明するため添付する。	

工事計画の補正における添付書類の添付要否の考え方について（5／6）

施設区分	添付書類名称	今回の添付の有無		添付書類の添付の考え方
		D B	S A	
非常用電源設備	非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての要求事項を満たす配置及び系統について説明するため添付する。
	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての要求事項を満たす非常用電源設備の出力について説明するために添付する。
	燃料系統図	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての要求事項を満たす系統について説明するため添付する。
	耐震性に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	○	○	地震による損傷の防止の基準変更箇所及び重大事故等対処設備としての適合性を説明するため添付する。
	強度に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての材料・構造に関する適合性を説明するため添付する。
	構造図	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての要求事項を満たす構造であることを説明するため添付する。
	安全弁の吹出量計算書（パネ式のものに限る。）	×	○	重大事故等対処設備としての要求事項を満たすことを説明するため添付する。
常用電源設備	常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面	○	×	保安電源設備等の基準変更箇所への適合性を説明するため添付する。
	耐震性に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	×	×	地震による損傷の防止の基準変更箇所の適合性については、「常用電源設備の健全性に関する説明書」にて、基本方針を説明する。
	常用電源設備の健全性に関する説明書	○	×	保安電源設備等の基準変更箇所への適合性を説明するため添付する。
	電磁誘導電圧計算書（電圧十七万ボルト以上の電力系統に係る中性点接地装置の工事を含む場合に限る。）	×	×	設備に係る基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。
	短絡強度計算書	×	×	同上。
	三相短絡容量計算書	×	×	新規基準の改正に伴い、既設の遮断器を撤去し、新たに設置することから、三相短絡容量に関する適合性の説明のため添付する。
補助ボイラー	補助ボイラーに附属する主配管の配置の概要を明示した図面及び系統図	×	×	対象施設に係る基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。
	水循環系統図	×	×	同上。
	補助ボイラーに属する燃料系統図	×	×	同上。
	強度に関する説明書	×	×	同上。
	構造図	×	×	同上。
	補助ボイラーの基礎に関する説明書	×	×	同上。
	制御方法に関する説明書	×	×	同上。
	安全弁の吹出量計算書（パネ式のものに限る。）	×	×	同上。
火災防護設備	火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備を火災より防護する設備としての要求事項を満たす配置及び系統について説明するため添付する。
	耐震性に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	○	○	地震による損傷の防止の基準変更箇所の適合性を説明するため添付する。
	強度に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備を火災より防護する設備としての材料・構造に関する適合性を説明するため添付する。
	構造図	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備を火災より防護する設備としての要求事項を満たす構造であることを説明するため添付する。
	安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書（パネ式のものに限る。）	×	×	対象となる安全弁がないため添付しない。

工事計画の補正における添付書類の添付要否の考え方について（6／6）

施設区分	添付書類名称	今回の添付の有無		添付書類の添付の考え方
		DB	SA	
浸水防護施設	浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備を浸水より防護する設備としての要求事項を満たす配置及び系統について説明するため添付する。
	耐震性に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	○	○	地震による損傷の防止の基準変更箇所の適合性を説明するため添付する。
	強度に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備を浸水より防護する設備としての要求事項を満たす構造・強度を有していることを説明するため添付する。
	構造図	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備を浸水より防護する設備としての要求事項を満たす構造であることを説明するため添付する。
補機駆動用燃料設備	補機駆動用燃料設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	×	○	重大事故等対処設備としての要求事項を満たす配置及び系統について説明するため添付する。
	耐震性に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	×	○	地震による損傷の防止の基準変更箇所及び重大事故等対処設備としての適合性を説明するため添付する。
	強度に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	×	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての材料・構造に関する適合性を説明するため添付する。
	構造図	×	○	重大事故等対処設備としての要求事項を満たす構造であることを説明するため添付する。
非常用取水設備	非常用取水設備の配置を明示した図面	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての要求事項を満たす配置及び系統について説明するため添付する。
	耐震性に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	○	○	地震による損傷の防止の基準変更箇所及び重大事故等対処設備としての適合性を説明するため添付する。
	強度に関する説明書※（別添）	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての材料・構造に関する適合性を説明するため添付する。
	構造図	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての要求事項を満たす構造であることを説明するため添付する。
敷地内土木構造物	斜面安定性に関する説明書（地震による斜面の崩壊の防止措置を実施する場合のものに限る。）	×	○	重大事故等時におけるアクセスルートの健全性を説明するために添付する。
緊急時対策所	緊急時対策所の設置場所を明示した図面及び機能に関する説明書	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備における緊急時対策所の機能に対する適合性を説明するため添付する。
	耐震性に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	○	○	地震による損傷の防止の基準変更箇所及び重大事故等対処設備としての適合性を説明するため添付する。
	緊急時対策所の居住性に関する説明書	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等時における緊急時対策所の居住性に対する適合性を説明するため添付する。

※：実用炉規則別表第二に要求のない添付書類

設備別記載事項の設定根拠に関する説明書の作成要領

1. 概要

本資料は、工事計画認可申請書に添付書類として要求される「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書」（以下「設定根拠説明書」という。）の作成に当たっての作成要領を示す。

2. 設定根拠説明書の位置付け

工事計画認可申請を行うにあたり、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下「実用炉規則」という。）別表第二の上欄に掲げる種類に応じて、同表の下欄に掲げられる書類を添付する必要があるが、そのうち発電用原子炉施設に共通の添付書類として「設定根拠説明書」がある。

この設定根拠説明書の記載内容は、別表第二の中欄に記載される設備別記載事項のうち以下に示す別表第二の下欄の項目について、要目表に記載する機器等が通常運転時、設計基準事故時、重大事故等時等に機能を要求される状況で所要の機能を発揮するための設計条件の設定根拠に関して記載し、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）への適合性を説明する書類としている。

容量又は注入速度，最高使用圧力，最高使用温度，個数，再結合効率，加熱面積，伝熱面積，揚程又は吐出圧力，原動機の出力，外径，閉止時間，漏えい率，制限流量，落下速度，駆動速度及び挿入時間，効率，吹出圧力，慣性定数，回転速度半減時間，慣性モーメント，設定破裂圧力並びに設計温度

また、基本設計方針にのみ記載する機器等についても、当該機器等の主たる機能に係る仕様（容量，最高使用圧力，最高使用温度，個数等）について、「3. 工事計画認可申請における基本設計方針の作成要領（別紙 4）」の「基本設計方針に記載すべき機器仕様及び設定根拠に関する説明書作成対象設備 選定フロー」に従い抽出し、設定根拠説明書の別添 1 で「技術基準要求機器リスト」を作成する。選定された設備について、設定根拠書を作成する設備は、別添 2 に「設定根拠説明書（別添）」として仕様設定根拠を記載する。

3. 設定根拠説明書の構成

設定根拠説明書は、別表第二で規定される施設区分ごとに作成し、その施設区分ごとに各設備をまとめて作成するものとし、構成は下記とする。

- (1) 表紙
- (2) 目次

(3) 各設定値に対するその根拠についての説明

4. 設定根拠説明書の作成方針

設定根拠説明書の作成にあたり設備共通部分の作成方針を以下に示す。設定根拠説明書は要目表の記載に併せて、1設備につき「一つ」とする。

なお、個別設備の作成方針は「7. 設定根拠説明の対象項目と作成方針」にて記載する。

4.1 記載順序

各設定根拠説明書の記載の順序は、実用炉規則別表第二中欄の記載順序に準拠し、以下の順とする。

- (1) 装置類（以下の設備に属さない設備）
- (2) 熱交換器
- (3) ポンプ
- (4) 容器（ガスボンベを含む）
- (5) 貯蔵槽
- (6) ろ過装置
- (7) 安全弁及び逃がし弁
- (8) 主要弁
- (9) 主配管
- (10) 再結合装置並びに電熱器
- (11) 送風機
- (12) 排風機
- (13) フィルタ

4.2 技術基準規則第五条又は第十二条の変更のみで申請対象となる設備

(1) 技術基準規則第五条変更に伴う申請対象設備

既存の設備であり、技術基準規則第五条変更に伴う申請対象設備として、新たな耐震Sクラス設備、共振のおそれのある耐震Bクラス設備の記載の適正化として、要目表を作成する設備については、設定根拠説明書を作成しない。

(2) 技術基準規則第十二条変更に伴う申請対象設備

既設設備であり、技術基準規則第十二条変更に伴う申請対象設備として、溢水防護上の配慮が必要な高さの記載の適正化として、要目表を作成する設備については設定根拠説明書を作成しない。

4.3 設計基準対象施設と重大事故等対処設備を兼用する場合

複数の設備(系統)区分の機能を持つ設備で、設計基準対象施設と重大事故等対処設備の両方の機能を持つものは、要目表の記載に併せて、設計基準対象施設の設備(系統)区分にて設定根拠説明書を作成する。記載に当たっては、設備(系統)区分ごとに内容を記載する。

(記載例①参照)

4.4 重大事故等対処設備として複数の設備(系統)区分で兼用する場合

重大事故等対処設備の機能のみを持つ設備で、複数の設備(系統)区分の機能を持つものは、要目表の記載に併せて、一つの設備(系統)区分にて設定根拠説明書を作成する。記載に当たっては、設備(系統)区分ごとに内容を記載する。

(記載例②参照)

4.5 概要説明

各設備の設定根拠説明書の冒頭で、概要説明として以下の内容を記載する。

(1) 設計基準対象施設

設計基準対象施設として以下の内容を記載する。既工事計画書において、既に設定根拠説明書を作成している設備については、その設定根拠説明書と呼込む。

(記載例③参照)

なお、記載については最新プラントの記載内容を基本とし、島根原子力発電所2号機のプラント設計に合わせた設計方針を記載する。

- a. 設計基準対象施設として、各設備について要求される機能(設備仕様を設定する際の条件等)を記載する。

(記載例④参照)

(2) 重大事故等対処設備

- a. 原則、各設備に要求されている技術基準規則の各条文の要求事項を記載する。

(記載例⑤参照)

各設備に要求されている条文は、設置変更許可申請書の「重大事故等対処設備の設備分類等」にて分類している実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(設置許可基準規則)の各条文に対応する技術基準規則の条文とする。

- b. 上記要求事項に対して、要求される機能を満足する上で、必要な系統構成等を記

載する。

(記載例⑥参照)

系統構成等を記載するに当たっては、原則、基本設計方針に記載する機能喪失を想定する設備、使用する設備、系統構成等を記載する。複数の条文に対して、系統構成等が同じである場合は、まとめて記載するが、記載項目が多岐に亘る場合には、箇条書きで記載する。

(3) 配管

配管については設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の系統概略を記載する。

(記載例⑦参照)

(4) 重大事故等時に流路として使用する設備

重大事故等時に設計基準対象施設の一部を流路として使用する設備については設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の系統概略を記載する。

5. 設定根拠説明書内で記載する「同様の使用方法」の定義

設計基準対象施設として使用する設備を重大事故等時においても使用する場合の設定根拠説明書内に記載する「設計基準対象施設と同様の使用方法」とは、各設備の記載内容（容量、圧力、温度等）のうち、設計基準対象施設として使用する場合の設計条件と変わらない場合^(注)に使用する。

ただし、対象配管の上流に当該設備の設定の根拠となる設備（冷却器、ポンプ等）がある場合には、その設備の重大事故等時における使用圧力、使用温度を基に配管の重大事故等時の根拠を記載する。

(注) 重大事故等時の条件が設計基準対象施設の設定段階にて基とした条件(系統構成、流体の種類等)と同じ。

(記載例⑧参照)

6. 重大事故等時に使用する場合の圧力及び温度について

重大事故等対処設備については、重大事故等時において使用する場合の圧力及び温度に関して記載することから、施設区分の冒頭の設定根拠の最高使用圧力及び最高使用温度の項目にて注記を付記し、重大事故等時において使用する場合の圧力及び温度であることを記載した上で、以降省略する旨を記載する。

7. 設定根拠説明の対象項目と作成方針

7.1 共通設備の作成方針

(記載例⑨ 参照)

設備	項目	単位	作成方針
熱交換器	容量	kW/個	<ul style="list-style-type: none"> 容量（交換熱量）を設定した条件とそのときの必要容量を記載する。 複数の設備（系統）区分を有する場合は、その設定根拠を記載する。 新設設備について、複数の容量の合計にて容量が設定されている場合は、容量の内訳を記載する。 既工事計画書対象の既設設備については、工事計画書本文に記載している容量にて技術基準規則に適合していることを使用前検査にて確認していることから、設計段階にて評価した容量の内訳は記載しない。その場合、施設時と系統構成を含めて変わらないことを記載する。 公称値の設定根拠についても記載する。
	伝熱面積	m ²	<ul style="list-style-type: none"> 容量（交換熱量）を満たすのに必要な伝熱面積の算出方法の概要及び算出結果を記載する。 公称値の設定根拠についても記載する。
	最高使用圧力（管側）	MPa	<ul style="list-style-type: none"> 最高使用圧力を設定した条件を示し、そのときの圧力を示した上で、最高使用圧力の設定根拠を記載する。なお、他の機器の最高使用圧力に準じる場合は、上流側の機器を基本とし、下流側の機器を呼込む場合は、下流側機器を根拠とする理由を記載するとともに、互いに呼込まないように留意する。また、複数の系統構成がある場合は、その旨を記載し、どの系統を根拠としているか記載する。 設計基準対象施設の最高使用圧力と重大事故等時の使用圧力が異なる場合は、それぞれ記載する。

設備	項目	単位	作成方針
熱交換器	最高使用圧力 (胴側)	MPa	<ul style="list-style-type: none"> ・最高使用圧力を設定した条件を示し、そのときの圧力を示した上で、最高使用圧力の設定根拠を記載する。なお、他の機器の最高使用圧力に準じる場合は、上流側の機器を基本とし、下流側の機器を呼込む場合は、下流側機器を根拠とする理由を記載するとともに、互いに呼込まないよう留意する。また、複数の系統構成がある場合は、その旨を記載し、どの系統を根拠としているか記載する。 ・設計基準対象施設の最高使用圧力と重大事故等時の使用圧力が異なる場合は、それぞれ記載する。
	最高使用温度 (管側)	℃	<ul style="list-style-type: none"> ・最高使用温度を設定した条件を示し、そのときの温度を示した上で、最高使用温度の設定根拠を記載する。なお、他の機器の最高使用温度に準じる場合は、上流側の機器を基本とし、下流側の機器を呼込む場合は、下流側機器を根拠とする理由を記載するとともに、互いに呼込まないよう留意する。また、複数の系統構成がある場合は、その旨を記載し、どの系統を根拠としているか記載する。 ・設計基準対象施設の最高使用温度と重大事故等時の使用温度が異なる場合は、それぞれ記載する。
	最高使用温度 (胴側)	℃	<ul style="list-style-type: none"> ・最高使用温度を設定した条件を示し、そのときの温度を示した上で、最高使用温度の設定根拠を記載する。なお、他の機器の最高使用温度に準じる場合は、上流側の機器を基本とし、下流側の機器を呼込む場合は、下流側機器を根拠とする理由を記載するとともに、互いに呼込まないよう留意する。また、複数の系統構成がある場合は、その旨を記載し、どの系統を根拠としているか記載する。

設備	項目	単位	作成方針
熱交換器	最高使用温度 (胴側)	℃	(前項の続き) <ul style="list-style-type: none"> 設計基準対象施設の最高使用温度と重大事故等時の使用温度が異なる場合は、それぞれ記載する。
	個数	—	<ul style="list-style-type: none"> 常設設備については設置個数を、可搬型設備については保有数を記載する。 設計基準対象施設と重大事故等対処設備を兼用している設備については、それぞれの個数の根拠を記載する。

設備	項目	単位	作成方針
ポンプ	容量	m ³ /h/個	<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプ容量を設定した条件とそのときの必要容量を記載する。 ・複数の設備（系統）区分を有する場合は、その設定根拠を記載する。 ・公称値の設定根拠についても記載する。 ・新設設備について、複数の容量の合計にて容量が設定されている場合は、容量の内訳を記載する。 ・既工事計画書対象の既設設備については、工事計画書本文に記載している容量にて技術基準規則に適合していることを使用前検査にて確認していることから、設計段階にて評価した容量の内訳は記載しない。その場合、施設時と系統構成を含めて変わらないことを記載する。 ・重大事故シーケンスにおいて、解析条件として使用されている設備については、主要なシーケンスを記載し、有効性評価解析にてその容量の有効性が確認されている旨を記載する。
	揚程 又は 吐出圧力	m, MPa	<ul style="list-style-type: none"> ・新設設備について、揚程の内訳である、水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管圧損（ホース、弁圧損を含む）について記載する。 ・既工事計画書対象の既設設備については、工事計画書本文に記載している揚程にて技術基準規則に適合していることを使用前検査にて確認していることから、設計段階にて評価した揚程の内訳は記載しない。その場合、施設時と系統構成を含めて変わらないことを記載する。なお、新たに工事計画書対象となる既設設備については、新設設備と同様に揚程の内訳を記載する。 ・公称値の設定根拠についても記載する。
	原動機出力	kW/個	<ul style="list-style-type: none"> ・原動機出力の設定根拠を記載する。なお、新設設備及び、新たに工事計画書対象となる既設設備については、原則、ポンプの最大流量又は定格流量における必要軸動力の計算過程を示す。

設備	項目	単位	作成方針
ポンプ	最高使用圧力	MPa	<ul style="list-style-type: none"> ・ 最高使用圧力を設定した条件を示し、そのときの圧力を示した上で、最高使用圧力の設定根拠を記載する。なお、他の機器の最高使用圧力に準じる場合は、上流側の機器を基本とし、下流側の機器を呼込む場合は、下流側機器を根拠とする理由を記載するとともに、互いに呼込まないよう留意する。また、複数の系統構成がある場合は、その旨を記載し、どの系統を根拠としているか記載する。 ・ 設計基準対象施設の最高使用圧力と重大事故等時の使用圧力が異なる場合は、それぞれ記載する。
	最高使用温度	℃	<ul style="list-style-type: none"> ・ 最高使用温度を設定した条件を示し、そのときの温度を示した上で、最高使用温度の設定根拠を記載する。なお、他の機器の最高使用温度に準じる場合は、上流側の機器を基本とし、下流側の機器を呼込む場合は、下流側機器を根拠とする理由を記載するとともに、互いに呼込まないよう留意する。また、複数の系統構成がある場合は、その旨を記載し、どの系統を根拠としているか記載する。 ・ 設計基準対象施設の最高使用温度と重大事故等時の使用温度が異なる場合は、それぞれ記載する。
	個数	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ 常設設備については設置個数を、可搬型設備については保有数を記載する。 ・ 設計基準対象施設と重大事故等対処設備を兼用している設備については、それぞれの個数の根拠を記載する。 ・ 原動機の個数について、ポンプと電動機が一体の場合には、「〇〇ポンプ（電動機含む）は、…」と明記する。なお、ポンプと電動機が一体でない場合は個別に個数を記載する。

設備	項目	単位	作成方針
容器	容量	m ³ /個 ℓ/個 ℓ	<ul style="list-style-type: none"> ・容量を設定した根拠とその必要容量を記載する。 ・複数の設備（系統）区分を有する場合は、その設定根拠を記載する。 ・公称値の設定根拠についても記載する。 ・新設について、複数の容量の合計にて容量が設定されている場合は、容量の内訳を記載する。 ・既設設備について、工事計画書本文に記載している容量にて技術基準規則に適合していることを使用前検査にて確認していることから、設計段階にて評価した容量の内訳は記載しない。 ・重大事故シーケンスにおいて、解析条件として使用されている設備については、主要なシーケンスを記載し、有効性評価解析にてその容量の有効性が確認されている旨を記載する。
	最高使用圧力	MPa	<ul style="list-style-type: none"> ・最高使用圧力を設定した条件を示し、そのときの圧力を示した上で、最高使用圧力の設定根拠を記載する。なお、他の機器の最高使用圧力に準じる場合は、上流側の機器を基本とし、下流側の機器を呼込む場合は、下流側機器を根拠とする理由を記載するとともに、互いに呼込まないよう留意する。また、複数の系統構成がある場合は、その旨を記載し、どの系統を根拠としているか記載する。 ・設計基準対象施設の最高使用圧力と重大事故等時の使用圧力が異なる場合は、それぞれ記載する。

設備	項目	単位	作成方針
容器	最高使用温度	℃	<ul style="list-style-type: none"> • 最高使用温度を設定した条件を示し、そのときの温度を示した上で、最高使用温度の設定根拠を記載する。なお、他の機器の最高使用温度に準じる場合は、上流側の機器を基本とし、下流側の機器を呼込む場合は、下流側機器を根拠とする理由を記載するとともに、互いに呼込まないよう留意する。また、複数の系統構成がある場合は、その旨を記載し、どの系統を根拠としているか記載する。 • 設計基準対象施設の最高使用温度と重大事故等時の使用温度が異なる場合は、それぞれ記載する。
	個数	—	<ul style="list-style-type: none"> • 常設設備については設置個数を、可搬型設備については保有数を記載する。 • 設計基準対象施設と重大事故等対処設備を兼用している設備については、それぞれの個数の根拠を記載する。

設備	項目	単位	作成方針
貯蔵槽	容量	m ³ /個	<ul style="list-style-type: none"> 容量を設定した根拠とその必要容量を記載する。 公称値の設定根拠についても記載する。
	最高使用圧力	MPa	<ul style="list-style-type: none"> 最高使用圧力を設定した条件を示し、そのときの圧力を示した上で、最高使用圧力の設定根拠を記載する。なお、他の機器の最高使用圧力に準じる場合は、上流側の機器を基本とし、下流側の機器を呼込む場合は、下流側機器を根拠とする理由を記載するとともに、互いに呼込まないよう留意する。また、複数の系統構成がある場合は、その旨を記載し、どの系統を根拠としているか記載する。 設計基準対象施設の最高使用圧力と重大事故等時の使用圧力が異なる場合は、それぞれ記載する。
	最高使用温度	℃	<ul style="list-style-type: none"> 最高使用温度を設定した条件を示し、そのときの温度を示した上で、最高使用温度の設定根拠を記載する。なお、他の機器の最高使用温度に準じる場合は、上流側の機器を基本とし、下流側の機器を呼込む場合は、下流側機器を根拠とする理由を記載するとともに、互いに呼込まないよう留意する。また、複数の系統構成がある場合は、その旨を記載し、どの系統を根拠としているか記載する。 設計基準事故対象施設の最高使用温度と重大事故等時の使用温度が異なる場合は、それぞれ記載する。
	個数	—	<ul style="list-style-type: none"> 常設設備については設置個数を、可搬型設備については保有数を記載する。 設計基準対象施設と重大事故等対処設備を兼用している設備については、それぞれの個数の根拠を記載する。

設備	項目	単位	作成方針
ろ過装置	容量	m ³ /個	<ul style="list-style-type: none"> 容量を設定した根拠とその必要容量を記載する。 複数の容量の合計にて容量が設定されている場合は、容量の内訳を記載する。 公称値の設定根拠についても記載する。
	最高使用圧力	MPa	<ul style="list-style-type: none"> 最高使用圧力を設定した条件を示し、そのときの圧力を示した上で、最高使用圧力の設定根拠を記載する。なお、他の機器の最高使用圧力に準じる場合は、上流側の機器を基本とし、下流側の機器を呼込む場合は、下流側機器を根拠とする理由を記載するとともに、互いに呼込まないよう留意する。また、複数の系統構成がある場合は、その旨を記載し、どの系統を根拠としているか記載する。 設計基準対象施設の最高使用圧力と重大事故等時の使用圧力が異なる場合は、それぞれ記載する。
	最高使用温度	℃	<ul style="list-style-type: none"> 最高使用温度を設定した条件を示し、そのときの温度を示した上で、最高使用温度の設定根拠を記載する。なお、他の機器の最高使用温度に準じる場合は、上流側の機器を基本とし、下流側の機器を呼込む場合は、下流側機器を根拠とする理由を記載するとともに、互いに呼込まないよう留意する。また、複数の系統構成がある場合は、その旨を記載し、どの系統を根拠としているか記載する。 設計基準事故対象施設の最高使用温度と重大事故等時の使用温度が異なる場合は、それぞれ記載する。
	個数	—	<ul style="list-style-type: none"> 常設設備については設置個数を、可搬型設備については保有数を記載する。 設計基準対象施設と重大事故等対処設備を兼用している設備については、それぞれの個数の根拠を記載する。

設備	項目	単位	作成方針
安全弁 逃がし弁	吹出圧力	MPa	<ul style="list-style-type: none"> 吹出圧力の設定根拠について記載する。なお、上・下流設備、配管の最高使用圧力に準じている場合はその旨を記載し、互いに呼込まないよう留意する。
	個数	—	<ul style="list-style-type: none"> 常設設備については設置個数を、可搬型設備については保有数を記載する。 設計基準対象施設と重大事故等対処設備を兼用している設備については、それぞれの個数の根拠を記載する。

設備	項目	単位	作成方針
主要弁	最高使用圧力	MPa	<ul style="list-style-type: none"> ・ 最高使用圧力を設定した条件を示し、そのときの圧力を示した上で、最高使用圧力の設定根拠を記載する。なお、他の機器の最高使用圧力に準じる場合は、上流側の機器を基本とし、下流側の機器を呼込む場合は、下流側機器を根拠とする理由を記載するとともに、互いに呼込まないよう留意する。また、複数の系統構成がある場合は、その旨を記載し、どの系統を根拠としているか記載する。 ・ 設計基準事故対象施設の最高使用圧力と重大事故等時の使用圧力が異なる場合は、それぞれ記載する。
	最高使用温度	℃	<ul style="list-style-type: none"> ・ 最高使用温度を設定した条件を示し、そのときの温度を示した上で、最高使用温度の設定根拠を記載する。なお、他の機器の最高使用温度に準じる場合は、上流側の機器を基本とし、下流側の機器を呼込む場合は、下流側機器を根拠とする理由を記載するとともに、互いに呼込まないよう留意する。また、複数の系統構成がある場合は、その旨を記載し、どの系統を根拠としているか記載する。 ・ 設計基準事故対象施設の最高使用温度と重大事故等時の使用温度が異なる場合は、それぞれ記載する。
	個数	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ 常設設備については設置個数を、可搬型設備については保有数を記載する。 ・ 設計基準対象施設と重大事故等対処設備を兼用している設備については、それぞれの個数の根拠を記載する。

設備	項目	単位	作成方針
主配管	最高使用圧力	MPa	<ul style="list-style-type: none"> ・ 最高使用圧力を設定した条件を示し、そのときの圧力を示した上で、最高使用圧力の設定根拠を記載する。なお、他の機器の最高使用圧力に準じる場合は、上流側の機器を基本とし、下流側の機器を呼込む場合は、下流側機器を根拠とする理由を記載するとともに、互いに呼込まないよう留意する。また、複数の系統構成がある場合は、その旨を記載し、どの系統を根拠としているか記載する。 ・ 設計基準対象施設の最高使用圧力と重大事故等時の使用圧力が異なる場合は、それぞれ記載する。 ・ 複数の最高使用圧力を設定する配管のうち、それぞれの設定根拠に明確な差異がない場合は、前段で複数設定する根拠を記載する。
	最高使用温度	℃	<ul style="list-style-type: none"> ・ 最高使用温度を設定した条件を示し、そのときの温度を示した上で、最高使用温度の設定根拠を記載する。なお、他の機器の最高使用温度に準じる場合は、上流側の機器を基本とし、下流側の機器を呼込む場合は、下流側機器を根拠とする理由を記載するとともに、互いに呼込まないよう留意する。また、複数の系統構成がある場合は、その旨を記載し、どの系統を根拠としているか記載する。 ・ 設計基準事故対象施設の最高使用温度と重大事故等時の使用温度が異なる場合は、それぞれ記載する。 ・ 複数の最高使用温度を設定する配管のうち、それぞれの設定根拠に明確な差異がない場合は、前段で複数設定する根拠を記載する。

設備	項目	単位	作成方針
主配管	外径	mm	<ul style="list-style-type: none"> • 重大事故等対処設備として新たに設置した配管については、当該配管における流量を示し、その流量と配管外径及び標準流速における流量の関係の表から最小配管呼び径が選定され、当該配管の外径が最小配管呼び径以上であることを記載する。 • 設計基準対象施設を重大事故等対処設備として使用する配管であって、設計基準対象施設として使用する場合と流量が変わらない又は設計基準対象施設と同様の使用方法である旨を記載する。なお、標準流速を超えて使用する場合には問題ない旨を記載する。 • ホース類は、重大事故等時の可搬性、接続性等を考慮して選定していることを記載する。 • 差込み継手の内径は、標準流速を基に径を選定しない為、原則とし記載しない。
	個数	—	<ul style="list-style-type: none"> • 可搬型設備の保有数を記載する。

設備	項目	単位	作成方針
送（排）風機	容量	m ³ /min	<ul style="list-style-type: none"> 送（排）風機容量を設定した条件とそのときの必要容量を記載する。 公称値の設定根拠についても記載する。
	原動機出力	kW/個	<ul style="list-style-type: none"> 原動機出力の設定根拠を記載する。 <p>なお、新設設備及び新たに工事計画書対象となる既設設備については、原則、送（排）風機の最大風量又は定格風量における必要軸動力の計算過程を示す。</p>
	個数	—	<ul style="list-style-type: none"> 常設設備については設置個数を、可搬型設備については保有数を記載する。 設計基準対象施設と重大事故等対処設備を兼用している設備については、それぞれの個数の根拠を記載する。 原動機の個数について、送（排）風機と電動機が一体の場合には、「〇〇送（排）風機（電動機含む）は、…」と明記する。なお、送（排）風機と電動機が一体でない場合は個別に個数を記載する。
フィルタ	効率	%	<ul style="list-style-type: none"> 効率の設定根拠を記載する。
	個数	—	<ul style="list-style-type: none"> 常設設備については設置個数を、可搬型設備については保有数を記載する。 設計基準対象施設と重大事故等対処設備を兼用している設備については、それぞれの個数の根拠を記載する。

7.2 重大事故等時に流路として使用する設備

- (1) 重大事故等時に設計基準対象施設の一部を流路として使用する設備については、重大事故等時の流路として設定根拠説明書を作成する。作成に当たっては、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を使用せず、流路としてのみ使用することから、設定根拠の説明としては、流路としての機能に係る項目（最高使用圧力、最高使用温度、個数）の設定根拠のみを記載する。なお、その他の項目については「—」とする。

8. 記載例

設備別記載事項の設定根拠に関する説明書の記載例を以下に示す。

【設計基準対象施設と重大事故等対処設備を兼用する場合】

3. ほう酸水注入設備

3.1 ほう酸水注入系

名 称	ほう酸水注入ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上(9.72)
吐 出 圧 力	MPa	□以上(11.04)
最 高 使 用 圧 力	MPa	吸込側 0.93/吐出側 11.8
最 高 使 用 温 度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	□
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概 要)

・設計基準対象施設

ほう酸水注入ポンプは、設計基準対象施設として運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を未臨界に移行するために設置する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に、計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水注入ポンプは、以下の機能を有する。

ほう酸水注入ポンプは、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために設置する。

系統構成は、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプにより原子炉圧力容器に十分なほう酸水を注入し、原子炉を未臨界に移行できる設計とする。

重大事故等時に、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水注入ポンプは、以下の機能を有する。

ほう酸水注入ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、ほう酸水貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入ポンプによりほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することで、原子炉を冷却し、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。

〔記載例①〕

設計基準対象施設と重大事故等対処設備を兼用する場合

設計基準対象施設として、各機器・設備について要求される機能について記載する。

〔記載例②〕

設計基準対象施設と重大事故等対処設備を兼用する場合

重大事故等対処設備として、各機器・設備について要求される機能について記載する。

【重大事故等対処設備として複数の設備（系統）区分で兼用する場合】

5.5 低圧原子炉代替注水系

名 称		低圧原子炉代替注水ポンプ
容 量	m ³ /h/個	□以上(230)
揚 程	m	□以上(190)
最高使用圧力	MPa	吸込側 静水頭 / 吐出側 3.92
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	□
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概 要)

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として炉心注水時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準対象施設が有する原子炉の冷却機能が損失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、運転中の重大事故等時において、残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイポンプの故障等により原子炉を冷却する機能が喪失した場合に低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系を介して原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合には、同様の運転にて熔融炉心の原子炉容器下部への落下を遅延・防止することで原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水ポンプは、設計基準対象施設が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、低圧原子炉代替注水系及び残留熱除去系を介してドライウェルスプレイ管より原子炉格納容器内にスプレイし、格納容器スプレイ水がドライウェル床面 から制御棒駆動機構搬出入口等を通じてペDESTAL内へ流入することで、熔融炉心が落下するまでにペDESTALに十分な水量を蓄水することにより原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

〔記載例②〕

重大事故等対処設備として複数の設備（系統）区分で兼用する場合

低圧原子炉代替注水系ポンプを「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として使用する場合の概要を記載する。

〔記載例②〕

重大事故等対処設備として複数の設備（系統）区分で兼用する場合

低圧原子炉代替注水系ポンプを「圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備」として使用する場合の概要を記載する。

【原子炉格納容器の記載例】

名	称	原子炉格納容器
最高使用圧力	MPa	0.427(0.853)(内圧)/0.014(外圧)
最高使用温度	℃	171(200)(ドライウエル) 104(200)(サブプレッションチェンバ)
設計漏えい率	%/d	0.5以下(常温, 空気又は窒素, 最高使用圧力の0.9倍に等しい圧力において)
個数	—	1
<p>【設定根拠】 (概要)</p> <p>原子炉格納容器は原子炉冷却材圧力バウンダリの破断事故時すなわち原子炉冷却材喪失時に原子炉から放出される放射性物質の発電所外への拡散を抑制するために設けられている。</p> <p>重大事故等対処設備としては, 重大事故等時における圧力, 温度にて原子炉冷却材喪失時の圧力障壁及び放射性物質の拡散に対する最終障壁として使用する。</p> <p>設計基準事故対処設備としての原子炉格納容器の最高使用圧力, 最高使用温度及び設計漏えい率の設定根拠については昭和59年9月17日付け59資庁第8283号にて認可された工事計画の添付書類「IV-1-4 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書(原子炉格納容器的设计条件に関する説明書)」(以下, 既工認と称する。)による。</p> <p>1. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p><u>0.427MPa(内圧)</u></p> <p>原子炉格納容器の最高使用圧力(内圧)は, 原子炉冷却材喪失時の最高圧力を上回るように設定する。既工認の「4.2 圧力及び温度に関する設計条件」に記載のとおり, 原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器の過渡解析の結果, ドライウエルの最高圧力が0.327MPaとなることから, これに余裕をみて0.427MPaとする。</p> <p><u>0.853MPa(内圧)</u></p> <p>原子炉格納容器を重大事故等時において使用する場合の圧力は, 重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)の圧力が最大となる重要事故シーケンスである「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失(残留熱代替除去系を使用しない場合)」の最大圧力が約0.722MPaとなることから, これを上回る圧力である0.853MPaとする。</p> <p><u>0.014MPa(外圧)</u></p> <p>既工認の「4.2 圧力及び温度に関する設計条件」に記載のとおり, 原子炉格納容器は外面に過大な外圧が作用しないように真空破壊装置を設けており, 外面に受ける最高の圧力は0.014MPaとする。</p>		

〔記載例③〕

設計基準対象施設の概要説明

既工事計画書において, 既に設定根拠説明書を作成している設備については, その設定根拠説明書と呼込む。

【ポンプの記載例（1／6）】

名 称	ほう酸水注入ポンプ	
容 量	m ³ /h/個	□以上(9.72)
吐 出 圧 力	MPa	□以上(11.04)
最高使用圧力	MPa	吸込側 0.93/吐出側 11.8
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	□
個 数	—	2

【設 定 根 拠】

(概 要)

・設計基準対象施設

ほう酸水注入ポンプは、設計基準対象施設として運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を未臨界に移行するために設置する。

〔記載例④〕

設計基準対象施設の概要説明

設計基準対象施設として要求される機能（設備仕様を設定する際の条件等）を記載する。

・重大事故等対処設備

重大事故等時に、計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水注入ポンプは、以下の機能を有する。

〔記載例⑤〕

ほう酸水注入ポンプに要求される技術基準規則第 59 条（設置許可基準規則第四十四条）の要求事項

ほう酸水注入ポンプは、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために設置する。

〔記載例⑥〕

技術基準規則第 59 条（設置許可基準規則第四十四条）にて要求される機能を満足する上で、必要な系統構成等記載内容については、基本設計方針に記載している機器喪失を想定する設備、使用する設備、系統構成等を引用する。

系統構成は、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプにより原子炉圧力容器に十分なほう酸水を注入し、原子炉を未臨界に移行できる設計とする。

重大事故等時に、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水注入ポンプは、以下の機能を有する。

〔記載例⑤〕

ほう酸水注入ポンプに要求される技術基準規則第 60 条（設置許可基準規則第四十四条）の要求事項

ほう酸水注入ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。

〔記載例⑥〕

技術基準規則第 60 条（設置許可基準規則第四十五条）にて要求される機能を満足する上で、必要な系統構成等記載内容については、基本設計方針に記載している機器喪失を想定する設備、使用する設備、系統構成等を引用する。

系統構成は、ほう酸水貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入ポンプによりほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することで、原子炉を冷却し、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。

【ポンプの記載例（2／6）】

【設定根拠】（続き）

重大事故等時に、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水注入ポンプは、以下の機能を有する。

ほう酸水注入ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、ペDESTAL内へ落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合においてほう酸水貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入ポンプによりほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注入することで、溶融炉心のペDESTAL内への落下を遅延・防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの容量は、ほう酸水注入系貯蔵タンク有効容積 $\square \text{ m}^3$ *1 全てを $\square \text{ min}$ *2 以内で注入する必要があることから、 $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ *3 を上回るものとし、 $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

ほう酸水注入ポンプを重大事故等時ににおいて使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、 $\square \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上とする。

なお、同容量において十分な反応度制御能力を有することを重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）にて確認している。

公称値については、 \square $9.72 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ とする。

注記 *1：ほう酸水貯蔵タンクの有効容積は、ほう酸水の必要貯蔵量 $\square \text{ m}^3$ を上回る 20 m^3 とする。

*2：ほう酸水の注入時間について

ほう酸水の注入時間は、炉水中のボロン濃度変化限度を基に設定する。

ボロン濃度変化限度は、最低反応度印加速度 $0.001 \Delta \text{ k}/\text{min}$ を上回るボロン注入速度として $8 \text{ ppm}/\text{min}$ 以上とする。

実効造倍率 \square 以下にするために必要なボロン濃度は、平成 12 年 3 月 10 日付平成 12・02・15 資 第 5 号にて認可された工事計画の IV-3-2 「制御能力についての計算書」より、 $\square \text{ ppm}$ に不完全混合に対する余裕をとった $\square \text{ ppm}$ とする。

以上より、許容注入時間は以下のとおりとなる。

〔記載例⑤〕
ほう酸水注入系ポンプに要求される技術基準規則第 60 条（設置許可基準規則第五十一条）の要求事項

〔記載例⑥〕
技術基準規則第 66 条（設置許可基準規則第五十一条）にて要求される機能を満足する上で、必要な系統構成等記載内容については、基本設計方針に記載している機器喪失を想定する設備、使用する設備、系統構成等を引用する。

〔記載例⑨〕
設計基準対象施設としての容量
ポンプ容量を設定した条件とそのときの必要容量を記載する。

〔記載例⑨〕
重大事故等対処設備としての容量

〔記載例⑧〕
同様の使用方法
設計基準対象施設として使用する場合の設計条件と変わらないため「同様の使用方法」と記載する。

〔記載例⑨〕
公称値の認定根拠について記載する。

【ポンプの記載例（3／6）】

【設定根拠】（続き）

[]

上記より、ほう酸水の注入時間は、[]min以下となる。

*3：ほう酸水注入ポンプによる原子炉圧力容器への注入の必要容量は、許容注入時間の最長時間が []min、ほう酸水貯蔵タンクの有効容積が []m³であり、これに補給水系からの吸込量を加えると、以下のとおりとなる。

$$\text{ポンプ容量} = \frac{\text{ほう酸水有効容量 (l)}}{\text{注入時間 (min)}} + \text{補給水系からの吸込量}$$

[]

上記から、ほう酸水注入ポンプの容量は上記を上回るものとし、[]m³/h/個以上とする。

【ポンプの記載例（4／6）】

【設定根拠】（続き）

2. 吐出圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの吐出圧力は、下記を考慮して決定する。

原子炉圧力	7.85MPa
静水頭	-0.04MPa
原子炉底部の下部プレナムに加わる	0.22MPa
ジェットポンプ吐出圧力	
配管・弁圧力損失	0.44MPa
加速抵抗	2.35MPa
合計	10.82MPa

上記から、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力は、MPa を上回る 11.04MPa 以上とする。

ほう酸水注入ポンプを重大事故等時において使用する場合の吐出圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、MPa 以上とする。

公称値については、11.04MPa とする。

〔記載例⑨〕

設計基準対象施設としての揚程
ポンプの揚程を設定した条件とそのときの必要揚程を記載する。

〔記載例⑨〕

重大事故等対処設備としての揚程

〔記載例⑧〕

同様の使用方法

設計基準対象施設として使用する場合の設計条件と変わらないため「同様の使用方法」と記載する。

〔記載例⑨〕

公称値の認定根拠について記載する。

【ポンプの記載例（5／6）】

<p>【設定根拠】（続き）</p>	<p>〔記載例⑨〕 設計基準対象施設としての最高使用圧力 最高使用圧力を設定した条件を示し、そのときの圧力を示した上で、最高使用圧力の設定根拠を記載する。</p>
<p>3. 最高使用圧力の設定根拠</p> <p>(1) 吸込側 設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの吸込側の最高使用圧力は、主配管「ほう酸水貯蔵タンク～ほう酸水注入ポンプ」の最高使用圧力と同じ0.93MPaとする。</p>	<p>〔記載例⑨〕 重大事故等対処設備としての使用圧力 〔記載例⑧〕 同様の使用方法 設計基準対象施設として使用する場合の設計条件と変わらないため「同様の使用方法」と記載する。</p>
<p>ほう酸水注入ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、0.93MPaとする。</p>	<p>〔記載例⑨〕 設計基準対象施設としての最高使用圧力 最高使用圧力を設定した条件を示し、そのときの圧力を示した上で、最高使用圧力の設定根拠を記載する。</p>
<p>(2) 吐出側 設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの吐出側の最高使用圧力は、ほう酸水注入ポンプの吐出圧を上回る圧力とし、11.8MPaとする。</p>	<p>〔記載例⑨〕 重大事故等対処設備としての使用圧力 〔記載例⑧〕 同様の使用方法 設計基準対象施設として使用する場合の設計条件と変わらないため「同様の使用方法」と記載する。</p>
<p>ほう酸水注入ポンプを重大事故等時において使用する場合の圧力は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、11.8MPaとする。</p>	<p>〔記載例⑨〕 設計基準対象施設としての最高使用温度 上流側の機器であるほう酸水貯蔵タンクの最高使用温度に準じる。</p>
<p>4. 最高使用温度の設定根拠 設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの最高使用温度は、主配管「ほう酸水貯蔵タンク～ほう酸水注入ポンプ」の最高使用温度に合わせ、66℃とする。</p>	<p>〔記載例⑨〕 重大事故等対処設備としての使用温度 〔記載例⑧〕 同様の使用方法 設計基準対象施設として使用する場合の設計条件と変わらないため「同様の使用方法」と記載する。</p>
<p>ほう酸水注入ポンプを重大事故等時において使用する場合の温度は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、66℃とする。</p>	

【ポンプの記載例（6／6）】

【設定根拠】（続き）

5. 原動機出力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水注入ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び吐出圧力を考慮して決定する。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \times Q \times p$$

$$\eta = \frac{P_u}{P} \times 100$$

$$P = \frac{10^3 \times Q \times p}{60 \times \eta / 100}$$

（引用文献：日本産業規格 J I S B 8 3 1 1 (2002) 「往復ポンプ—試験方法」）

P : 軸動力 (kW)

P_u : 水動力 (kW)

Q : 容量 (m³/min) = 0.162

p : 吐出圧力 (MPa) = 11.0 (ピーク値)

η : ポンプ効率 (%)

$$\eta = \eta_m \times \eta_g \times \eta_v \times 10^{-4} = \square \div \square$$

η_m : ポンプ機械効率 (%) =

η_g : 減速機効率 (%) =

η_v : ポンプ容積効率 (%) =

$$P = \frac{10^3 \times 0.162 \times 11.0}{60 \times \square / 100} = \square \div \square \text{ kW}$$

上記から、ほう酸水注入ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として kW/個とする。

ほう酸水注入ポンプを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設として使用する原動機出力と変わらない。

以上より、設計基準対象施設と同仕様とし、45kW/個とする。

6. 個数の設定根拠

ほう酸水注入ポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設としてほう酸水を原子炉圧力容器に注水するために必要な個数である 1 個を、故障時及び保守点検時による待機除外時を考慮し、合計 2 個設置する。

ほう酸水注入ポンプ（原動機含む）は、設計基準対象施設として 2 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

〔記載例⑨〕

設計基準対象設備としての原動機出力
原動機出力を認定した根拠を記載する。

〔記載例⑨〕

重大事故等対処設備としての原動機出力

〔記載例⑨〕

設計基準対象施設としての個数

〔記載例⑨〕

重大事故等対処設備としての個数

【容器の記載例（1 / 3）】

名	称	ほう酸水貯蔵タンク
容	量	m ³ /個 □以上(23.2)
最	高	使用
圧	力	MPa
静	水	頭
最	高	使用
温	度	℃
6	6	
個	数	—
1		
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>・設計基準対象施設 ほう酸水貯蔵タンクは、設計基準対象施設として制御棒の挿入不能の場合に原子炉に注入するほう酸水を貯蔵するために設置する。ほう酸水の濃度は15℃において□wt%以上であり、定期的に試料採取を行うことによって確認する。</p> <p>・重大事故等対処設備 重大事故等時に、計測制御系統施設のうちほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水貯蔵タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>ほう酸水貯蔵タンクは、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために設置する。</p> <p>系統構成は、ほう酸水注入ポンプの水源となるほう酸水貯蔵タンクは重大事故等時において、原子炉圧力容器に注入するために十分な量のほう酸水を貯蔵できる設計とする。</p> <p>重大事故等時に、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水貯蔵タンクは、以下の機能を有する。</p> <p>ほう酸水貯蔵タンクは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却器機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために設置する。</p> <p>系統構成は、ほう酸水貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入ポンプによりほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することで、原子炉を冷却し、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。</p>		

〔記載例④〕
設計基準対象施設としての概要説明
設計基準対象施設として要求される機能（設備使用を認定する際の条件等）を記載する。

〔記載例⑤〕
ほう酸水注入ポンプに要求される技術基準規則第59条（設置許可基準規則第四十四条）の要求事項

〔記載例⑥〕
技術基準規則第59条（設置許可基準規則第四十四条）にて要求される機能を満足する上で、必要な系統構成等記載内容については、基本設計方針に記載している機器喪失を想定する設備、使用する設備、系統構成等を引用する。

【容器の記載例（2／3）】

【設定根拠】（続き）

重大事故等時に、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）として使用するほう酸水貯蔵タンクは、以下の機能を有する。

ほう酸水貯蔵タンクは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、ペDESTAL内に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は、炉心の著しい損傷が発生した場合においてほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプによりほう酸水注入系等を介してほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注入することで、熔融炉心のペDESTAL内への落下を遅延・防止できる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水貯蔵タンクの容量は、ほう酸水の必要貯蔵量 \square m³*を上回る容量として、タンク内有効容積 \square m³ とタンク内無効容積 \square m³ を考慮し、 \square m³ とする。

ほう酸水貯蔵タンクを重大事故等時ににおいて使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、 \square m³ 以上とする。

公称値については要求される容量である \square m³ 以上を上回る 23.2m³ とする。

注記*：ほう酸水の貯蔵量について

ほう酸水の貯蔵量は、ほう酸水を注入して原子炉を低温停止に至らせ、その状態に余裕を持って維持するのに必要な原子炉冷却材中のボロン濃度を考慮する。

必要ボロン濃度は、平成 16 年 11 月 9 日付平成 16・08・05 原第 32 号にて認可された工事計画の IV-2「制御能力についての計算書」より、実効増倍率 \square 以下にするのに必要なボロン濃度 \square ppm に不完全混合に対する余裕をとった 1070ppm とする。

ここで、ほう酸水は五ほう酸ナトリウム溶液が使用されているため、必要ボロン濃度から五ほう酸ナトリウムの量に換算する。

必要ボロン濃度に対するボロン量は、原子炉冷却材水量が \square kg であるため、 $\square \times 1070 \times 10^{-6} = 463.31\text{kg}$

となる。そして五ほう酸ナトリウム中のボロン含有率は \square wt% であることから、五ほう酸ナトリウムの量に換算すると、必要五ほう酸ナトリウム量は、以下の通りである。

〔記載例⑨〕

設計基準対象施設としての容量
タンク容量を認定した条件とそのときに必要容量を記載する。

〔記載例⑨〕

重大事故等対処設備としての概要説明
タンク容量を設定した条件とそのときに必要容量を記載する。

〔記載例⑧〕

同様の使用方法
設計基準対象施設として使用する場合の設計条件と変わらないため「同様の使用方法」と記載する。

〔記載例⑨〕

公称値の認定根拠について記載する。

〔記載例⑨〕

設計基準対象施設としての容量
タンク容量を認定した条件とそのときに必要容量を記載する。

【容器の記載例（3 / 3）】

【設 定 根 拠】（続き）

$$\begin{aligned} \text{必要五ほう酸ナトリウム量} &= \boxed{} \times \frac{100}{\boxed{}} \\ &= \boxed{} \div \boxed{} \text{ kg} \end{aligned}$$

また、五ほう酸ナトリウムの設計飽和温度 15℃における溶解度は $\boxed{}$ wt% で、溶液の密度は $\boxed{}$ kg/m³ (27℃) である。したがって、ほう酸水の貯蔵量は、

$$\begin{aligned} \text{貯蔵量} &= \frac{\text{必要五ほう酸ナトリウム量 (kg)}}{\text{五ほう酸ナトリウム飽和溶解度} \times \text{密度 (kg/m}^3\text{)}} \\ &= \frac{\boxed{}}{\boxed{} \times \boxed{}} \\ &= \boxed{} \div \boxed{} \text{ m}^3 \end{aligned}$$

上記から、ほう酸水の必要貯蔵量は $\boxed{}$ m³ とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水貯蔵タンクの最高使用圧力は、ほう酸水貯蔵タンクが開放タンクであるため静水頭とする。

ほう酸水貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、静水頭とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

設計基準対象施設として使用するほう酸水貯蔵タンクの最高使用温度は、ほう酸水貯蔵タンクのヒータの加熱最高温度 43℃を上回るものとし、66℃とする。

ほう酸水貯蔵タンクを重大事故等時において使用する場合は、設計基準対象施設と同様の使用方法であるため、設計基準対象施設と同仕様とし、66℃とする。

4. 個数の設定根拠

ほう酸水貯蔵タンクは、設計基準対象施設として制御棒の挿入不能の場合に原子炉に注入するほう酸水を貯蔵するために必要な個数である 1 個設置する。

ほう酸水貯蔵タンクは、設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

〔記載例⑨〕
設計基準対象施設としての最高使用圧力
最高使用圧力を設定した条件を示し、そのときの圧力を示した上で最高使用圧力の設定根拠を記載する。

〔記載例⑨〕
重大事故等対処設備としての使用圧力
〔記載例⑧〕
同様の使用方法
設計基準対象施設として使用する場合は設計条件と変わらないため「同様の使用方法」と記載する。

〔記載例⑧〕
設計基準対象施設としての最高使用温度

〔記載例⑨〕
重大事故等対処設備としての使用温度
〔記載例⑧〕
同様の使用方法
設計基準対象施設として使用する場合は設計条件と変わらないため「同様の使用方法」と記載する。

〔記載例⑨〕
設計基準対象施設としての個数

〔記載例⑨〕
設計基準対象施設としての個数

【主配管の記載例（1／2）】

名 称	ほう酸水貯蔵タンク ～ ほう酸水注入ポンプ	
最高使用圧力	MPa	静水頭/0.93
最高使用温度	℃	66
外 径	mm	89.1
【設 定 根 拠】		
(概 要)		
<p>本配管は、ほう酸水貯蔵タンクからほう酸水注入ポンプまでを接続する配管であり、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として、ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水をほう酸水注入ポンプに供給するために設置する。</p> <p>本配管の最高使用圧力の設定根拠をP1、P2、最高使用温度の設定根拠をT1、外径の設定根拠をD1として下記に示す。</p> <p>ほう酸水注入系主配管の設計仕様を表3.1-1 ほう酸水注入系主配管の設計仕様表に示す。</p>		
1. 最高使用圧力の設定根拠		
<p><u>P1：静水頭</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P1は、ほう酸水貯蔵タンクの最高使用圧力に合わせ、静水頭とする。</p>		
<p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるほう酸水貯蔵タンクの使用圧力に合わせ、静水頭とする。</p>		
<p><u>P2：0.93MPa</u></p> <p>設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用圧力P2は、補給水系の最高使用圧力に合わせ、0.93MPaとする。</p>		
<p>本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時における補給水系の使用圧力に合わせ、0.93MPaとする。</p>		

〔記載例⑦〕
配管の概要説明
配管については設計基準対象施設及び重大事故対処設備の系統概略を記載する。

〔記載例⑨〕
設計基準対象施設としての最高使用圧力
上流側の機器の最高使用圧力に準ずる。

〔記載例⑨〕
重大事故等対処設備としての使用圧力
上流側の機器の重大事故等時における使用圧力に準ずる。

〔記載例⑨〕
設計基準対象施設としての最高使用圧力
上流側の機器の最高使用圧力に準ずる。

〔記載例⑨〕
重大事故等対処設備としての使用圧力
上流側の機器の重大事故等時における使用圧力に準ずる。

【主配管の記載例（2 / 2）】

【設定根拠】（続き）

2. 最高使用温度の設定根拠

T1 : 66℃

設計基準対象施設として使用する本配管の最高使用温度は、ほう酸水貯蔵タンクの最高使用温度に合わせ、66℃とする。

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時におけるほう酸水貯蔵タンクの使用温度に合わせ、66℃とする。

3. 外径の設定根拠

(1) 配管

本配管を重大事故等時において使用する場合は、重大事故等時に使用するほう酸水注入ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用するほう酸水注入ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様以下であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮して選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、89.1mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量 (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	89.1	5.5	80	0.00479	□*	□	□

注記* : ほう酸水注入ポンプの設計流量

〔記載例⑨〕
設計基準対象施設としての最高使用温度
上流側の機器であるほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用温度に準ずる。

〔記載例⑨〕
重大事故等対処設備としての使用温度
上流側の機器であるほう酸水注入系貯蔵タンクの重大事故等時における使用温度に準ずる。

〔記載例⑩〕
重大事故等対処設備としての外形
設計基準対象施設を重大事故等対処設備として使用する配管は、設計基準対象施設と同じであることを記載する。

【可搬型重大事故等対処設備の記載例（1 / 2）】

名 称	逃がし安全弁用窒素ガスポンペ	
容 量	ℓ/個	46.7 以上 (46.7)
最高使用圧力	MPa	14.7
最高使用温度	℃	40
個 数	—	15 (予備 15)
<p>【設 定 根 拠】 (概 要) 重大事故等時に計測制御系統施設のうち制御用空気設備（逃がし安全弁窒素ガス供給系）として使用する逃がし安全弁用窒素ガスポンペは、以下の機能を有する。</p> <p>逃がし安全弁用窒素ガスポンペは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。</p> <p>系統構成は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。</p> <p>1. 容量の設定根拠 逃がし安全弁用窒素ガスポンペを重大事故等時において使用する場合は、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の窒素ポンペを使用する。このため、本ポンペの容量は一般汎用型の窒素ポンペの標準容量 46.7ℓ/個以上とする。</p> <p>公称値については、要求される容量である 46.7ℓ/個とする。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 逃がし安全弁用窒素ガスポンペを重大事故等時において使用する場合は、高圧ガス保安法の適合品であるポンペにて実績を有する充てん圧力である 14.7MPa とする。</p> <p>3. 最高使用温度の設定根拠 逃がし安全弁用窒素ガスポンペを重大事故等時において使用する場合は、高圧ガス保安法に基づき 40℃とする。</p>		

〔記載例⑤〕
高圧窒素ガスポンペに要求される技術基準規則第 61 条（設置許可基準規則第四十六条）の要求事項

〔記載例⑥〕
技術基準規則第 61 条（設置許可基準規則第四十六条）にて要求される機能を満足する上で、必要な系統構成等記載内容については、基本設計方針に記載している機器喪失を想定する設備、使用する設備、系統構成等を引用する。

〔記載例⑨〕
重大事故等対処設備としての容量
ポンペ容量を認定した条件とそのときに必要容量を記載する。

〔記載例⑨〕
公称値の設定根拠についても記載する。

〔記載例⑨〕
重大事故等対処設備としての使用圧力
重大事故等時に使用する場合は、圧力を設定した条件を示し、そのときの圧力を示した上で、重大事故等時における使用圧力を記載する。

〔記載例⑨〕
重大事故等対処設備としての使用温度
重大事故等時に使用する場合は、温度を設定した条件を示し、そのときの温度を示した上で、重大事故等時における使用温度を記載する。

【可搬型重大事故等対処設備の記載例（2 / 2）】

4. 個数の設定根拠
 逃がし安全弁用窒素ガスポンベの保有数は、1セット15個*に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として15個を加え、15個（予備15個）を保管する。

〔記載例⑨〕
 可搬型重大事故等対処設備としての個数

注記*：重大事故等時に使用する逃がし安全弁用窒素ガスポンベの必要数は、事故発生から原子炉隔離時冷却ポンプが8時間運転している間に逃がし弁機能による動作に必要な窒素ガス量及び逃がし安全弁6個を7日間開保持するために必要な窒素ガス量を上回る容量を確保しており、根拠は以下のとおり。

1. 窒素ガス消費量

- ①逃がし弁機能を動作するための消費量 = m³[normal]
- ②逃がし安全弁6個を7日間開保持するための消費量 = m³[normal]

2. 逃がし安全弁用窒素ガスポンベによる供給量

- m1：逃がし弁機能を動作するためのポンベ個数
- m2：逃がし安全弁6個を7日間開保持するためのポンベ個数
- Q1：逃がし弁機能を動作するための窒素ガス消費量： m³[normal]
- Q2：逃がし安全弁6個を7日間開保持するための窒素ガス消費量： m³[normal]
- P1：窒素ガスポンベ初期圧力：14.7 [MPa]
- P2：窒素ガスポンベ必要圧力： [MPa]
- Pa：大気圧：0.101325[MPa]
- V：ポンベ容量：46.7[l/個]

〔記載例⑨〕
 重大事故等対処設備としての容量
 ポンベ容量を認定した条件とそのときに必要容量を記載する。

①原子炉隔離時冷却ポンプが運転している間の逃がし弁機能を動作するためのポンベ個数

$$m1 = Q1 \div \{ (P1 + Pa) - (P2 + Pa) \} \times Pa \div V \times 1000$$

$$= \text{} \div \{ (14.7 + 0.101325) - (\text{} + 0.101325) \} \times 0.101325 \div 46.7 \times 1000$$

$$= \text{} \div \text{} \text{ [個]}$$

②逃がし安全弁6個を7日間開保持するためのポンベ個数

$$m2 = Q2 \div \{ (P1 + Pa) - (P2 + Pa) \} \times Pa \div V \times 1000$$

$$= \text{} \div \{ (14.7 + 0.101325) - (\text{} + 0.101325) \} \times 0.101325 \div 46.7 \times 1000$$

$$= \text{} \div \text{} \text{ [個]}$$

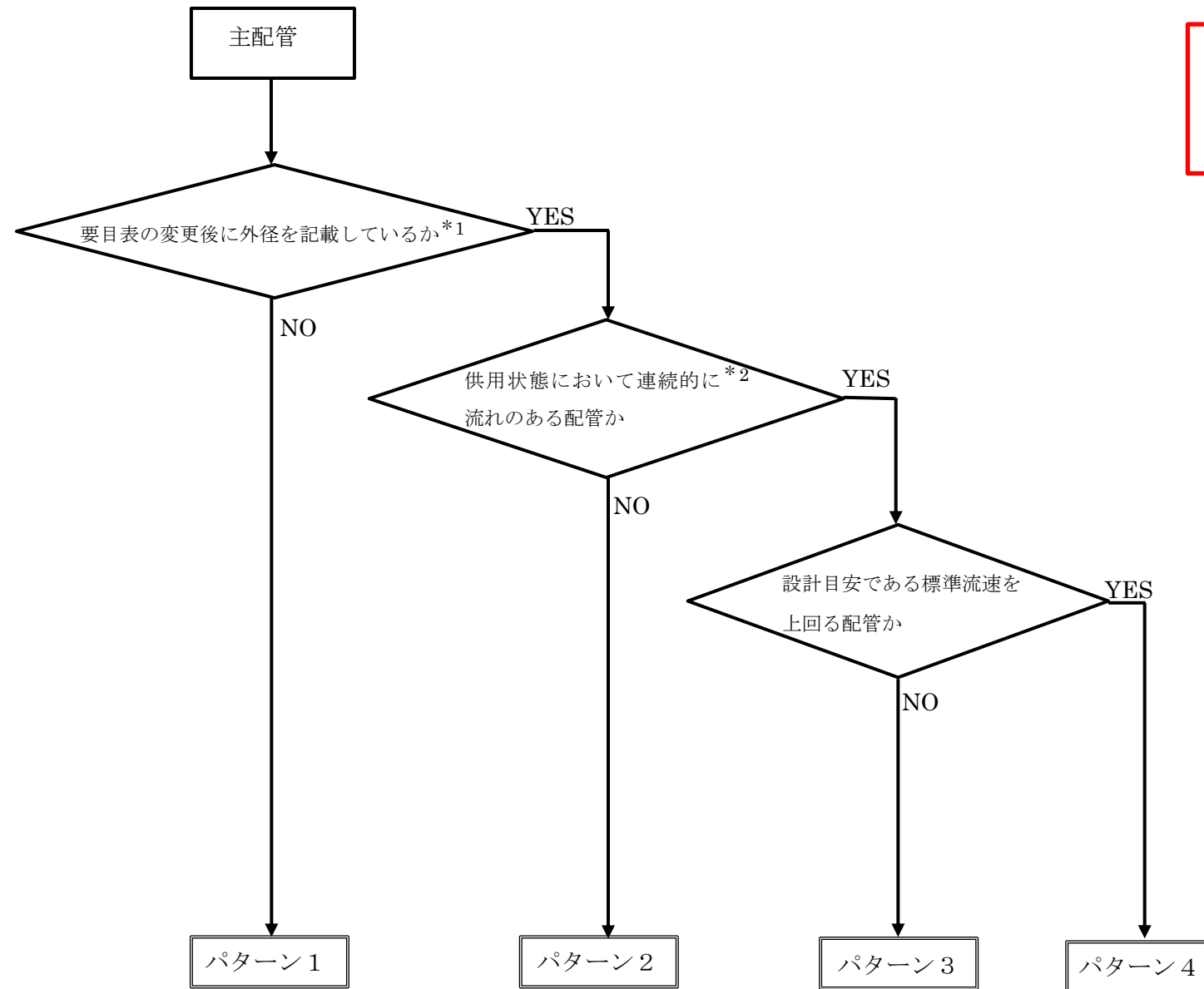
③必要ポンベの個数

$$m1 + m2 = \text{} + \text{} = \text{} \div 15 \text{ [個]}$$

以上より、必要ポンベ個数は15個（約47 L/個）である。

【主配管（外径）の設定根拠の記載例（1 / 3）】

外径の設定根拠 記載例について



〔記載例⑩〕

外径の設定根拠を記載する際は、左記のフローから該当するパターンを選択する。
選択したパターンは、原則として記載例に倣い記載する。


注記*1：既工認に記載されている外径、厚さ及び使用方法（流量等）が同一の場合は除く。（パターン1の記載例とする）

*2：断続的に流れる配管の例：空気ポンベの蓄圧時に流れる場合等

【主配管（外径）の設定根拠の記載例（2／3）】

パターン1 の記載例

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、重大事故等時に使用する●●ポンプの容量を基に設定しており、重大事故等時に使用する●●ポンプの容量が設計基準対象施設として使用する場合の容量と同仕様であるため、本配管の外径は、メーカー社内基準に基づき定めた標準流速を考慮し選定した設計基準対象施設の外径と同仕様で設計し、***.* mmとする。

項目 根拠	外径 (mm)	厚さ (mm)	呼び径 (A)	流路面積 (m ²)	流量* (m ³ /h)	流速 (m/s)	標準流速 (m/s)
D 1	89.1	5.5	80	0.00479	9.72*	0.6	

注記 * : ●●ポンプの設計流量。

〔記載例⑩〕

- ・要目表の変更に外径を記載していない場合
- ・既工認に記載されている外径、厚さ及び使用方法（流量等）同一の場合

パターン2 の記載例

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、▼▼弁自動減圧機能におけるシリンダ駆動力を確保するために電磁弁流路よりも大きな流路断面積となる配管の外径として、先行プラントの実績に基づいて選定し、***.* mmとする。

〔記載例⑩〕

- ・要目表の変更に外径を記載し、共用状態において断続的に流れる配管である場合

パターン3 の記載例

<先行プラントの実績を考慮する場合>

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、□□から供給される水は■■であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、***.* mmとする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量* D (m ³ /h)	流速 E (m/s)	標準流速 (m/s)
355.6	15.1	350	0.08316	1218	4.1	

注記 * : ●●ポンプの設計流量。

〔記載例⑩〕

- ・要目表の変更に外径を記載し、設計目安である標準流速を上回らない配管であり、先行プラントの実績を考慮する場合

【主配管（外径）の設定根拠の記載例（3／3）】

<その他考慮すべき特殊事例の場合>

・ライニングを考慮する場合

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、□□から供給される水は■■■であるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの配管実績に基づいた標準流速を目安に選定し、***.* mm とする。

なお、▽▽については、ライニングの厚さを考慮して流速を算出する。

外径 A (mm)	厚さ B 1 (mm)	ライニング厚さ B 2 (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量* D (m ³ /h)	流速 E (m/s)	標準流速 (m/s)
508.0	12.7	9.5	500	0.18781	2040	3.0	□

注記 * : ●●ポンプの設計流量。

・自由膨張蒸気を考慮する場合

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、△△から▲▲は自由膨張蒸気となるため、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントの自由膨張蒸気配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、***.* mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量 D (t/h)	比容積 E (m ³ /kg)	流速* F (m/s)	標準流速 (m/s)
406.4	12.7	400	0.11401	36*1	1.67330	146.8	□

注記 * : ●●ポンプの設計流量。

パターン4 の記載例

本配管を重大事故等時において使用する場合の外径は、エロージョン、圧力損失・施工性等を考慮し、先行プラントのポンプ吸込配管の実績に基づいた標準流速を目安に選定し、***.* mm とする。

外径 A (mm)	厚さ B (mm)	呼び径 (A)	流路面積 C (m ²)	流量*1 D (m ³ /h)	流速 E (m/s)	標準流速 (m/s)
267.4	18.2	250	0.04181	1218*1	8.1*2	□

注記 *1 : ●●ポンプの設計流量。

*2 : 当該配管は、内部流体が水の場合の配管内最高流速（炭素鋼で**m/s）を下回るため問題ない。

〔記載例⑩〕

- ・要目表の変更に外径を記載し、設計目安である標準流速を上回らない配管であり、ライニングを考慮する場合

〔記載例⑩〕

- ・要目表の変更に外径を記載し、設計目安である標準流速を上回らない配管であり、自由膨張蒸気を考慮する場合

〔記載例⑩〕

- ・要目表の変更に外径を記載し、設計目安である標準流速を上回る配管である場合

発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書の作成要領

1. 概要

本説明書は、設計及び工事の計画に添付書類として要求される「発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書」（以下「説明書」という。）の作成に当たっての作成要領を示す。

2. 基本方針

設計及び工事の計画が、設置変更許可申請書の基本方針に従った詳細設計であることを、設置変更許可申請書との整合性により説明する。

設置変更許可申請書との整合性は、設置変更許可申請書「本文（五号）」（以下「本文（五号）」という。）及び設置変更許可申請書「本文（十一号）」（以下「本文（十一号）」という。）と工事の計画のうち「基本設計方針」、「機器等の仕様に関する記載事項」（以下「要目表」という。）及び「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」（以下「設工認品質管理計画」という。）について説明するとともに、設置変更許可申請書「本文（十号）」（以下「本文（十号）」という。）に記載する解析条件についても整合性を説明する。

また、設置変更許可申請書「添付書類八」（以下「添付書類八」という。）のうち本文（五号）に係る設備設計を記載している箇所については、本文（五号）の関連情報として記載する。

（記載例1参照）

本資料は、本工事計画の申請範囲に対する許可との整合性を示す説明書であるため、申請範囲外に関する設計及び工事の計画は記載しない。

3. 説明書の構成

(1) 説明書の構成は、下記のとおり。

「発電用原子炉の設置の許可（本文（五号））との整合性に関する説明書」

- ・表紙
- ・目次
- ・概要
- ・基本方針
- ・説明書の構成
- ・発電用原子炉の設置の許可との整合性

「発電用原子炉の設置の許可（本文（十一号））との整合性に関する説明書」

- ・表紙
- ・目次

- ・概要
- ・基本方針
- ・説明書の構成
- ・発電用原子炉の設置の許可との整合性

(2) 「発電用原子炉の設置の許可（本文（五号））との整合性に関する説明書」内の文章構成は本文（五号）に記載された順とする。

（記載例2参照）

また、様式は比較表形式とし、左欄から「設置変更許可申請書（本文（五号））」、「設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項」、「設計及び工事の計画 該当事項」、「整合性」及び「備考」を記載する。なお、本文（十号）については、「設置変更許可申請書「本文（五号）」」内の該当箇所に挿入する。

（記載例3参照）

「設計及び工事の計画 該当事項」に基本設計方針を記載する場合は、施設区分、番号及び表題を記載し、「基本設計方針」であることも記載する。

さらに、「基本設計方針」が共通項目の場合にはその旨も記載する。

（記載例4, 5参照）

また、要目表を記載する場合は、施設区分を記載し、「要目表」であることも記載する。

（記載例6参照）

本文（五号）と設計及び工事の計画との整合性確認については、本文（五号）と同等の「設計及び工事の計画 該当事項」の記載箇所に実線のアンダーラインを引く。

（記載例7参照）

また、記載が異なる箇所には破線のアンダーラインを引き、「設計及び工事の計画 該当事項」が「設置変更許可申請書（本文（五号））」と整合していることを「整合性」欄に記載する。

（記載例8参照）

整合性の結果については、「整合性」欄に本文（五号）の各項目（イ、ロ、ハ、…）の冒頭に整合結果を総括して記載する。

本文（十号）との整合性に関する補足説明は、一重枠囲みにより記載する。

(記載例9.10参照)

また、本文（五号）との整合性に関する補足説明は、原則として「整合性」欄に記載するが、欄外に記載する場合は別途、二重枠囲みにより記載する。

(記載例11参照)

なお、整合性を説明する記載の例は表1のとおり。

設備の兼用について整合性を説明する場合、「設計及び工事の計画 該当事項」の欄には兼用している設備の主登録先の要目表等を記載し、本文（五号）の兼用記載との整合性を示す。

(記載例12参照)

その他、以下のとおりに記載する。

- ・基本設計方針又は添付書類八の段落の一部を抜粋する場合、「<中略>」と記載して抜粋であることを明示する。

(記載例13参照)

- ・説明書中の他の箇所を指す場合は、本文（五号）の項目をアドレスとして表示する。(例：設置変更許可申請書（本文（五号））「二. (3)(ii) 燃料プールの冷却等のための設備」に示す。)

(記載例14参照)

- ・整合性を説明するために、記載箇所を明示する必要がある場合又は同じ段落に複数の説明箇所がある場合には、該当箇所に番号を付記する。(例：ロー①)

(記載例15参照)

- ・添付書類八については、「設計及び工事の計画 該当事項」にアンダーラインを引いた箇所について、同等の記載箇所には実線、記載が異なる箇所には破線のアンダーラインを引いて明示する。

(記載例16参照)

- (3) 「発電用原子炉の設置の許可（本文（十一号））との整合性に関する説明書」内の文章構成は本文（十一号）に記載された順とする。

(記載例26参照)

また、様式は比較表形式とし、左欄から「設置変更許可申請書「本文（十一号）」

」,「設計及び工事の計画 該当事項」,「整合性」および「備考」を記載する。

「設計及び工事の計画 該当事項」に設工認品質管理計画を記載する場合は,章番号及び表題を記載する。

(記載例27参照)

本文(十一号)と設計及び工事の計画との整合性確認については,「設置変更許可申請書(本文(十一号))と同等の「設計及び工事の計画 該当事項」の記載箇所を実線のアンダーラインで明示する。記載等が異なる場合には破線のアンダーラインを引き,「設計及び工事の計画 該当事項」が「設置変更許可申請書(本文(十一号))と整合していることを「整合性」欄に記載する。

(記載例28参照)

整合性の結果については,「整合性」の欄に冒頭で整合結果を総括して記載する。

(記載例29参照)

4. 添付

発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書(例)

表1 整合性の記載パターン (例)

ケース	記載例
各項の整合性結果 (記載例9参照)	設置変更許可申請書(本文(五号))○項において、設計及び工事の計画の内容は、以下の通り整合している。
設計及び工事の計画の記載が設置変更許可申請書(本文(五号))の記載と同義〔同一設備又は含む〕記載となっている場合 (記載例17参照)	設計及び工事の計画の「○○」は、〔必要に応じ理由を記載〕設置変更許可申請書(本文(五号))の「△△」〔内容、の区分〕と同義〔同一設備〕であり〔を全て含んでおり、記載しており〕整合している。
設置変更許可申請書(本文(五号))の記載を設計及び工事の計画では具体的に〔詳細に〕記載している場合 (記載例18参照)	設計及び工事の計画の「○○」は、〔必要に応じ理由を記載〕設置変更許可申請書(本文(五号))の「△△」を具体的に〔詳細に〕記載しており整合している。
同一機器(○○)で設備(系統)区分が設計及び工事の計画(設備名)と設置変更許可申請書(本文(五号))(設備名)で異なる場合 (記載例19参照)	「○○」は、設置変更許可申請書(本文)における「設備名」を設計及び工事の計画の(主たる登録として)「施設名」のうち「設備名」に整理しており整合している。
設置変更許可申請書(本文(五号))との整合性を別の箇所で説明する場合 (記載例20参照)	設置変更許可申請書(本文(五号))「□.□◇◇◇」に示す。
今回の設計及び工事の計画の対象外の事項 (記載例21参照)	設置変更許可申請書(本文(五号))において許可を受けた「○○」は、本工事計画の対象外である。
単位等が異なるため、記載する数値(寸法、圧力等)が異なる場合 (記載例22参照)	(計算式、単位換算等にて整合性を示す。) 外径=内径+板厚×2 ○○ MPa=△△ kg/cm ² G
設置変更許可申請書(本文(五号))の記載を設計及び工事の計画では含んだ記載としている場合 (記載例23参照)	設計及び工事の計画の「○○」は、〔必要に応じ理由を記載〕設置変更許可申請書(本文(五号))の「△△」を全て含んでおり、整合している。
設置変更許可申請書(本文(五号))の記載を設計及び工事の計画では設計進捗に伴い、記載表現が異なる場合 (記載例24参照)	設計及び工事の計画の「○○」は、〔必要に応じ理由を記載〕設置変更許可申請書(本文(五号))の「△△」を詳細設計した結果であり、整合している。
運用のため、保安規定で対応する事項 (記載例25参照)	設置変更許可申請書(本文(五号))の「○」は、保安規定にて対応する。

発電用原子炉の設置の許可（本文（五号））との整合性に関する説明書
（例）

目 次

	頁
1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 記載の基本事項	1
4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	
五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備	
●イ 発電用原子炉施設の位置	
(1) 敷地の面積及び形状	イ-1
(2) 敷地内における主要な発電用原子炉施設の位置	イ-〇
ロ 発電用原子炉施設の一般構造	
(1) 耐震構造	ロ-1
(i) 設計基準対象施設の耐震設計	
(ii) 重大事故等対処施設の耐震設計	
(2) 耐津波構造	ロ-〇
(i) 設計基準対象施設に対する耐津波設計	
(ii) 重大事故等対処施設の耐津波設計	
(3) その他の主要な構造	ロ-〇
(i) a. 設計基準対象施設	
b. 重大事故等対処施設	

記載例 2

本文（五号）の順番に記載する。

ハ 原子炉本体の構造及び設備

- (1) 発電用原子炉の炉心……………ハ-1
 - (i) 構造
 - (ii) 燃料体の最大挿入量
 - (iii) 主要な核的制限値
 - (iv) 主要な熱的制限値
- (2) 燃料体……………ハ-〇
 - (i) 燃料材の種類
 - (ii) 燃料被覆材の種類
 - (iii) 燃料要素の構造
 - (iv) 燃料集合体の構造
 - (v) 最高燃焼度
- (3) 減速材及び反射材の種類……………ハ-〇
- (4) 原子炉容器……………ハ-〇
 - (i) 構造
 - (ii) 最高使用圧力及び最高使用温度
- (5) 放射線遮蔽体の構造……………ハ-〇
- (6) その他主要な事項……………ハ-〇

ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

- (1) 核燃料物質取扱設備の構造……………ニ-1
- (2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力……………ニ-〇
 - (i) 新燃料貯蔵庫
 - (ii) 燃料プール
- (3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力……………ニ-〇
 - (i) 燃料プール冷却系
 - (ii) 燃料プールの冷却等のための設備

ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

- (1) 一次冷却材設備……………ホ-1
 - (i) 冷却材の種類
 - (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造
 - (iii) 冷却材の温度及び圧力
- (2) 二次冷却設備……………ホ-〇
- (3) 非常用冷却設備……………ホ-〇
 - (i) 冷却材の種類
 - (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造
 - a. 非常用炉心冷却系（設計基準対象施設）
 - b. 重大事故等対処設備
- (4) その他の主要な事項……………ホ-〇
 - (i) 残留熱除去系
 - (ii) 原子炉隔離時冷却系
 - (iii) 原子炉浄化系
 - (iv) 原子炉補機冷却系
 - (v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

- へ 計測制御系統施設の構造及び設備
 - (1) 計装・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・へ-1
 - (i) 核計装の種類
 - (ii) その他の主要な計装の種類
 - (2) 安全保護回路・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・へ-〇
 - (i) 原子炉停止回路の種類
 - (ii) その他の主要な安全保護回路の種類
 - (3) 制御設備・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・へ-〇
 - (i) 制御材の個数及び構造
 - (ii) 制御材駆動設備の個数及び構造
 - (iii) 反応度制御能力
 - (4) 非常用制御設備・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・へ-〇
 - (i) 制御材の個数及び構造
 - (ii) 主要な機器の個数及び構造
 - (iii) 反応度制御能力
 - (5) その他の主要な事項・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・へ-〇
 - (i) 制御棒引抜阻止回路
 - (ii) 警報回路
 - (iii) 制御棒価値ミニマイザ
 - (iv) 原子炉再循環流量制御系
 - (v) 原子炉圧力制御系
 - (vi) 中央制御室
 - (vii) 原子炉水位制御系
 - (viii) 選択制御棒挿入機構
 - (ix) 再循環系ポンプ・トリップ機能
 - (x) 所内用空気系
 - (xi) 計装用空気系
 - (xii) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
 - (x iii) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

- ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備
- (1) 気体廃棄物の廃棄施設…………… ト-1
 - (i) 構造
 - (ii) 廃棄物の処理能力
 - (iii) 排気口の位置
 - (2) 液体廃棄物の廃棄設備…………… ト-〇
 - (i) 構造
 - (ii) 廃棄物の処理能力
 - (iii) 排水口の位置
 - (3) 固体廃棄物の廃棄設備…………… ト-〇
 - (i) 構造
 - (ii) 廃棄物の処理能力
- チ 放射線管理施設の構造及び設備
- (1) 屋内管理用の主要な設備の種類…………… チ-1
 - (i) 出入管理室(1号及び2号炉共用, 既設)
 - (ii) 資料分析関係施設(1号, 2号及び3号炉共用, 既設)
 - (iii) 放射線監視設備
 - (iv) 個人管理用測定設備及び測定機器(1号, 2号及び3号炉共用, 一部既設)
 - (v) 遮蔽設備
 - (vi) 換気空調設備
 - (2) 屋外管理用の主要な設備の種類…………… チ-〇
- リ 原子炉格納施設の構造及び設備
- (1) 原子炉格納容器の構造…………… リ-1
 - (2) 原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度
並びに漏えい率…………… リ-〇
 - (3) 非常用格納容器保護設備の構造…………… リ-〇
 - (i) 設計基準対象施設
 - (ii) 重大事故等対処設備
 - (4) その他の主要な事項…………… リ-〇
 - (i) 原子炉棟
 - (ii) 非常用ガス処理系
 - (iii) 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備

ヌ その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

- (1) 常用電源設備の構造……………ヌ-1
 - (i) 発電機
 - (ii) 外部電源系
 - (iii) 変圧器
- (2) 非常用電源設備の構造……………ヌ-〇
 - (i) 受電系統
 - (ii) 非常用ディーゼル発電機
 - (iii) 蓄電池
 - (iv) 代替電源設備
- (3) その他の主要な事項……………ヌ-〇
 - (i) 火災防護設備
 - (ii) 浸水防護設備
 - (iii) 所内ボイラ
 - (iv) 補機駆動用燃料設備
 - (v) 非常用取水設備
 - (vi) 緊急時対策所
 - (vii) 通信連絡設備
 - (viii) 復水貯蔵タンク
 - (ix) 補助復水貯蔵タンク
 - (x) 低圧原子炉代替注水槽
 - (xi) トーラス水受入タンク (1号及び2号炉共用, 既設)

1. 概要

本資料は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「法」という。）第43条の3の8第1項の許可を受けたところによる設計及び工事の計画であることが、法第43条の3の9第3項第1号で認可基準として規定されており、当該基準に適合することを説明するものである。

2. 基本方針

設計及び工事の計画が島根原子力発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置変更許可申請書」という。）の基本方針に従った詳細設計であることを、設置変更許可申請書との整合性により示す。

設置変更許可申請書との整合性は、設置変更許可申請書「本文（五号）」（以下「本文（五号）」という。）と設計及び工事の計画のうち「基本設計方針」及び「機器等の仕様に関する記載事項」（以下「要目表」という。）について示すとともに、設置変更許可申請書「本文（十号）」（以下「本文（十号）」という。）に記載する解析条件についても整合性を示す。

また、設置変更許可申請書「添付書類八」（以下「添付書類八」という。）のうち本文（五号）に係る設備設計を記載している箇所については、本文（五号）の関連情報として記載する。

なお、設置変更許可申請書の基本方針に記載がなく、設計及び工事の計画において詳細設計を行う場合は、設置変更許可申請書に抵触するものでないため、本資料には記載しない。

3. 説明書の構成

(1) 説明書の構成は比較表形式とし、左欄から「設置変更許可申請書（本文（五号）」、「設置変更許可申請書（添付書類八） 該当事項」、「設計及び工事の計画 該当事項」、「整合性」及び「備考」を記載する。

(2) 説明書の記載順は、本文（五号）に記載する順とする。

なお、本文（十号）については、本文（五号）内の該当箇所に挿入する。

(3) 本文五号と設計及び工事の計画の記載が同等の箇所には、実線のアンダーラインで明示する。記載等が異なる場合には破線のアンダーラインを引くとともに、設計及び工事の計画が本文五号と整合していることを明示する。

(4) 本文（十号）との整合性に関する補足説明は一重枠囲みにより記載する。

本文（五号）との整合性に関する補足説明は原則として「整合性」欄に記載するが、欄内に記載しきれないものについては別途、二重枠囲みにより記載する。

- (5) 添付書類八については、上記(3)において設計及び工事の計画にアンダーラインを引いた箇所について、同等の記載箇所には実線、記載が異なる箇所には破線のアンダーラインを引いて明示する。

設置変更許可申請書（本文（五号））	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 発電用原子炉施設の位置 ●</p> <p>(1) 敷地の面積及び形状 発電用原子炉施設を設置する敷地は、島根半島のほぼ中央、日本海に面した松江市鹿島町に位置している。このあたりは、標高150m程度の山が日本海まで迫り、海岸線は屈曲して数多くの湾を形成している。 敷地の地質は、新第三紀中新世の堆積岩類及び貫入岩類、並びにそれらを覆う被覆層から構成される。 敷地の形状は、これらの湾の一つである敷地北側の輪谷湾を中心とした半円状であり、東西及び南側を山に囲まれている。 敷地全体の広さは、埋立面積約7万m²を含め約192万m²である。</p> <p>【記載例2】 設置変更許可申請書の本文五号の順番に記載する。</p> <p>地震の発生によって生じるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きい施設（以下「耐震重要施設」という。）は、その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動（以下「基準地震動S_s」という。）による地震力が作用した場合においても接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</p> <p>また、上記に加え、基準地震動S_sによる地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、イ(1)-①基準地震動S_sによる地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。</p>	<p>【記載例9】 各項毎に、項の冒頭に整合結果を統括して記載する。</p> <p>【記載例1】 本文五号の設備設計に該当する添付書類八に記載する。</p> <p>1. 安全設計 1.4 耐震設計 発電用原子炉施設の耐震設計は、「設置許可基準規則」に適合するように、「1.4.1 設計基準対象施設の耐震設計」、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.4.3 主要施設の耐震構造」及び「1.4.4 地震検知による耐震安全性の確保」に従って行う。</p> <p>1.4.1 設計基準対象施設の耐震設計 1.4.1.1 設計基準 ● 【記載例13】 設計基準対象施設 段落の一部記載を抜粋する。場合、「<中略>」と記載する。</p> <p>(3) 建物・構築物については、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。 <中略> ●</p> <p>【記載例7,16】 設置変更許可申請書「本文（五号）」と同等の「設計及び工事の計画」の記載箇所を実線のアンダーラインを引く。</p> <p>【記載例8】 記載が異なる箇所には破線のアンダーラインを引き、設計及び工事の計画が設置変更許可申請書（本文（五号））と整合していることを「整合性」欄に記載する。</p>	<p>【記載例21】 今回の設計及び工事の計画の対象外の事項である場合</p> <p>【記載例4,5】 設計及び工事の計画の該当箇所が記載されている施設区分を記載する。</p> <p>【原子炉冷却系統施設】 （基本設計方針） ●</p> <p>【記載例4,5】 設計及び工事の計画の該当箇所が基本設計方針の場合には「（基本設計方針）」と記載</p> <p>【記載例4,5】 基本設計方針の該当番号及び表題を記載する。</p> <p>第1章 共通項目 ● 1. 地盤等 ● 1.1 地盤 ● 設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生じるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きい施設（以下「耐震重要施設」という。）の建物・構築物、屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物について、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、自重や運転時の荷重等に加え、その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動（設置（変更）許可を受けた基準地震動S_s（以下「基準地震動S_s」という。））による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。 ● また、上記に加え、基準地震動S_sによる地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しない地盤として、イ(1)-①設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。</p>	<p>設置変更許可申請書（本文）第五号イ項において、設計及び工事の計画の内容は、以下の通り整合している。</p> <p>設置変更許可申請書（本文）において許可を受けた「敷地の面積及び形状」は、設置許可のみの要求事項であり、本工事計画の対象外である。</p> <p>設計及び工事の計画のイ(1)-①は、「設置（変更）許可を受けた地盤」に記載しており、設置変更許可申請書（本文）イ(1)-①と整合し</p>	

設置変更許可申請書（本文（五号））	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>f. 耐震重要施設は、<u>ロ(1)(i)f.-①耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。</u></p> <p>【記載例 8, 16】 記載が異なる箇所には破線のアンダーラインを記載する。</p> <p><u>ロ(1)(i)f.-②波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、ロ(1)(i)f.-③事象選定及び影響評価を行う。ロ(1)(i)f.-④なお、影響評価においては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。</u></p>	<p>1.4.1.5 設計における留意事項</p> <p><u>耐震重要施設は、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設（以下「下位クラス施設」という。）の波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。</u></p> <p><u>波及的影響については、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用して評価を行う。なお、地震動又は地震力の選定に当たっては、施設の配置状況、使用時間等を踏まえて適切に設定する。また、波及的影響においては水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用する場合に影響を及ぼす可能性のある施設及び設備を選定し評価する。</u></p> <p><u>波及的影響評価に当たっては、以下(1)～(4)をもとに、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、耐震重要施設の安全機能への影響がないことを確認する。確認に当たっては、施設の配置、構成等の特徴を考慮することとし、大型の下位クラス施設と耐震重要施設が物理的に分離されず設置される等、耐震重要施設の安全機能への影響の確認において配慮を要する場合は、その特徴に留意して調査・検討を行う。</u></p> <p>なお、原子力発電所の地震被害情報をもとに、以下(1)～(4)以外に検討すべき事項がないか確認し、新たな検討事項が抽出された場合には、その観点を追加する。</p> <p>(1) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する不等沈下又は相対変位による影響</p> <p>a. 不等沈下</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して不等沈下により、耐震重要施設の安全機能へ影響がないことを確認する。</p> <p>b. 相対変位</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力による下位クラス施設と耐震重要施設の相対変位により、耐震重要施設の安全機能へ影響がないことを確認する。</p> <p>(2) <u>耐震重要施設と下位クラス施設との接続部における相互影響</u></p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して耐震重要施設に接続する下位クラス施設の損傷により、耐震重要施設の安全機能へ影響がないことを確認する。</p> <p>(3) <u>建物内における下位クラス施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響</u></p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して建物内の下位クラス施設の損傷、転倒、落下等により、耐震重要施設の安全機能へ影響がない</p>	<p>(5) 設計における留意事項</p> <p>a. 波及的影響</p> <p>耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設（以下「上位クラス施設」という。）は、<u>ロ(1)(i)f.-①a下位クラス施設の波及的影響によって、それぞれの安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。</u></p> <p><u>ロ(1)(i)f.-④波及的影響については、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用して評価を行う。なお、地震動又は地震力の選定に当たっては、施設の配置状況、使用時間等を踏まえて適切に設定する。また、波及的影響においては水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用する場合に影響を及ぼす可能性のある施設、設備を選定し評価する。ロ(1)(i)f.-②この設計における評価に当たっては、敷地全体及びその周辺を俯瞰した調査・検討等を行う。</u></p> <p>ここで、<u>ロ(1)(i)f.-①b下位クラス施設とは、上位クラス施設の周辺にある上位クラス施設以外の施設（資機材等含む。）をいう。</u></p> <p>波及的影響を防止するよう現場を維持するため、保安規定に、機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。</p> <p><u>ロ(1)(i)f.-③耐震重要施設に対する波及的影響については、以下に示す(a)～(d)の4つの事項から検討を行う。</u></p> <p>また、原子力発電所の地震被害事項が抽出された場合に<中略></p> <p>(a) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する不等沈下又は相対変位による影響</p> <p>イ. 不等沈下</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して不等沈下により、耐震重要施設の安全機能へ影響がないことを確認する。</p> <p>ロ. 相対変位</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、下位クラス施設と耐震重要施設の相対変位による耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>(b) 耐震重要施設と下位クラス施設との接続部における相互影響</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して耐震重要施設に接続する下位クラス施設の損傷により、耐震重要施設の安全機能へ影響がないことを確認する。</p>	<p>設計及び工事の計画の<u>ロ(1)(i)f.-①a及びロ(1)(i)f.-①b</u>は、設置変更許可申請書（本文（五号））の<u>ロ(1)(i)f.-①</u>と同義であり、整合している。</p> <p>設計及び工事の計画の<u>ロ(1)(i)f.-②</u>は、設置変更許可申請書（本文（五号））の<u>ロ(1)(i)f.-②</u>を具体的に記載しており、整合している。</p> <p>設計及び工事の計画の<u>ロ(1)(i)f.-③</u>は、設置変更許可申請書（本文（五号））の<u>ロ(1)(i)f.-③</u>と同義であり、整合している。</p>	

設置変更許可申請書（本文（五号））	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>[常設重大事故等対処設備] 格納容器代替スプレイ系（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ リ(3)(ii)a.(a)(a-1-1)-①（ホ、(3)(ii), b.(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備他と兼用）</p> <p>また、<u>ロ(3)(i)a.(b-4)-①</u>安全施設は、その健全性及び能力を確認するために、<u>ロ(3)(i)a.(b-4)-②</u>その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。</p>	<p>第9.2-1表 原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要機器仕様 (1) 格納容器代替スプレイ系（常設） a. 低圧原子炉代替注水ポンプ 第5.6-1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>【記載例 12】 「設計及び工事の計画 該当事項」の欄には、兼用している主登録先の要目表等を記載する。</p> </div>	<p>【原子炉格納施設】 （要目表） 3. 圧力低減設備その他の安全設備に係る次の事項 (6.2) 格納容器代替スプレイ系 ハ ポンプの名称、種類、容量、揚程又は吐出圧力、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料、個数及び取付箇所並びに原動機の種類、出力、個数及び取付箇所（常設及び可搬型の別に記載すること。） <u>リ(3)(ii)a.(a)(a-1-1)-①</u> 以下の設備は、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の低圧原子炉代替注水系であり、格納容器代替スプレイ系として本工事計画で兼用する。 常設 <u>低圧原子炉代替注水ポンプ</u></p> <p>【原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）】 （基本設計方針） 第1章 共通項目 5. 設備に対する要求 5.1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 5.1.6 操作性及び試験・検査性 (2) 試験・検査性 <u>ロ(3)(i)a.(b-4)-①</u>設計基準対象施設は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に<u>ロ(3)(i)a.(b-4)-②</u>必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）が可能な構造とし、そのために必要な配置、空間等を備えた設計とする。【15条2】</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>【記載例 23】 設置変更許可申請書（本文（五号））の記載を設計及び工事の計画では含んだ記載としている場合。</p> </div>	<p>設計及び工事の計画の<u>リ(3)(ii)a.(a)(a-1-1)-①</u>は、設置変更許可申請書（本文（五号））の<u>リ(3)(ii)a.(a)(a-1-1)-①</u>と同義であり、整合している。</p> <p>設計及び工事の計画の<u>ロ(3)(i)a.(b-4)-①</u>は、設置変更許可申請書（本文（五号））の<u>ロ(3)(i)a.(b-4)-①</u>を全て含んでおり、整合している。</p>	

設置変更許可申請書（本文（五号））	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考																	
<p>本系統の詳細については、b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備に記載する。</p> <p>d. 通常時駆動速度及びスクラム時そう入時間</p> <p>1) 通常時駆動速度 〜(3)(ii)-① 約7.6cm/s</p>	<p>【記載例 22】 単位等が異なるため、記載する数値が異なる場合。</p>	<p>【記載例 20】 設置変更許可申請書（本文（五号））との整合性を別の箇所でも説明する場合。</p> <p>【記載例 14】 説明書中の他の箇所を指す場合は、設置変更許可申請書（本文（五号））の項目をアドレスとして表示する。</p> <p>【計測制御系統施設】 （要目表）</p> <p>3. 制御材駆動装置</p> <table border="1" data-bbox="1694 1073 2561 1325"> <tr> <td rowspan="4" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">取付箇所</td> <td>系 統 名 (ライン名)</td> <td>—</td> <td>制御棒駆動機構（制御棒駆動水圧系）*7</td> </tr> <tr> <td>設 置 床</td> <td>—</td> <td>原子炉格納容器内*7</td> </tr> <tr> <td>溢水防護上の 区 画 番 号</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>溢水防護上の 配慮が必要な高さ</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>駆 動 速 度</td> <td>mm/s</td> <td>76.2*8</td> <td>—</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">〜(3)(ii)-①</p> <p>整合性</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 〜(3)(ii)-① : $10 \times 7.6\text{cm/s} = 76.2\text{mm/s}$ 	取付箇所	系 統 名 (ライン名)	—	制御棒駆動機構（制御棒駆動水圧系）*7	設 置 床	—	原子炉格納容器内*7	溢水防護上の 区 画 番 号	—	—	溢水防護上の 配慮が必要な高さ	—	—	駆 動 速 度	mm/s	76.2*8	—	<p>設置変更許可申請書 ●（本文（五号））「リ . (3). (ii). b. 原子炉格 納容器の過圧破損 を防止するための設 備」に示す。</p>	
取付箇所	系 統 名 (ライン名)	—		制御棒駆動機構（制御棒駆動水圧系）*7																	
	設 置 床	—		原子炉格納容器内*7																	
	溢水防護上の 区 画 番 号	—		—																	
	溢水防護上の 配慮が必要な高さ	—	—																		
駆 動 速 度	mm/s	76.2*8	—																		

設置変更許可申請書（本文（五号））	設置変更許可申請書（添付書類八）該当事項	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計とするとともに、接続口は、<u>□(3)(i)b.(c-1-1-3)-①</u>建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。</p>		<p>【記載例 25】 運用のため、保安規定で対応する事項。</p> <p>【原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）】 （基本設計方針） 第1章 共通項目 5. 設備に対する要求 5.1 安全設備，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 5.1.2 多様性，位置的分散等 (1) 多重性又は多様性及び独立性 c. 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口 <中略> 環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計とするとともに、接続口は、<u>□(3)(i)b.(c-1-1-3)-①</u>建物の異なる面の隣接しない位置に複数箇所設置する。</p> <p>【記載例 24】 設置変更許可申請書（本文（五号））の記載を設計及び工事の計画では設計進捗に伴い、記載表現が異なる場</p>	<p>設置変更許可申請書（本文（五号））の「可搬型計測器による計測」は、保安規定にて対応する。</p> <p>設計及び工事の計画の<u>□(3)(i)b.(c-1-1-3)-①</u>は、設置変更許可申請書（本文（五号））の<u>□(3)(i)b.(c-1-1-3)-①</u>を詳細設計した結果であり、整合している。</p>	

発電用原子炉の設置の許可（本文（十一号））との整合性に関する説明書
（例）

目 次

	頁
1. 概要	1
2. 基本方針	○
3. 記載の基本事項	○
4. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	○
十一 発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備 に関する事項	

1. 概要

本説明書は、「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「法」という。）第43条の3の8第1項の許可を受けたところによる設計及び工事の計画であることが，法第43条の3の9第3項第1号で認可基準として規定されており，当該基準に適合することを説明するものである。

2. 基本方針

設計及び工事の計画が島根原子力発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置変更許可申請書」という。）の基本方針に従った詳細設計であることを，設置変更許可申請書との整合性により示す。

本説明書は，設置変更許可申請書「本文（十一号）」（以下「本文（十一号）」という。）と設計及び工事の計画のうち「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」について示す。

なお，設置変更許可申請書の記載事項でない場合においては，許可に抵触するものではないため，本説明書には記載しない。

3. 記載の基本事項

- (1) 説明書の構成は比較表形式とし，左欄から「設置変更許可申請書（本文（十一号）」，「設計及び工事の計画 該当事項」，「整合性」及び「備考」を記載する。
- (2) 説明書の記載順は，「本文（十一号）」に記載された順とする。
- (3) 「本文（十一号）」と設計及び工事の計画との整合性確認については，「設置変更許可申請書（本文（十一号）」と同等の「設計及び工事の計画 該当事項」の記載箇所は，実線のアンダーラインで明示する。記載等が異なる場合には破線のアンダーラインを引き，「設計及び工事の計画 該当事項」が「設置変更許可申請書（本文（十一号）」と整合していることを「整合性」欄に記載する。

設置変更許可申請書（本文（十一号））	設計及び工事の計画 該当事項	整合性	備考
<p>十一 発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項</p> <p>1. 目的 発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項（以下「品質管理に関する事項」という。）は、<u>発電所の安全を達成・維持・向上させるため、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」（以下「品管規則」という。）に基づく品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的とする。</u></p> <p>2. 適用範囲 <u>品質管理に関する事項は、島根原子力発電所の保安活動に適用する。</u></p> <p>3. 定義 <u>品質管理に関する事項における用語の定義は、次に掲げるもののほか品管規則に従う。</u></p> <p>(1) 原子炉施設 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の5第2項第5号に規定する発電用原子炉施設をいう。</p> <p>(2) 組織 当社の品質マネジメントシステムに基づき、原子炉施設を運営管理（運転開始前の管理を含む。）する各部門の総称をいう。</p>	<p>【記載例27】 <u>設工認品質管理計画を記載する場合は、章番号及び表題を記載する。</u></p> <p>1. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム 当社は、<u>原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため、安全文化を醸成するための活動を行う仕組みを含めた原子炉施設の設計、工事及び検査段階から運転段階に係る保安活動を確実に実施するための品質マネジメントシステムを確立し、「島根原子力発電所原子炉施設保安規定」（以下「保安規定」という。）の品質マネジメントシステム計画（以下「保安規定品質マネジメントシステム計画」という。）に定めている。</u> <u>「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」（以下「設工認品質管理計画」という。）は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき、設計及び工事に係る具体的な品質管理の方法、組織等の計画された事項を示したものである。</u></p> <p>2. 適用範囲・定義</p> <p>2.1 適用範囲 <u>設工認品質管理計画は、島根原子力発電所原子炉施設の設計、工事及び検査に係る保安活動に適用する。</u></p> <p>2.2 定義 <u>設工認品質管理計画における用語の定義は、以下を除き保安規定品質マネジメントシステム計画に従う。</u></p> <p>(1) 実用炉規則 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）をいう。</p> <p>(2) 技術基準規則 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）をいう。</p> <p>【記載例28】 <u>「設置変更許可申請書（本文（十一号）」と記載等が異なる場合には、「設計及び工事の計画 該当事項」の記載箇所破線のアンダーラインを引き、「設計及び工事の計画 該当事項」が「設置変更許可申請書（本文（十一号）」と整合していることを「整合性」欄に記載する。</u></p>	<p>設置変更許可申請書（本文（十一号））において、設計及び工事の計画の内容は以下のとおり満足している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文（十一号））に基づき定めている島根原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画に従い設工認品質管理計画を定めていることから整合している。（以下、設置変更許可申請書（本文（十一号））に対応した設計及び工事の計画での説明がない箇所については、保安規定品質マネジメントシステム計画にて対応していることを以て整合している。）</p> <p>設計及び工事の計画の適用範囲は、設置変更許可申請書（本文（十一号））の適用範囲に示す島根原子力発電所の保安活動に包含されていることから整合している。</p> <p>設計及び工事の計画では、設置変更許可申請書（本文（十一号））に基づき定めている島根原子力発電所原子炉施設保安規定の品質マネジメントシステム計画の用語の定義に従っていることから整合している。</p> <p>【記載例29】 <u>整合性の結果については、「整合性」の欄に冒頭に整合結果を総括して記載する。</u></p>	

島根原子力発電所第2号機 強度に関する説明書の記載上の整理について

1. 基本的考え方

今回の工事計画認可申請設備について、新たに制定された「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第六号）（以下「技術基準規則」という。）のうち強度に関する要求事項への適合性については「強度に関する説明書」に記載する。また、自然現象等特殊な荷重を考慮した評価等は、施設や機器等の単位で整理する方針とし、それらの資料は「強度に関する説明書」の「別添」として扱う。

2. 整理方針

- (1) 強度評価の対象範囲は、今回申請の工事計画本文に記載の機器等のうち技術基準規則において材料及び構造の要求のある機器や防護設備等で強度評価が必要となる機器等とする。
- (2) 「強度に関する説明書」については、発電用原子炉施設の工事計画に係る手続ガイドにおいて、「技術基準規則第17条及び第55条の規定並びに第31条、第48条及び第78条により準用する火力省令の構造強度に関する規定に適合することを示す必要があり、技術基準規則で分類されているクラスに応じた強度評価の内容を説明することとする。」と記載されていることから、添付書類としての記載対象機器は、要目表及び基本設計方針記載のクラス区分に該当する容器、管、ポンプ、弁及びそれら機器を支持する支持構造物とする。また、技術基準規則第17条の解釈により引用されているJ-SME設計・建設規格では、設計上定める条件又は各運転状態における最高使用圧力（内圧含む）及び設計機械的荷重（自重及び配管反力等）に対して許容応力を定めて評価することが定められており、設計機械的荷重には地震荷重は含めず、地震荷重は別途取扱うとされていることから設計条件及び各運転状態に対する評価とする。
- (3) 自然現象等特殊な荷重を考慮した評価が必要な機器等及び技術基準規則の機器区分に該当しない機器等の強度評価については、「強度に関する説明書」の別添として整理し説明する。具体的な説明書及び対象機器を「表1 「強度に関する説明書」別添で整理を行う対象機器」に示す。なお、別添として整理する説明書には、原則、方針、方法及び計算結果を記載することとし、方針については、その他の説明書との関係を確認し整理する。

表1 「強度に関する説明書」別添で整理を行う対象機器

説明書	対象機器	備考
<p>【竜巻】 竜巻への配慮が必要な施設の強度に関する説明書 (方針, 方法, 計算結果)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 竜巻防護ネット ・ 竜巻防護鋼板 ・ 架構 ・ 竜巻より防護すべき施設を内包する施設 ・ 原子炉補機海水ポンプ ・ 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ ・ 海水ストレーナ ・ 配管及び弁 ・ 排気筒 ・ 空調換気設備 ・ 非常用発電装置 	<p>別添1</p>
<p>【火山】 火山への配慮が必要な施設の強度に関する説明書 (方針, 方法, 計算結果)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機海水ポンプ ・ 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ ・ 非常用ディーゼル発電機吸気口 ・ 原子炉建物 ・ タービン建物 ・ 制御室建物 ・ 廃棄物処理建物 ・ 排気筒モニタ室 ・ ディーゼル燃料貯蔵タンク室 ・ B-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽 ・ 取水槽循環水ポンプエリア防護対策設備 ・ ディーゼル燃料移送ポンプ防護対策設備 	<p>別添2</p>
<p>【津波, 溢水】 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度に関する説明書 (方針, 方法, 計算結果)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 防波壁 ・ 防波壁通路防波扉 ・ 1号機取水槽流路縮小 ・ 屋外排水路逆止弁 ・ 防水壁 ・ 水密扉 ・ 床ドレン逆止弁 ・ 隔離弁, 機器・配管 ・ 貫通部止水処置 ・ 取水槽水位計 ・ 漂流防止装置 	<p>別添3</p>

説明書	対象機器	備考
<p>【津波，溢水】 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度に関する説明書（方針，方法，計算結果）</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 防水壁（溢水） ・ 水密扉（溢水） ・ 床ドレン逆止弁（溢水） ・ 堰 ・ 防水板 ・ 貫通部止水処置（溢水） 	<p>別添3</p>
<p>発電用火力設備の技術基準による強度に関する説明書（方針，方法，評価結果）</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関 ・ 非常用ディーゼル発電設備冷却水ポンプ ・ 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デ イタンク ・ 非常用ディーゼル発電設備A-ディーゼル燃料 移送ポンプ ・ 非常用ディーゼル発電設備B-ディーゼル燃料 移送ポンプ ・ 非常用ディーゼル発電設備A-ディーゼル燃料 貯蔵タンク ・ 非常用ディーゼル発電設備B-ディーゼル燃料 貯蔵タンク ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 ディーゼル機関 ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 冷却水ポンプ ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 ディーゼル燃料油デイタンク ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 ディーゼル燃料移送ポンプ ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 ディーゼル燃料デイタンク ・ ガスタービン発電機ガスタービン機関 ・ ガスタービン発電機用サービスタンク ・ ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ・ ガスタービン発電機用軽油タンク ・ 緊急時対策所用燃料地下タンク ・ 管 	<p>別添4</p>

説明書	対象機器	備考
非常用発電装置（可搬型）の強度に関する説明 （方針，方法，評価結果）	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧発電機車ディーゼル機関 ・ 可搬式窒素供給装置用発電設備ディーゼル機関 ・ 緊急時対策所用発電機ディーゼル機関 	別添5
炉心支持構造物の強度に関する説明書 （方針，方法，評価結果）	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心支持構造物 	別添6
原子炉圧力容器内部構造物の強度に関する説明書	<ul style="list-style-type: none"> ・ ジェットポンプ ・ 給水スパージャ ・ 高圧及び低圧炉心スプレイスパージャ ・ 低圧注水系配管（原子炉圧力容器内部） ・ 高圧及び低圧炉心スプレイ系配管（原子炉圧力容器内部） ・ 差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部） 	別添7

強度に関する説明書 目次

VI-3 強度に関する説明書

VI-3-1 強度計算の基本方針

V-3-1-1 強度計算の基本方針の概要

V-3-1-2 クラス1機器の強度計算の基本方針

V-3-1-3 クラス2機器の強度計算の基本方針

V-3-1-4 クラス3機器の強度計算の基本方針

V-3-1-5 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の強度計算の基本方針

V-3-1-6 重大事故等クラス3機器の強度計算の基本方針

VI-3-2 強度計算方法

V-3-2-1 強度計算方法の概要

V-3-2-2 クラス1管の強度計算方法

V-3-2-3 クラス1弁の強度計算方法

V-3-2-4 クラス2管の強度計算方法

- V-3-2-5 クラス3容器の強度計算方法
- V-3-2-6 クラス3管の強度計算方法
- V-3-2-7 重大事故等クラス2容器の強度計算方法
- V-3-2-8 重大事故等クラス2ポンプの強度計算方法
- V-3-2-9 重大事故等クラス2管の強度計算方法
- V-3-2-10 重大事故等クラス2弁の強度計算方法
- V-3-2-11 重大事故等クラス2支持構造物（容器）の強度計算方法
- V-3-2-12 重大事故等クラス2支持構造物（ポンプ）の強度計算方法
- V-3-2-13 重大事故等クラス3機器の強度評価方法

VI-3-3 強度計算書

- VI-3-3-1 原子炉本体の強度に関する説明書
 - VI-3-3-2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の強度に関する説明書
 - VI-3-3-3 原子炉冷却系統施設の強度に関する説明書
 - VI-3-3-4 計測制御系統施設の強度に関する説明書
 - VI-3-3-5 放射性廃棄物の廃棄施設の強度に関する説明書
 - VI-3-3-6 放射線管理施設の強度に関する説明書
 - VI-3-3-7 原子炉格納施設の強度に関する説明書
 - VI-3-3-8 その他発電用原子炉の附属施設の強度に関する説明書
-
- VI-3-別添1 竜巻への配慮が必要な施設の強度に関する説明書
 - VI-3-別添2 火山への配慮が必要な施設の強度に関する説明書
 - VI-3-別添3 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度に関する説明書
 - VI-3-別添4 発電用火力設備の技術基準による強度に関する説明書
 - VI-3-別添5 非常用発電装置（可搬型）の強度に関する説明書
 - VI-3-別添6 炉心支持構造物の強度に関する説明書
 - VI-3-別添7 原子炉圧力容器内部構造物の強度に関する説明書

島根原子力発電所第2号機 耐震評価を行っている各施設の
工認添付書類記載の整理について

1. 基本的な考え方

技術基準規則第11条、第52条に係る「火災防護設備」、第12条に係る「溢水防護に係る設備」のうち、基準地震動 S_s に対して機能を保持している設備については、その耐震計算方法が第5条及び第50条に基づき実施する耐震計算方法と共通であることから、これらの設備の耐震計算書をVI-2「耐震性に関する説明書」にまとめる。

また、第54条に係る「可搬型重大事故等対処設備」についても同様に、基準地震動 S_s に対して機能を保持していることの評価を実施していることから、その耐震計算書をVI-2「耐震性に関する説明書」にまとめる。

ただし、上記の設備は技術基準規則第5条又は第50条（地震による損傷の防止）以外への適合性を説明する上で、基準地震動 S_s に対する耐震性を確認しているものであることから、VI-2「耐震性に関する説明書」の別添として整理する。

2. 整理方針

(1) VI-2「耐震性に関する説明書」

- VI-2「耐震性に関する説明書」は、第4条及び第49条（地盤）並びに第5条及び第50条（地震による損傷の防止）に適合することを説明することを基本とする。
- 上記条文以外への適合性を説明する各資料にて、基準地震動 S_s に対して機能を保持している以下の設備の耐震計算書については、VI-2「耐震性に関する説明書」の別添として示す旨を、VI-2-1「耐震設計の基本方針」に記載する。
 - ・火災防護設備
 - ・溢水防護に係る設備
 - ・可搬型重大事故等対処設備
 - ・その他説明が必要と判断された事項
- 機能維持評価における機能確認済加速度について、VI-2-1-9「機能維持の基本方針」に施設共通となる機能確認済加速度を記載する。また、これとは異なる機能確認済加速度として、加振試験等を実施して得られたものを適用する場合には、各計算書に加振試験等の方法と得られた機能確認済加速度を明記する。

- (2) VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」
- 火災防護設備の個別の設計方針については、VI-1-1-8「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」に記載する。
 - 火災防護設備は機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて機能を保持する設計とし、その耐震評価方法及び結果についてはVI-2「耐震性に関する説明書」のうちVI-2-別添1「火災防護設備の耐震性に関する計算書」に示す。
- (3) VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」
- 溢水防護に係る設備の個別の設計方針については、VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」に記載する。
 - 地震起因による溢水量の算出に当たって、耐震B、Cクラス機器のうち基準地震動 S_s に対して耐震性が確保されているものについては溢水源として想定しないこととし、VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうちVI-1-1-9-3「溢水評価条件の設定」に対象設備を整理する。これらの耐震評価方法及び結果についてはVI-2「耐震性に関する説明書」のVI-2-別添2「溢水防護に関わる施設の耐震性に関する説明書」のうちVI-2-別添2-2「溢水源としない耐震B、Cクラス機器の耐震計算書」に示す。
なお、スロッシング及び想定破損に関する説明は、VI-1-1-9「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」のうちVI-1-1-9-3「溢水評価条件の設定」に記載する。
 - 地下水の流入による溢水に対して必要な排水設備について、基準地震動 S_s に対して機能を保持する設計とし、その耐震評価方法及び結果についてはVI-2「耐震性に関する説明書」のうち別添4「地下水位低下設備の耐震計算書」に示す。
- (4) VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」
- 可搬型重大事故等対処設備の個別の設計方針については、VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」のうちVI-1-1-7-別添2「可搬型重大事故等対処設備の設計方針」に記載する。
 - 可搬型重大事故等対処設備については、基準地震動 S_s に対して機能を保持する設計とし、その耐震評価方法及び結果についてはVI-2「耐震性に関する説明書」のVI-2-別添3「可搬型重大事故等対処設備の耐震性に関する説明書」に示す。

火災，自然現象，溢水，可搬評価に係る強度・耐震評価
の方針書及び計算書の作成要領

1. 概要

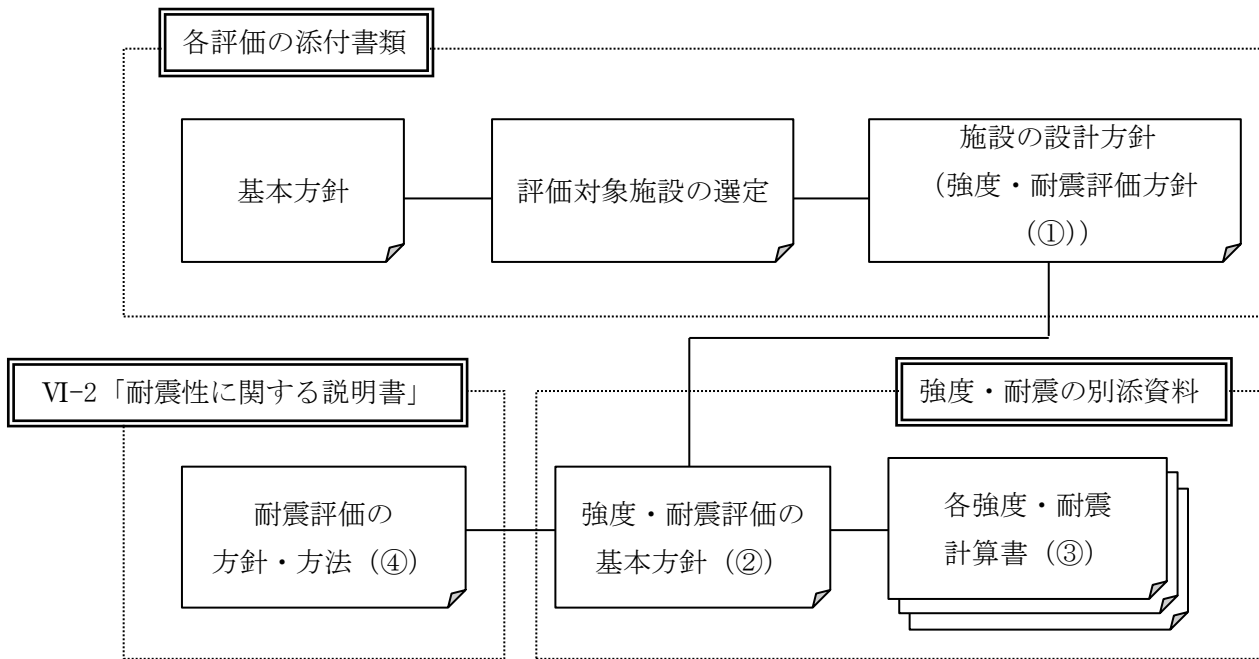
本資料は，別添資料とする自然現象等の荷重を考慮した技術基準規則第17条及び第55条対象外の強度評価に係る方針書及び計算書の作成要領，並びに技術基準規則第5条及び第50条対象外の耐震評価に係る方針書及び計算書の作成要領を示す。

なお，本要領を適用するものは，火災防護の耐震別添，津波の強度別添，溢水の強度及び耐震別添，可搬の耐震別添，竜巻の強度別添，並びに火山の強度別添とする。

2. 各評価に係る添付書類及び強度・耐震評価の別添資料の構成

火災，自然現象，溢水，可搬評価に係る評価書並びに別添資料として作成する強度・耐震に係る方針書及び評価書に関する構成は，以下のとおりとする。

- (1) 各評価に係る添付書類は，基本設計方針を受けて各評価に対する防護設計の考え方を具体化する。各評価の添付書類は，基本方針，評価対象施設の選定，施設の設計方針（①）等で構成する。施設の設計方針（①）には，強度・耐震評価の方針を記載し，各施設に関する要求機能，性能目標，評価方針，荷重条件等を示す。
- (2) 別添資料とする強度・耐震評価の基本方針（②）は，施設の設計方針（①）又はVI-2「耐震性に関する説明書」で整理される耐震評価の各方針又は方法（④）を受けて，個別の施設の強度・耐震評価の方針を示すものであり，強度・耐震評価に必要な事項のうち，各施設の評価に共通する荷重及び荷重の組合せ，許容限界，評価方法等を記載する。
- (3) 別添資料とする強度・耐震計算書（③）は，強度・耐震評価の基本方針（②）を受けて個別施設の評価結果を示すものであり，施設ごとに実際に用いる評価条件，評価方法，評価結果等を記載する。



3. 強度評価の基本方針（②）の作成方針

別添資料として作成する強度評価の基本方針は、自然現象等の各評価書における施設の設計方針（①）を受けて、個別の強度評価方針を示すものであり、強度評価に必要な事項のうち、各施設の評価に共通する荷重及び荷重の組合せ、許容限界、評価方法等を記載する。他の添付書類に関連付けして説明する場合、関連付けが可能であることの理由を含めて、関連付けの内容を記載する。

1. 概要

- ・技術基準規則に適合する設計とするために、各評価対象施設が要求される強度を有することを説明する。
- ・別添資料全体の構成について記載する。

（記載例）

本資料は、（技術基準規則）第〇〇条及び（解釈）に適合する設計とするため、VI-〇-〇-〇「〇〇に関する説明書」のVI-〇-別添〇「〇〇の強度に関する説明書」のうちVI-〇-別添〇-〇「〇〇の基本設計方針」に基づき、〇〇施設が、〇〇に対して構造健全性を維持する（又は、要求される機能を保持可能な構造強度を有する、等）ことを確認するための強度計算方針について説明するものである。

〇〇施設の具体的な計算の方法及び結果は、VI-〇-〇-〇「〇〇に関する説明書」のVI-〇-別添〇「〇〇の強度に関する説明書」のうちVI-〇-別添〇-〇「〇〇の計算結果」に示す。

2. 強度評価の基本方針

- ・強度計算書の全体の構成を記載する。

（記載例：全体の流れ）

強度評価は、「2.1 評価対象施設」に示す評価対象施設（設備）を対象として、「3. 荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」で示す〇〇荷重と組み合わせすべき他の荷重による組合せ荷重（による応力等）が許容限界内にあることを「4. 強度評価方法」に示す評価方法を使用し、「5. 適用規格・基準等」に示す適用規格・基準等を用いて確認する。

2.1 評価対象施設

- ・上位文書である施設の設計方針で設定する評価対象施設、構造計画を引用し、配置概要及び評価対象部位を記載する。

2.2 評価方針（竜巻評価等，評価項目，評価内容が多岐にわたるもの）

- ・上位文書である施設の設計方針で設定する評価方針を引用し，何の設備に何の評価項目（計算式等）が適用されるかを分かるように，評価対象部位単位で評価項目との関連を示す。また，適用の考え方をルール化する。更に，3.以降の評価内容を説明する。

3. 荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界

- ・上位文書である施設の設計方針で設定する荷重及び荷重の組合せの考え方を引用し，想定する全ての荷重を記載し，強度計算において考慮すべき荷重の組合せを設定する。
- ・上位文書である施設の設計方針で構造強度上の性能目標及び評価方針を引用し，評価対象部位ごとに許容限界を設定する。
- ・計算機プログラム（解析コード）を用いて解析する場合を除き，原則，各計算書で用いる荷重及び許容値の算定式をモデル図等とともに記載する。計算書に記載する場合は，計算書に記載する理由及び関連付けを記載する。

4. 強度評価方法

- ・強度評価の基本方針，強度計算方法の考え方等を記載。
- ・計算機プログラム（解析コード）を用いて解析する場合を除き，原則，各計算書で用いる強度評価の算定式を記載する。併せて，モデル化の考え方，モデルの諸元，境界条件等を記載する。計算書に記載する場合は，計算書に記載する理由及び関連付けを記載する。

（記載例：構造強度評価）

評価対象施設（設備）を対象として，「想定する荷重（による応力等）」が許容限界内にあることを[使用する評価方法]により確認する。

5. 適用規格・基準等

- ・評価に用いる適用規格・基準等を記載する。

4. 耐震評価の基本方針（②）の作成方針

別添資料として作成する耐震評価の基本方針は、自然現象等の各評価書の施設の設計方針（①）又はVI-2「耐震性に関する説明書」で整理される耐震評価の各方針・方法（④）を受けて、個別の施設の耐震評価の方針を示すものであり、耐震評価に必要な事項のうち、各施設の評価に共通する荷重及び荷重の組合せ、許容限界、評価方法等を記載する。他の添付書類に関連付けて説明する場合、関連付けが可能であることの原因を含めて関連付けの内容を記載する。

1. 概要

- ・技術基準規則に適合する設計とするために、各評価対象施設が要求される耐震性を有することを説明する。
- ・評価対象施設が、技術基準規則の第5条及び第50条の対象ではないことを記載する。
- ・評価対象施設の耐震重要度分類を記載（耐震B又はCクラスの施設が、基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性を有することを確認する旨を記載）する。
- ・別添資料全体の構成について記載する。

（記載例）

本資料は、（技術基準規則）第〇〇条及び（解釈）に適合する設計とするため、VI-〇「〇〇に関する説明書」のVI-〇-別添〇「〇〇の耐震性に関する説明書」のうちVI-〇-別添〇-〇「〇〇の設定」にて設定する耐震〇クラスの〇〇施設が、基準地震動 S_s による地震力に対して耐震性を有することを確認するための耐震計算方針について説明するものである。〇〇施設への基準地震動 S_s による地震力に対する耐震性の要求は、技術基準規則の第5条及び第50条の対象ではない。

〇〇施設の具体的な計算の方法及び結果は、VI-〇「〇〇に関する説明書」のVI-〇-別添〇「〇〇の耐震性に関する説明書」のうちVI-〇-別添〇-〇「〇〇の耐震計算書」に示す。

2. 耐震評価の基本方針

- ・耐震方針書の全体の構成を記載する。

(記載例：全体の流れ)

耐震評価は、「2.1 評価対象施設」に示す評価対象施設（設備）を対象として、「3. 荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界」で示す〇〇荷重と組み合わせすべき他の荷重による組合せ荷重（による応力等）が許容限界内にあることを「4. 耐震評価方法」に示す評価方法を使用し、「5. 適用規格・基準等」に示す適用規格・基準等を用いて確認する。

2.1 評価対象施設

- ・上位文書である施設の設計方針で設定する評価対象施設及び上位文書である施設の設計方針又は耐震設計の方針・方法で設定する構造計画を引用し、配置概要及び評価対象部位を記載する。

2.2 評価方針（可搬評価等、評価項目、評価内容が多岐にわたるもの）

- ・上位文書である施設の設計方針で設定する評価方針を引用し、何の設備に何の評価項目（計算式、減衰定数等）が適用されるかを分かるように、評価対象部位単位で評価項目との関連を示す。また、適用の考え方をルール化する。更に、3.以降の評価内容を説明する。（可搬評価のように、評価内容が多岐にわたる場合。）

3. 荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界

- ・上位文書である施設の設計方針で設定する荷重及び上位文書である耐震計算の方針・方法で設定する荷重の組合せの考え方を引用し、記載する。
- ・上位文書である施設の設計方針で設定する構造強度上の性能目標及び評価方針を引用し、評価対象部位ごとに許容限界を設定する。
- ・計算機プログラム（解析コード）を用いて解析する場合を除き、原則、各計算書で用いる荷重及び許容値の算定式をモデル図等とともに記載する。計算書に記載する場合は、計算書に記載する理由及び関連付けを記載する。

4. 耐震評価方法

4.1 地震応答解析

- ・地震応答解析の基本方針，地震応答解析に用いる入力地震動，解析方法及び解析モデル，設計用減衰定数，実施した試験概要等の順番で，評価内容が具体的に分かるように記載する。
- ・適用寸法の考え方（公称値，下限値等）を記載する。

4.2 応力評価（又は耐震評価）

- ・応力評価（又は耐震評価）の基本方針，評価方法の考え方等を記載する。
- ・計算機プログラム（解析コード）を用いて解析する場合を除き，原則，各計算書で用いる応力評価（又は耐震評価）の算定式を記載する。併せて，モデル化の考え方，モデルの諸元，境界条件等を記載する。計算書に記載する場合は，計算書に記載する理由及び関連付けを記載する。

（記載例：構造強度評価）

評価対象施設（設備）を対象として，[想定する荷重（による応力等）]が許容限界内にあることを[使用する評価方法]により確認する。

4.3 機能維持評価

- ・各設備で要求される動的機能，電気的機能等の機能維持の評価方針，実施した試験概要等を記載する。

（記載例：機能維持評価）

評価対象施設（設備）が，[想定する荷重（による加速度等）]に対して，機能を保持（維持）することを，機能維持評価により確認する。

4.4 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せの考慮

- ・水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せ評価の方針を記載する。
- ・2方向の評価方法，評価結果については，VI-〇-別添〇〇として記載する関連付けを記載する。

5. 適用規格・基準等

- ・評価に用いる適用規格・基準等を記載する。

5. 別添強度計算書（③）の記載要領

別添資料として作成する強度計算書は、自然現象等特殊な荷重を考慮した評価を実施することから、評価方針、評価方法及び評価結果等を記載することとしており、J S M E規格に基づいた添付書類の強度計算書とは構成が異なる。したがって、別添資料とする強度計算書は、同様の構成となる耐震計算書を参考に基本的に以下の構成とする。

なお、評価内容に応じ、該当がない項目については記載不要とし、記載項目の順序が前後することは可とする。

1. 概要

- ・上位文書である強度評価の方針書の評価方針を引用し、強度評価の目的及び範囲を明確にする。

(記載例)

本資料は、VI-〇「〇〇に関する説明書」のVI-〇-別添〇「〇〇に関する説明書」のうちVI-〇-別添〇-〇「〇〇の基本方針」に示すとおり、〇〇（個別施設）が〇〇（ハザード）においても、〇〇機能の維持を考慮して、主要な構造部材が構造健全性を有すること（又は、主要な構造部材が〇〇機能を保持可能な構造強度を有すること、等）を確認するものである。

2. 基本方針

- ・上位文書である強度評価の方針書に示す構造計画のとおり、「2.1 位置（又は配置）」及び「2.2 構造概要」を設定していることを記載する。

2.1 位置（又は配置）

- ・上位文書である強度評価の方針書で設定している構造計画等を引用し、施設の位置（又は配置）を記載する。
- ・位置によって評価の条件が変更となるものは、施設の配置図を記載する。

2.2 構造概要

- ・上位文書である強度評価の方針書で設定している構造計画等を引用し、施設の構造図、部位、寸法を記載する。
- ・評価対象施設が複数存在する場合は、代表の概要図を示す。本文に記載する部材は構造図中で明示する。

2.3 評価方針

- ・上位文書である強度評価の方針書で設定している荷重条件，許容限界等を引用し，評価の方針として，「3. 強度評価方法」以降で実施する評価方法の内容を記載する。

2.4 適用規格・基準等

- ・個別評価に用いる適用規格・基準等を記載する。

3. 強度評価方法

3.1 記号の定義

- ・評価に使用する記号の定義を記載する。過去の工事計画書の例にならい，記号の定義は，記号表として記載するか，あるいは当該式の下に記載する。

3.2 評価対象部位

- ・上位文書である強度評価の方針書で設定している評価対象部位を引用し，詳細な評価対象部位及び部位選定の考え方を記載する。
- ・同じ評価方法で評価する部位が複数あり，代表部位で記載する場合は，最も評価が厳しくなる部位を選定していることを説明する。

3.3 荷重及び荷重の組合せ

- ・上位文書である強度評価の方針書で設定している荷重及び荷重の組合せを引用し，施設の評価対象部位ごとの荷重及び組合せ荷重を具体的に記載する。
- ・上位文書の評価方針書で設定する各計算書共通の荷重算出方法等を引用して記載する場合は，引用する内容が分かるように記載する。
- ・上位文書で設定していない個別の計算式等を用いて評価する場合は，具体的に説明する。

3.4 許容限界

- ・上位文書である強度評価の方針書で設定している許容限界を引用し，施設の評価対象部位ごとに許容限界を記載する。
- ・上位文書の評価方針書で設定する各計算書共通の許容値等を引用して記載する場合は，引用する内容が分かるように記載する。
- ・上位文書で設定していない個別の計算式等を用いて評価する場合は，具体的に説明する。

3.5 評価方法

- ・上位文書の評価方針書で設定する各計算書共通の計算方法，計算式，解析手法等を引用して記載する場合は，引用する内容が分かるように記載する。
- ・上位文書で設定していない個別の計算式，解析手法，試験結果等を用いて評価する場合は，具体的に説明する。

4. 評価条件

- ・評価結果の妥当性を確認する上で必要となる，設計条件，評価用加速度，機器要目等の評価条件を記載する。計算書の前段で記載する評価条件についても，必要により再掲する。

(記載例)

VI-〇「〇〇に関する説明書」のうちVI-〇-〇-〇-〇「〇〇に関する説明書」の耐震計算書フォーマットに記載される評価条件

5. 強度評価結果

- ・評価結果，許容値等を記載する。

6. 別添耐震計算書（③）の記載要領

別添資料として作成する各耐震計算書は、基本的に以下の構成とする。ただし、該当がない項目については、記載不要とする。地震応答解析と応力評価（又は耐震評価）が一連の評価となる場合等は、必要によりまとめて記載する。評価内容等に応じて、記載項目の順序は前後する。

1. 概要

- ・上位文書である耐震評価の方針書の評価方針を引用し、耐震評価の目的及び範囲を明確にする。

（記載例）

本資料は、VI-〇の「〇〇に関する説明書」のVI-〇-別添〇「〇〇に関する説明書」のうちVI-〇-別添〇-〇「〇〇に関する説明書」に示すとおり、〇〇（個別施設）が基準地震動 S_s による地震力に対しても〇〇機能を維持するために、耐震性を有することを確認するものである。

2. 基本方針

- ・上位文書である耐震評価の方針書に示す構造計画のとおり、「2.1 位置（又は配置）」及び「2.2 構造概要」を設定していることを記載する。

（記載例）

〇〇設備は、別添資料〇〇「〇〇」に示す構造計画のとおり、「2.1 位置（又は配置）」及び「2.2 構造概要」を設定している。

2.1 位置（又は配置）

- ・上位文書である耐震評価の方針書で設定している構造計画等を引用し、評価対象部位の位置（又は配置）を記載する。
- ・位置によって評価条件が変更となるものは、評価対象の配置図を記載する。

2.2 構造概要

- ・上位文書である耐震評価の方針書で設定している構造計画等を引用し、構造図、部位、寸法を記載する。
- ・評価対象部位が複数存在する場合は、代表の概要図を示す。本文に記載される部位は、構造図中で明示する。

（記載例）

〇〇設備の構造は、別添〇〇「2.1 評価対象設備」に示す構造計画としており、〇〇設備の構造計画を第〇〇表に、外観図を第〇〇図に示す。

2.3 評価方針

- ・上位文書である耐震評価の方針書で設定している荷重条件，許容限界等を引用し，評価の方針として，「3. 地震応答解析」以降で実施する評価方法の内容を記載する。

2.4 適用規格・基準等

- ・個別評価に用いる適用規格・基準等を記載する。

3. 地震応答解析（又は固有値解析）

3.1 基本方針

- ・上位文書である耐震評価の方針書で設定している解析方針を引用し，解析の流れが分かるように，地震応答解析（又は固有値解析）の目的，考え方等を記載する。

3.2 解析方法（又は固有振動数の計算方法）

- ・適用する解析方法，計算機プログラム（解析コード），適用寸法の考え方（公称値，下限値等），実施した試験の内容等を記載する。

3.3 設計用地震力

- ・地震応答解析に用いる地震力，減衰定数等を記載する。減衰定数を引用する場合は，引用元の資料名を記載する。
- ・入力地震力に床応答スペクトルを用いる場合は，機器の設置位置を記載する。

3.4 解析モデル及び諸元

- ・解析モデル，解析モデルの考え方，解析モデルの諸元，境界条件等を記載する。

3.5 地震応答解析結果（又は固有値解析結果）

- ・地震応答解析（又は固有値解析）の結果（固有値，モード図，応力解析の入力となる荷重，変位，加速度等）を記載する。

4. 応力評価（又は耐震評価）

4.1 基本方針

- ・上位文書である耐震評価の方針書で設定している評価方針を引用し、評価の流れが分かるように、応力評価（又は耐震評価）の目的、考え方、耐震クラス等を記載する。

4.2 評価対象部位

- ・上位文書である耐震評価の方針書で設定している評価対象部位を引用し、詳細な評価対象部位及び部位選定の考え方を記載する。
- ・同じ評価方法で評価する部位が複数あり、代表部位で記載する場合は、最も評価が厳しくなる部位を選定していることを説明する。

4.3 荷重及び荷重の組合せ

- ・上位文書である耐震評価の方針書で設定している荷重及び荷重の組合せを引用し、評価対象部位ごとの荷重及び組合せ荷重を具体的に記載する。
- ・上位文書の評価方針書で設定する各計算書共通の荷重算出方法等を引用して記載する場合は、引用する内容が分かるように記載する。
- ・上位文書で設定していない個別の計算式等を用いて評価する場合は、具体的に説明する。

4.4 許容限界

- ・上位文書である耐震評価の方針書で設定している許容限界を引用し、評価対象部位ごとに許容限界を記載する。
- ・上位文書の評価方針書で設定する各計算書共通の許容値等を引用して記載する場合は、引用する内容が分かるように記載する。
- ・上位文書で設定していない個別の計算式等を用いて評価する場合は、具体的に説明する。

4.5 評価方法

- ・上位文書の評価方針書で設定する各計算書共通の計算方法、計算式、解析手法等を引用して記載する場合は、引用する内容が分かるように記載する。
- ・上位文書で設定していない個別の計算式、解析手法、試験結果等を用いて評価する場合は、具体的に説明する。
- ・計算に使用する記号の定義を記載する。過去の工認資料の例にならい、記号の定義は、記号表として記載するか、あるいは当該式の下に記載する。

5. 機能維持評価

5.1 基本方針

- ・上位文書である耐震評価の方針書で設定している評価方針を引用し、解析の流れが分かるように、機能維持評価の目的、考え方等を記載する。

5.2 評価対象部位

- ・上位文書である耐震評価の方針書で設定している評価対象部位を引用し、詳細な評価対象部位及び部位選定の考え方を記載する。

5.3 許容限界

- ・上位文書である耐震評価の方針書で設定している許容限界を引用し、評価対象部位ごとに許容限界を記載する。

5.4 評価方法

- ・上位文書である耐震評価の方針書の機能維持方針を引用し、機能維持評価の方法を記載する。具体的には、評価対象の応答加速度が、「5.3 許容限界」で示す機能確認済加速度等の許容限界以下となることを確認する等を記載する。

6. 評価条件

- ・評価結果の妥当性を確認する上で必要となる、設計条件、評価用加速度、機器要目等の評価条件を記載する。計算書の前段で記載する評価条件についても、必要により再掲する。

(記載例)

VI-〇「〇〇に関する計算書」のうちVI-〇-〇-〇-〇「〇〇に関する計算書」の耐震計算書フォーマットに記載される評価条件

7. 強度評価結果

- ・許容限界、耐震評価結果、評価結果等を記載する。

7 工事計画認可申請における添付図面の作成要領

1. 目的

工事計画認可申請のうち「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」の「別表第二」（以下「別表第二」という。）に添付要求のある添付図面（系統図，配置図，構造図）について，記載の統一及び一貫性を図ることを目的として，添付図面の作成要領を策定する。

なお，記載例については，別紙1に示す。

2. 添付図面を添付する対象範囲

- (1) 別表第二の個別の施設ごとに作成する添付図面（系統図，配置図，構造図）を添付する対象範囲は，次頁の通りとする。

配置図については，機器の配置を明示した図面（以下，機器配置図）及び主配管の配置を明示した図面（以下，配管配置図）は別整理とする。

なお，表の範囲に含まれない設備については，個別に選定する。

	対象設備	系統図	配置図		構造図
			機器配置図	配管配置図	
a	重大事故等対処設備として要目表に記載するもの（既設含む） （例：低圧原子炉代替注水ポンプ、大量送水車、第1ベントフィルタスクラバ容器等）	○ （注1）	○	○ （注2）	○ （注2, 3）
b	既設の設計基準対象施設を重大事故等対処設備として使用するもので機器クラス区分が変更（クラスアップ）するもの及び使用条件が変更となるもの （例：原子炉格納容器等）	○ （注1）	○	○ （注2）	○ （注2, 3）
c	既設の設計基準対象施設を重大事故等対処設備として使用するもので既工事計画書に記載がないもの （例：SA主ラインに設置する安全弁・逃がし弁）	○ （注1）	○	○	○ （注3）
d	既設の設計基準対象施設を重大事故等対処設備として使用するもので、既工事計画書に記載があり、設計基準対象施設としての仕様から変更のないもの （例：残留熱除去系熱交換器等）	○ （注1）	○	○ （注2）	○ （注2, 3）
e	設計基準対象施設のうち新規制対象として新たに要目表に記載するもの （例：火災防護設備、浸水防護施設等）	○	○	○	○ （注3）
f	耐震基準変更等に伴う評価対象設備を要目表として再掲するもの	× （注4）	×	×	×
g	要目表の記載の適正化のみ行うもの （例：別表改正にあつて、手続き対象外のもの）	×	×	×	×
h	設計基準対象施設で改造工事を実施するもの	○	○	○	○ （注3）
i	撤去・廃止設備（改造範囲除く）	○	×	×	×

- (注1) 重大事故等対処設備における主配管系統図を添付する。また、重大事故等対処設備と設計基準対象施設との関係性を示すため、設計基準対象施設における主配管系統図についても添付する。
- (注2) 既工事計画書に添付図面の記載があるものについては、図面自体は添付せず添付図面の目次に許認可情報（「認可（届出）年月日」、「認可（届出）番号」及び「添付図面名称」）を記載する。ただし、クラスアップした範囲の配管については図面を添付する。
- (注3) 構造図には、主要寸法を記載する。なお、別表第二下欄で要求される構造図のうち記載すべき主要寸法がない設備（計測装置等）については、説明書にて示す。
- (注4) 耐震Sクラス設備及びBクラス共振の系統図については、対象範囲確認のため、別途社内資料として作成する。

(2) 基本設計方針にのみ記載する設備の扱い

- a. 基本設計方針にのみ記載する設備の図面については、別表第二上で要求される「添付図面」としては添付せず、当該設備が関連する説明資料で必要により図示するものとする。

(3) 兼用設備の添付図面の添付について

- a. 兼用設備（基本設計方針にて兼用先を記載するものを含む）に係る添付図面の添付対象について、以下に示す。

系統図		機器配置図		配管配置図及び構造図	
主登録	兼用	主登録	兼用	主登録	兼用
○	○	○	○	○	×
使用する系統ごとに兼用範囲を含めて記載し、添付する。なお、図中に当該設備（系統）における申請範囲を赤色で示し、兼用する場合には別の色で着色し、識別する。		主登録する施設（設備）に添付する。	兼用登録する施設（設備）ごとに添付する。	主登録する施設（設備）に添付する。	主登録側と配管配置図及び構造図は同様であることから添付しない。

(4) 公差表の添付について

- a. 配置図及び構造図を添付する設備のうち、要目表の変更後に主要寸法が記載される設備について公差表を添付する。なお、一部の設備については以下の通りとする。
 - (a) 既工事計画書にて認可を受けている範囲内にある設備については公差表を添付しない。
(DBクラス3からSAクラス2へクラスアップした配管の継手のうちDBで認可を受けた温度圧力条件から変更のないもの)
 - (b) 設計段階で主要寸法の寸法公差が設定されていない設備については、公差表を添付した上で「規定しない」旨を記載する。(浸水防護堰等)
 - (c) 可搬型重大事故等対処設備の主要寸法のうち概略寸法を記載している箇所については「概略寸法のため規定しない」旨を記載した上で、寸法公差を設定しない。(車両寸法等)
 - (d) 安全弁・逃がし弁の「呼び径」については、性能又は構造強度等の評価に係らないことから、公差表は添付しない。
 - (e) 公差は技術基準適合の閾値であることから、要目表の記載値に「〇〇以上」と評価上の最小値を記載している場合は公差表を添付しない。
(例：安全弁・逃がし弁のリフト量，主要弁の弁箱厚さ及び弁ふた厚さ等)

3. 添付図面の記載方法

(1) 共通事項

- a. 別表第二の施設（系統）区分ごとに添付図面を作成する。
（例：核燃料取扱施設及び貯蔵施設，原子炉冷却系統施設，計測制御系統施設…）
- b. 資料の構成は，別表第二の記載順に施設（系統）ごとに作成し，添付図面の目次により，添付する図面を明確化する。

(2) 系統図

- a. 重大事故等対処設備（S A）の主たる流路を示す系統図を添付する。
また，そのS Aの主たる流路と設計基準対象施設（D B）の主たる流路との切り替え性を示すために，D Bの主たる流路を示す系統図を添付する。
(4/14：①参照)
- b. D B系統図，S A系統図とも設備（系統）区分ごとに作成する。
当該設備（系統）区分における申請範囲（主たる設備（系統）区分の主流路の範囲）を「赤太実線」で示し，当該設備（系統）区分における申請範囲である旨を凡例に記載する。
また，主たる流路を他の設備（系統）で兼用する箇所については，「赤とは別の色」で識別し，兼用する設備（系統）別の色分けを図中に凡例として記載する。
(2/14：①，4/14：①，5/14：①②参照)
- c. S A主要弁，安全弁・逃がし弁については，申請対象弁を太線で囲むことで示すものとする。また，凡例として図中に記載する。
(5/14：③参照)
- d. D B，S Aの「計測制御系統図」については，申請対象計測器を破線で囲むことで示すものとし，D B兼S A対象は「◇」，S A対象は「△」の注記を設けることで，D B，S A対象を識別する。
(6/14：①参照)
- e. 技術基準規則第54条の重大事故等対処設備に要求される切り替え性，接続先の規格の統一，複数の異なる場所への接続口の設置要求に対する記載方法については，以下に示す。
 - (a) 切り替え性
設計基準対象施設との切り替えを行う弁については，四角破線で囲み切替対象

弁であることを示す。また、凡例として図中に記載する。

(1/14 : ①参照)

(b) 接続先の規格の統一

可搬型設備の接続箇所について、接続先が統一された形状等であることが分かるように、接続方式、呼び径及びボルト本数等の仕様について記載する。

(2/14 : ⑤, 3/14 : ①参照)

(c) 異なる場所への接続口設置

接続先を2箇所分散配置する場合、接続先となる場所名を図面上に記載する。

(例：低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）など）


(2/14 : ②参照)

f. 主配管の要目表に「分岐点」又は「合流点」の名称がある場合は、系統図の該当箇所に、引き出し線を用いて、要目表と同一名称を記載する。

(2/14 : ③参照)

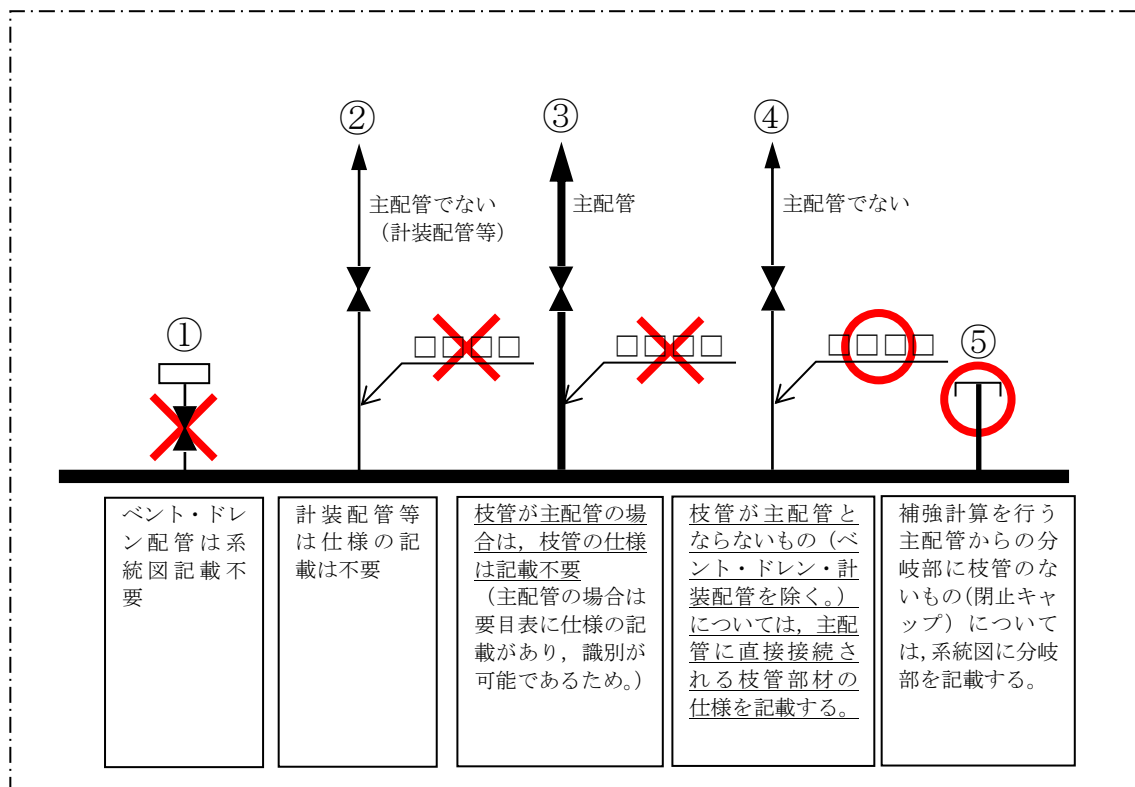
g. 申請する主配管の分岐部のうち、枝管が主配管に該当しない場合は、枝管の仕様を記載する。(ただし、ベント・ドレン・計装配管を除く)

(2/14 : ④参照)

h. 撤去・廃止設備は、撤去・廃止する範囲を系統図上に  マークで明示する。

(7/14 : ①参照)

【分岐部枝管の記載パターン】



(3) 機器配置図

a. 共通事項

(a) 機器配置図に記載する機器の名称及び保管場所・取付箇所は要目表の記載と合わせる。

(b) 一つの機器で、「機器本体」と「付属機器」の要目表がある場合は、「機器本体」の配置を機器配置図に記載し、付属機器は「機器本体」と同一の取付箇所であることを注記にて記載する。

(9/14 : ②参照)

(c) 屋外に配置している機器については、要目表に記載する取付箇所の記載内容に EL ○mm を記載する。

(9/14 : ④参照)

(d) 建物内に配置している機器で、機器配置図に記載しているフロアレベルと当該機器の設置レベルが異なる場合は、機器名称の後に EL ○mm を記載する。

- b. 常設設備
 - (a) 常設設備の取付箇所については、同一の設備（系統）区分の機器を、フロア別にまとめた記載とする。

 - c. 可搬型設備
 - (a) 屋外の可搬型設備の保管場所については、図中に全ての保管場所を明示する。
(9/14：①参照)

 - (b) 可搬型設備の取付箇所及び保管場所については、同一の設備（系統）区分の機器をまとめた記載とする。ただし機器が多数あり、1つの図面で収まらない場合は複数の図面に分けることも可とする。
(9/14：③参照)

 - d. 設計基準対象施設と重大事故等対処設備との位置的分散について
 - (a) 設計基準対象施設と重大事故等対処設備との位置的分散は、機器配置図としては、対象となる機器名称を記載するのみとし、具体的な位置的分散についての説明は、VI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」の資料中に、その「対象設備」や位置的分散について表などを用いて示すこととする。
- (4) 配管配置図
- a. 配管配置図に記載する配管（常設及び可搬型の放水砲等）の仕様は要目表と紐付け可能なように、別紙に配管図に対応した要目表の一覧表を添付する。

 - b. 兼用設備側の配管配置図については主登録側と配管配置及び構造は同様であることから添付しない。

 - c. 重大事故等対処設備として使用する既存の設備のうち、既工事計画書に図面の記載があるものについては、配管配置図自体は添付せず、添付図面目次に該当する設備の許認可情報（「認可（届出）年月日」、「認可（届出）番号」及び「添付図面名称」）を記載する。ただし、クラスアップの範囲については図面を添付する。

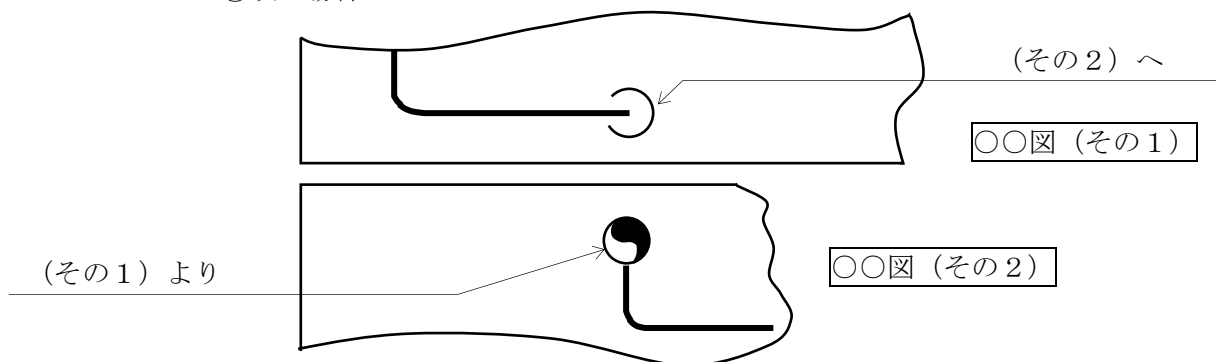
 - d. 配管図の記載要領については以下の通りとする。
 - (a) 配管は呼び径に関わらず、単線にて表示する。

 - (b) 接続先表示は、次のものとする。

- ① 同一系統において、別図面に記載する場合は、接続先の図面の図面番号を記載する。
- ② 接続先が他系統になる場合は、相手側を破線にて記載し、系統名又は機器名称を記載する。
- ③ 同一系統において、同図面に記載する場合は、各々の接続先にアルファベット記号（小文字）を付け、記載する。

〔作成例〕

①項の場合

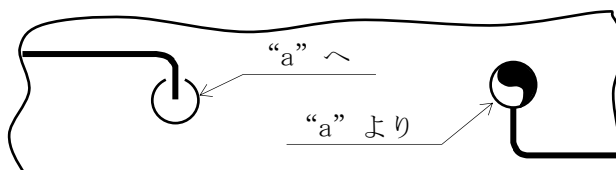


②項の場合



系統名称については細線にて引出し線を書き、系統名称を記載する。

③項の場合



(c) ルート表示は、次によるものとする。

クラス1及び2配管については、継手を表示する。

① 曲げ部

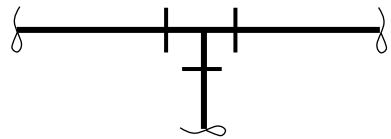
平面図，立面図でのエルボ・曲げ管の区別は下図による。

クラス1及びクラス2配管以外ではその区別をせず，下図の曲げ管の場合による。

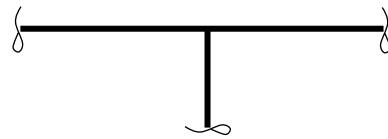
平面図					
立面図	エルボの表示を示す。 		曲げ管の表示を示す。 		

② 分岐部

ティー，管台の区別は下図による。クラス1及びクラス2配管以外ではその区別をせず，下図の管台の場合による。



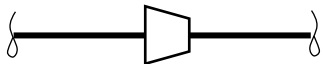
ティーの場合



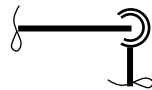
管台の場合

③ レジューサ

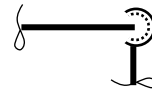
下図の表記を行い，同芯，偏芯の区別は行わない。



水平管に取り付く場合

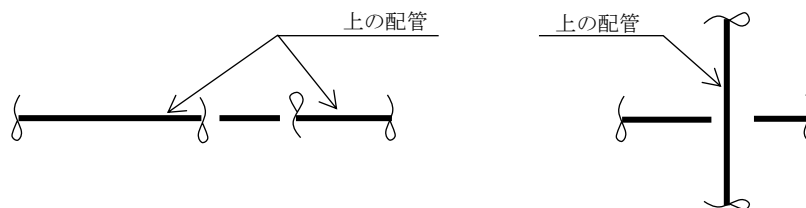


立ち上がり管に取り付く場合
(レジューサの上方が小径端側
のとき)



立ち上がり管に取り付く場合
(レジューサの下方が小径端
側のとき)

④ 配管が重なる箇所の表示



⑤ キャップ



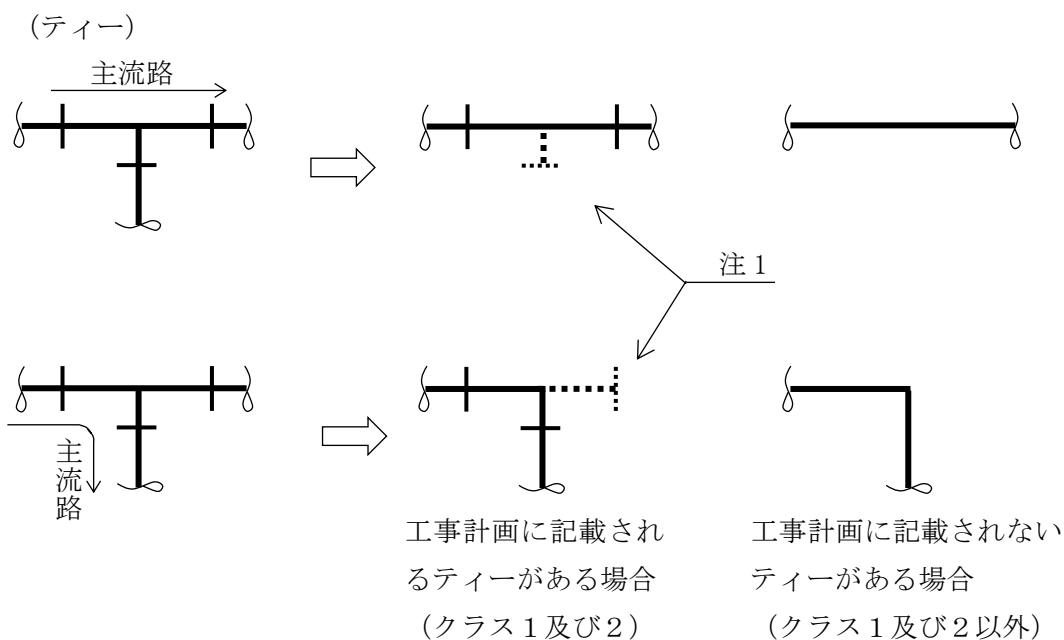
⑥ 閉止板



⑦ カップリング

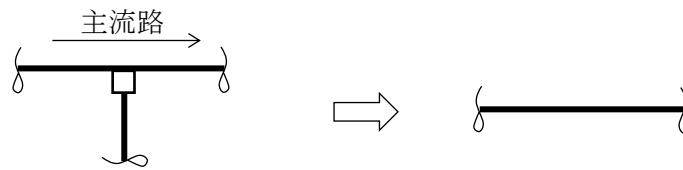


(d) 主流路を構成しない分岐部は次のように記載する。



注1 : 工事計画に記載の管継手であり、主流路でない部分は破線(細線)とする。

(管台)



(5) 構造図

- a. 構造図の図中に主要寸法を記載する。

(10/14 : ①, 11/14 : ①参照)

- b. 複数の施設又は設備(系統)区分で兼用する設備の構造図は、兼用先の図面は添付しない。

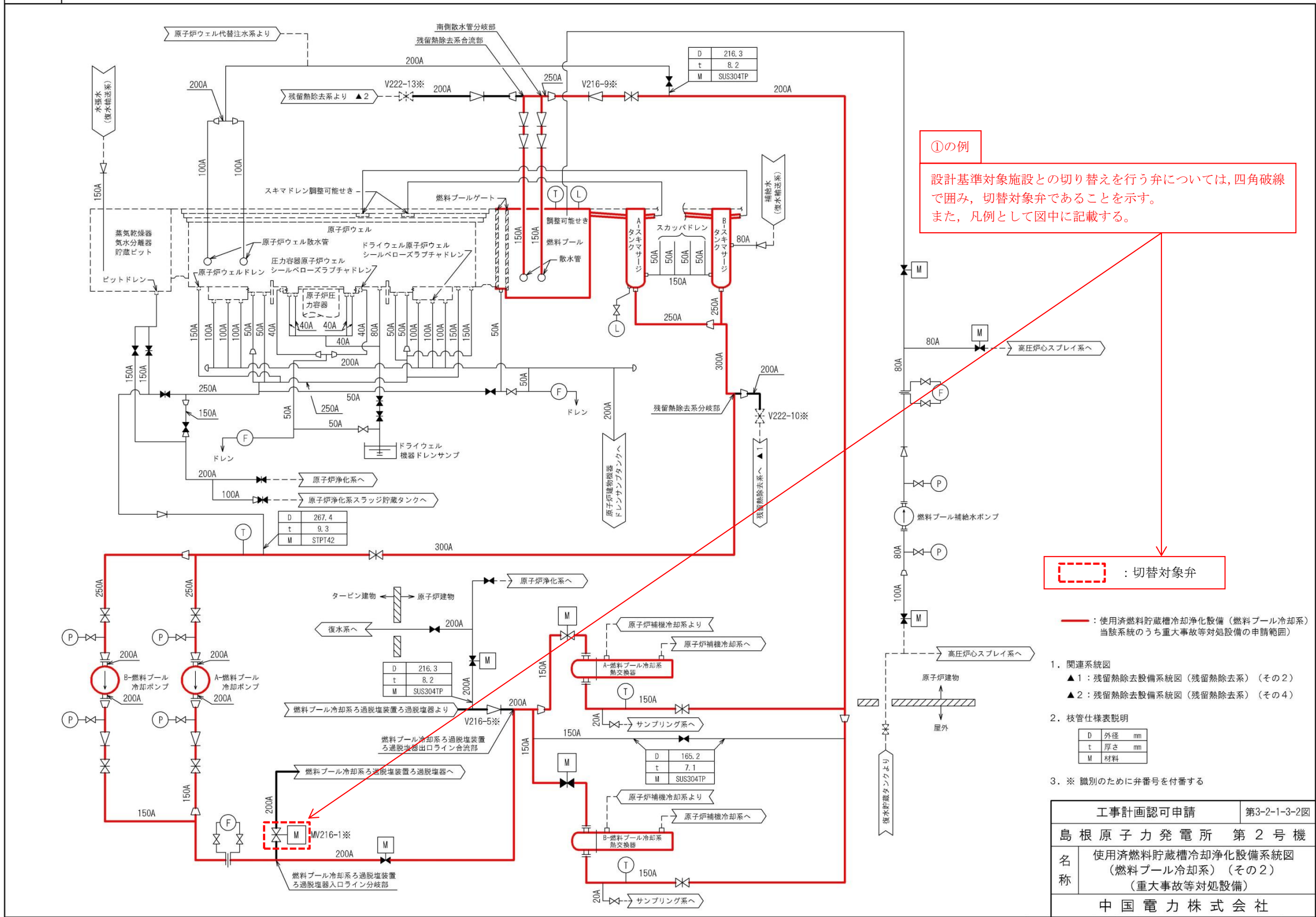
- c. 重大事故等対処設備として使用する既存の設備のうち、既工事計画書に図面の記載があるものについては、構造図自体は添付せず、添付図面の目次に該当する設備の許認可情報(「認可(届出)年月日」,「認可(届出)番号」及び「添付図面名称」)を記載する。

- d. 非常用電源設備の「内燃機関」に関する記載方法について、その設備に附属する要目表記載機器(調速装置, 非常調速装置等)の取付け位置がわかるように図中に記載する。

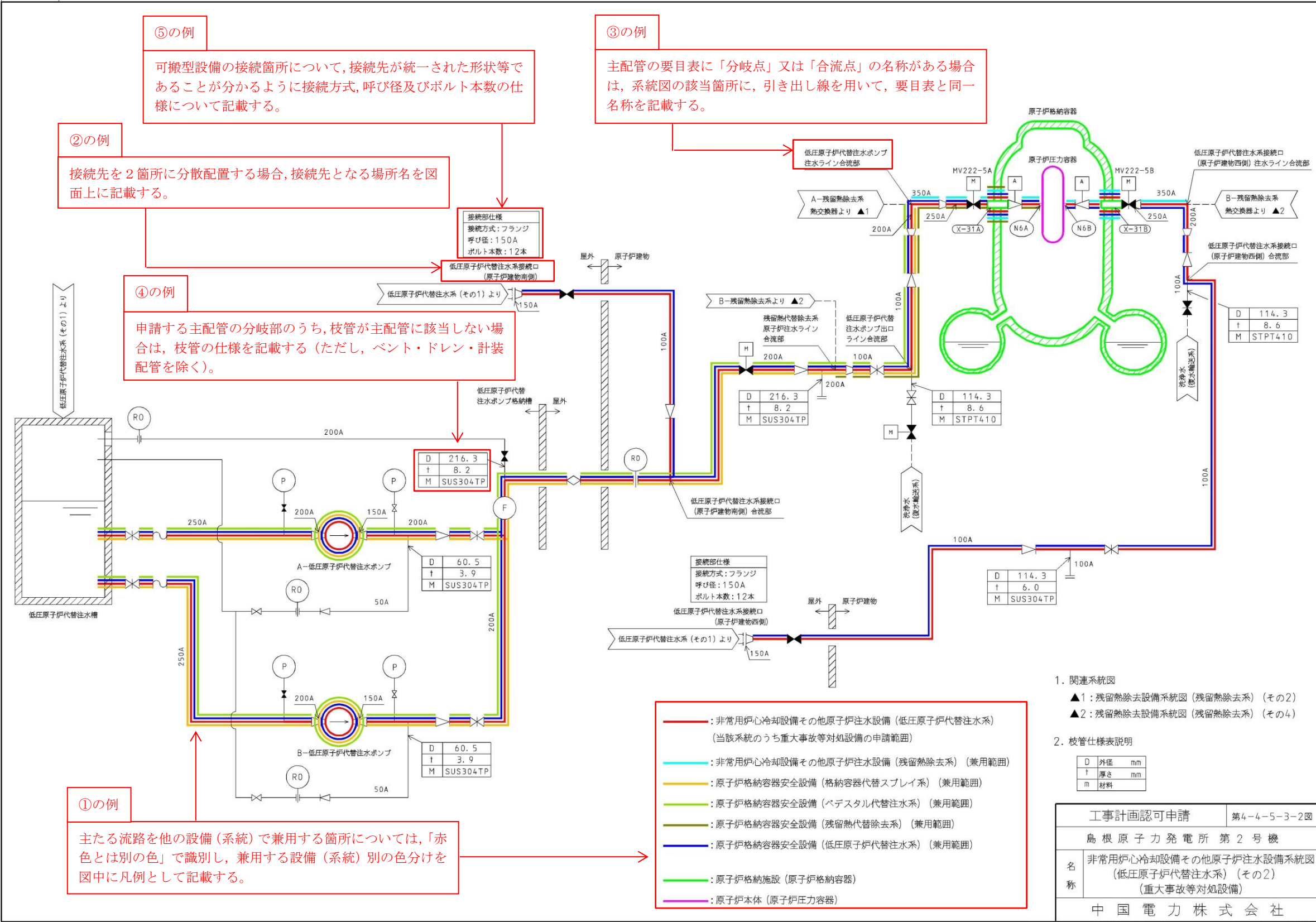
(12/14 : ①参照)

記載例

12-042-100-2N



786-500-2N



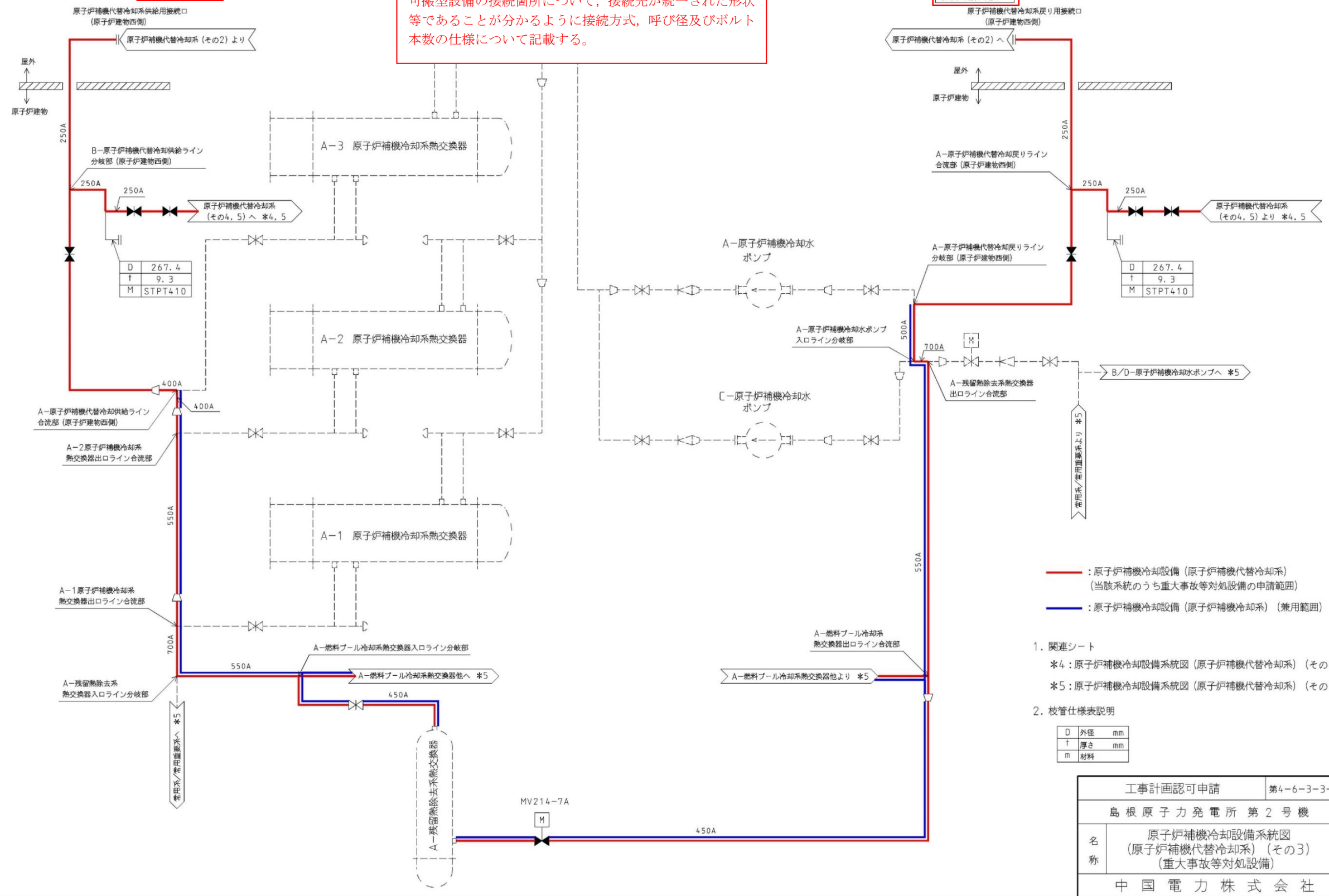
E66-S00-ZN

接続部仕様
接続方式：フランジ
呼び径：250A
ボルト本数：12本

①の例

可搬型設備の接続箇所について、接続先が統一された形状等であることが分かるように接続方式、呼び径及びボルト本数の仕様について記載する。

接続部仕様
接続方式：フランジ
呼び径：250A
ボルト本数：12本



— 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機代替冷却系)
(当該系統のうち重大事故等対処設備の申請範囲)
— 原子炉補機冷却設備 (原子炉補機冷却系) (兼用範囲)

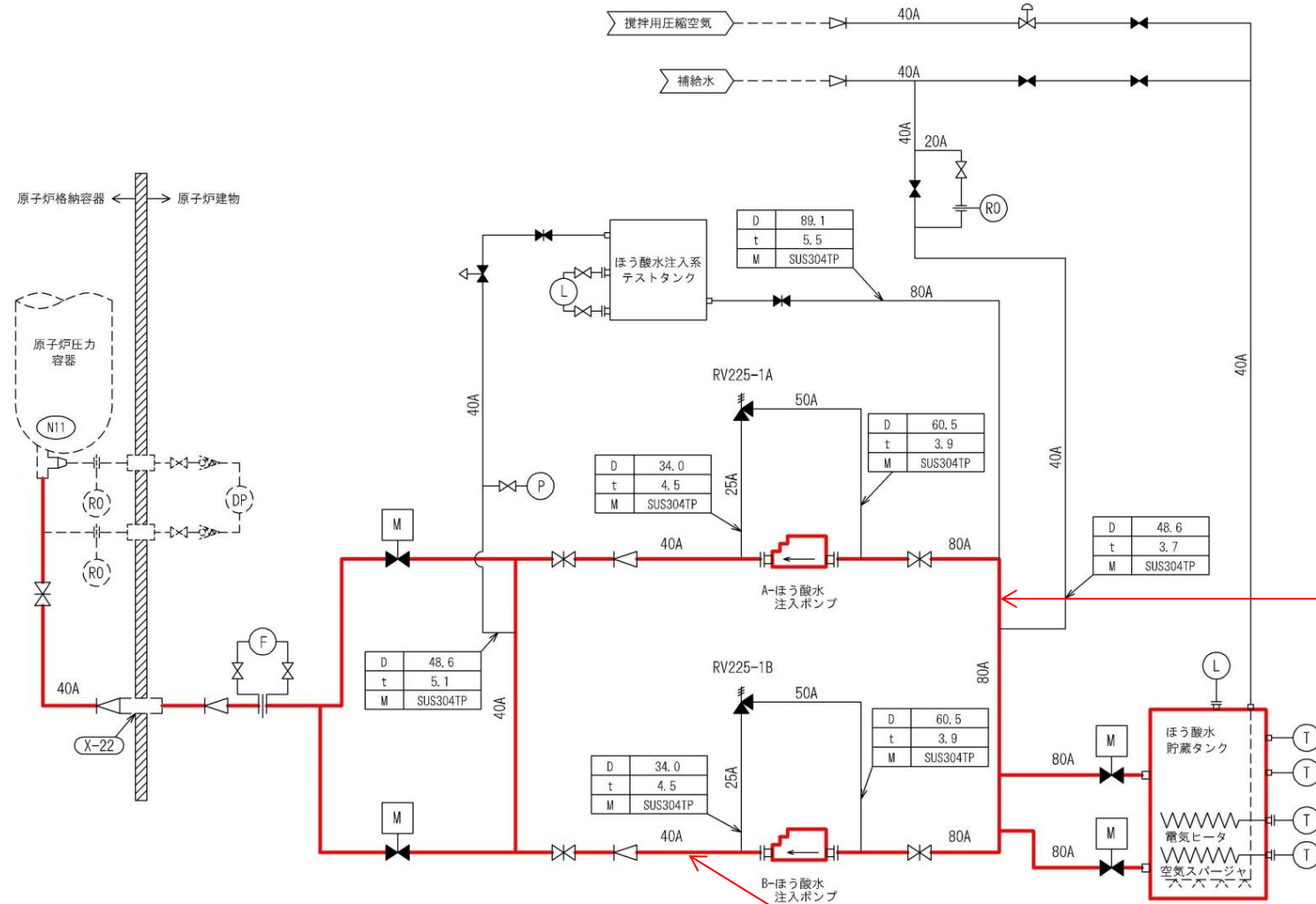
1. 関連シート
*4: 原子炉補機冷却設備系統図 (原子炉補機代替冷却系) (その4)
*5: 原子炉補機冷却設備系統図 (原子炉補機代替冷却系) (その5)

2. 枝管仕様表説明

D	外径	mm
t	厚さ	mm
m	材料	

工事計画認可申請		第4-6-3-3-3図
島根原子力発電所 第2号機		
名称	原子炉補機冷却設備系統図 (原子炉補機代替冷却系) (その3) (重大事故等対処設備)	
中国電力株式会社		
S	H	G
N2-005-993		0X13

N2-001-243-21



①の例
 主たる設備（系統）区分の主流路の範囲を「赤太実線」で示し、当該設備（系統）区分における申請範囲である旨を凡例に記載する。

②の例
 設計基準対象施設（DB）の主たる流路を示す系統図を添付する。

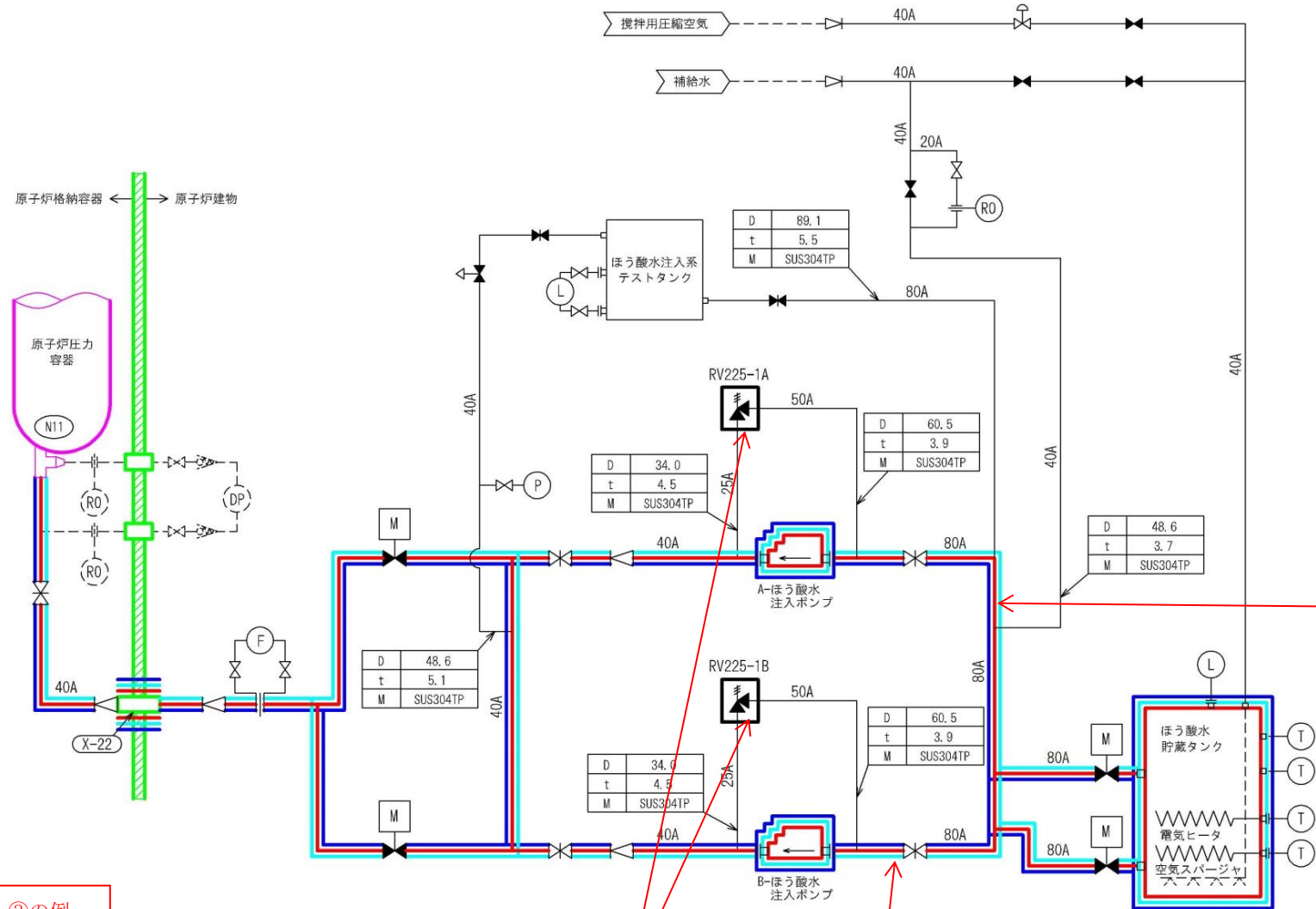
— : ほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）
 （当該系統のうち設計基準対象施設の申請範囲）

1. 枝管仕様表説明

D	外径	mm
t	厚さ	mm
M	材料	

工事計画認可申請	第5-3-1-3-1図
島根原子力発電所 第2号機	
名称	ほう酸水注入設備系統図 (ほう酸水注入系) (その1) (設計基準対象施設)
中国電力株式会社	

S A H G N2-001-243-21 0630



②の例
 主たる設備（系統）区分の主流路の範囲を「赤太実線」で示し、当該設備（系統）区分における申請範囲である旨を凡例に記載する。

- : ほう酸水注入設備（ほう酸水注入系）
（当該系統のうち重大事故等対処設備の申請範囲）
- : 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（ほう酸水注入系）
（兼用範囲）
- : 原子炉格納容器安全設備（ほう酸水注入系）
（兼用範囲）
- : 原子炉格納施設（原子炉格納容器）
- : 原子炉本体（原子炉压力容器）

③の例
 SA主要弁・安全弁については、申請対象弁を太線で囲むことで示す。また、凡例として図中に記載する。

①の例
 重大事故等対処設備（SA）の主たる流路を示す系統図を添付する。

1. 枝管仕様表説明

D	外径	mm
t	厚さ	mm
M	材料	
2. SA主要弁、安全弁及び逃がし弁

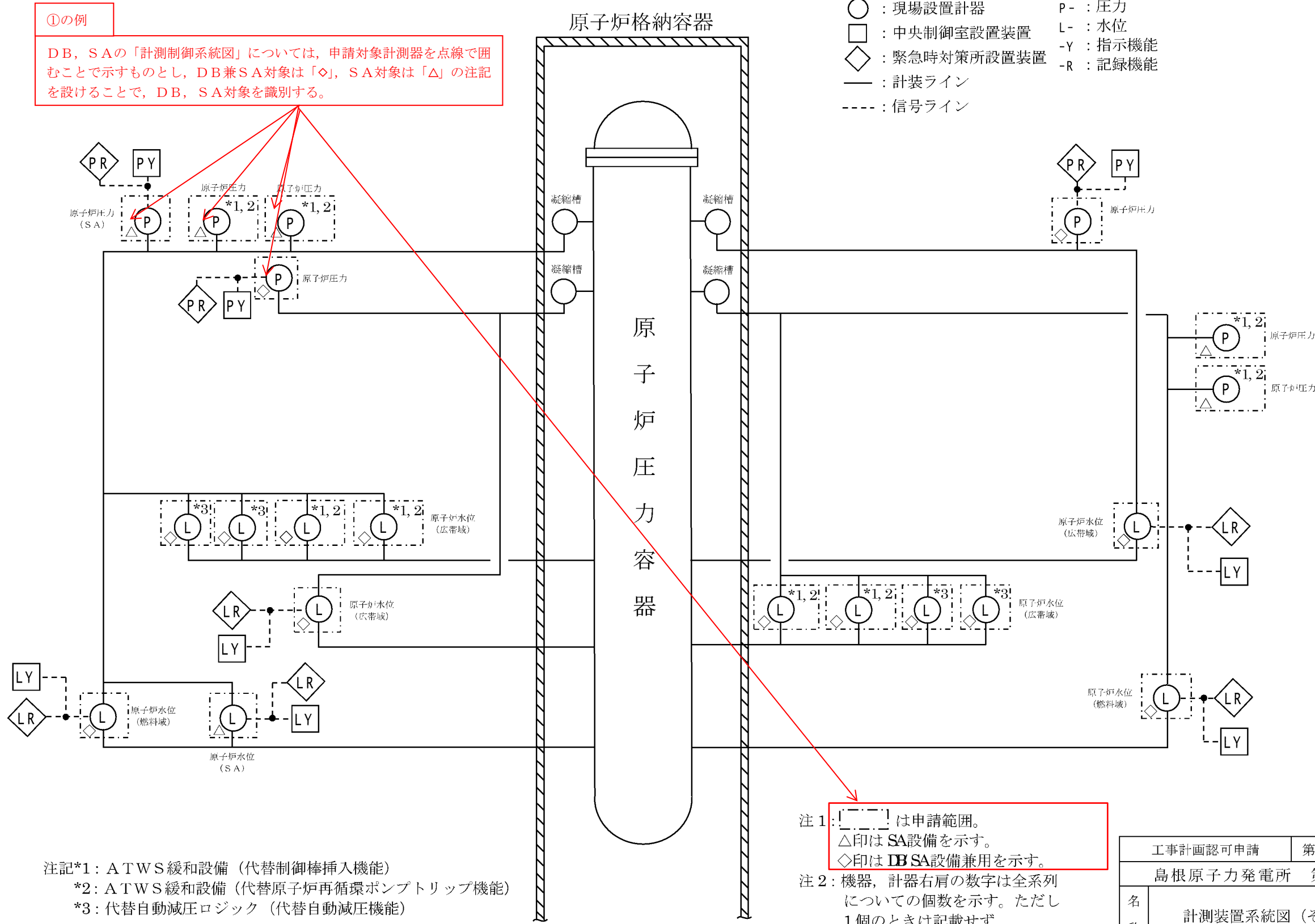
工事計画認可申請		第5-3-1-3-2図
島根原子力発電所 第2号機		
名称	ほう酸水注入設備系統図 (ほう酸水注入系) (子の?) (重大事故等対処設備)	
中国電力株式会社		

①の例

DB, SAの「計測制御系統図」については、申請対象計測器を点線で囲むことで示すものとし、DB兼SA対象は「◇」、SA対象は「△」の注記を設けることで、DB, SA対象を識別する。

凡例

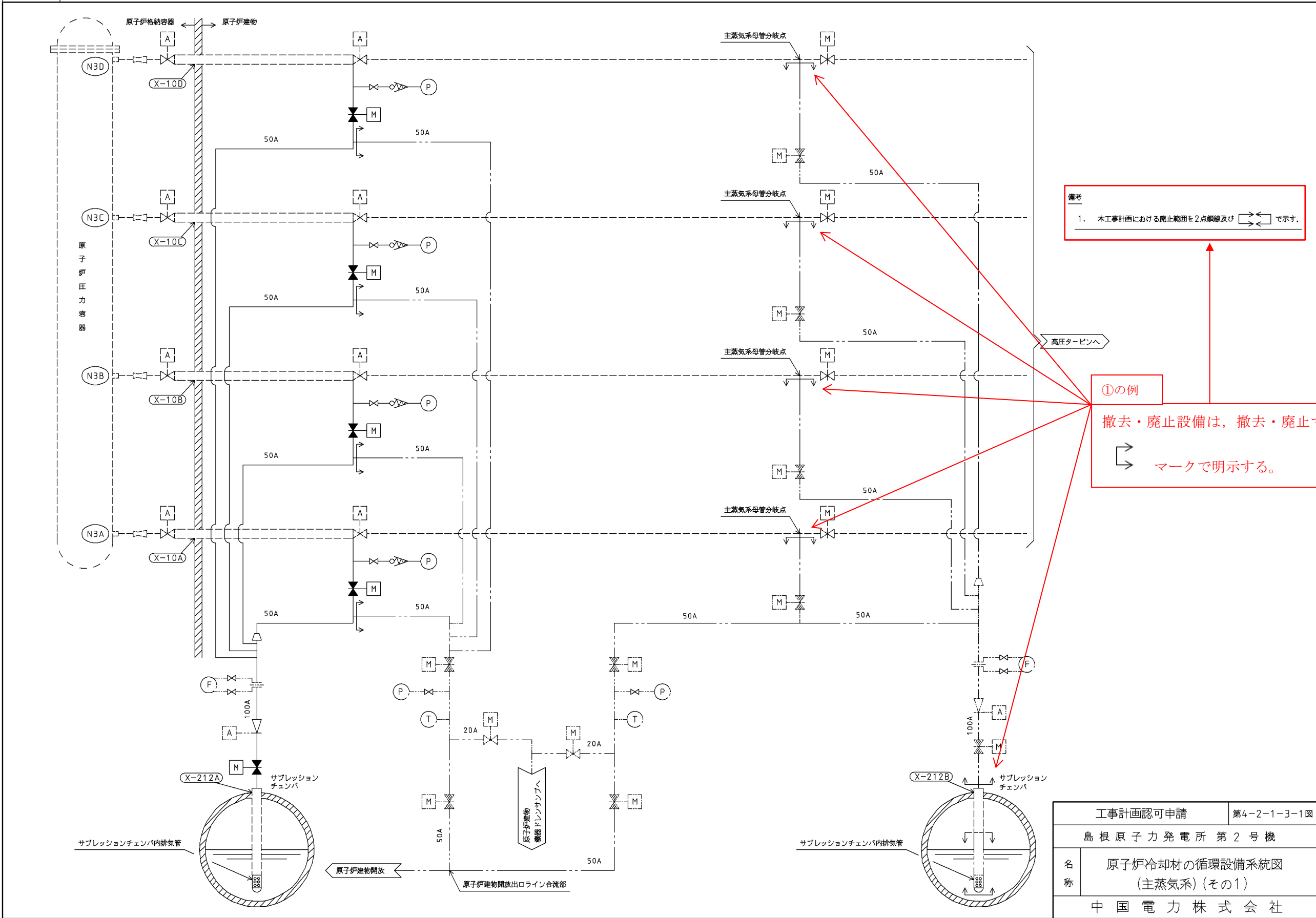
- : 現場設置計器
- : 中央制御室設置装置
- ◇ : 緊急時対策所設置装置
- : 計装ライン
- - - : 信号ライン
- P- : 圧力
- L- : 水位
- Y : 指示機能
- R : 記録機能

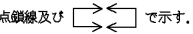



注記*1: A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)
 *2: A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)
 *3: 代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)

注1: [] は申請範囲。
 △印は SA 設備を示す。
 ◇印は DB SA 設備兼用を示す。
 注2: 機器, 計器右肩の数字は全系列についての個数を示す。ただし1個のときは記載せず。

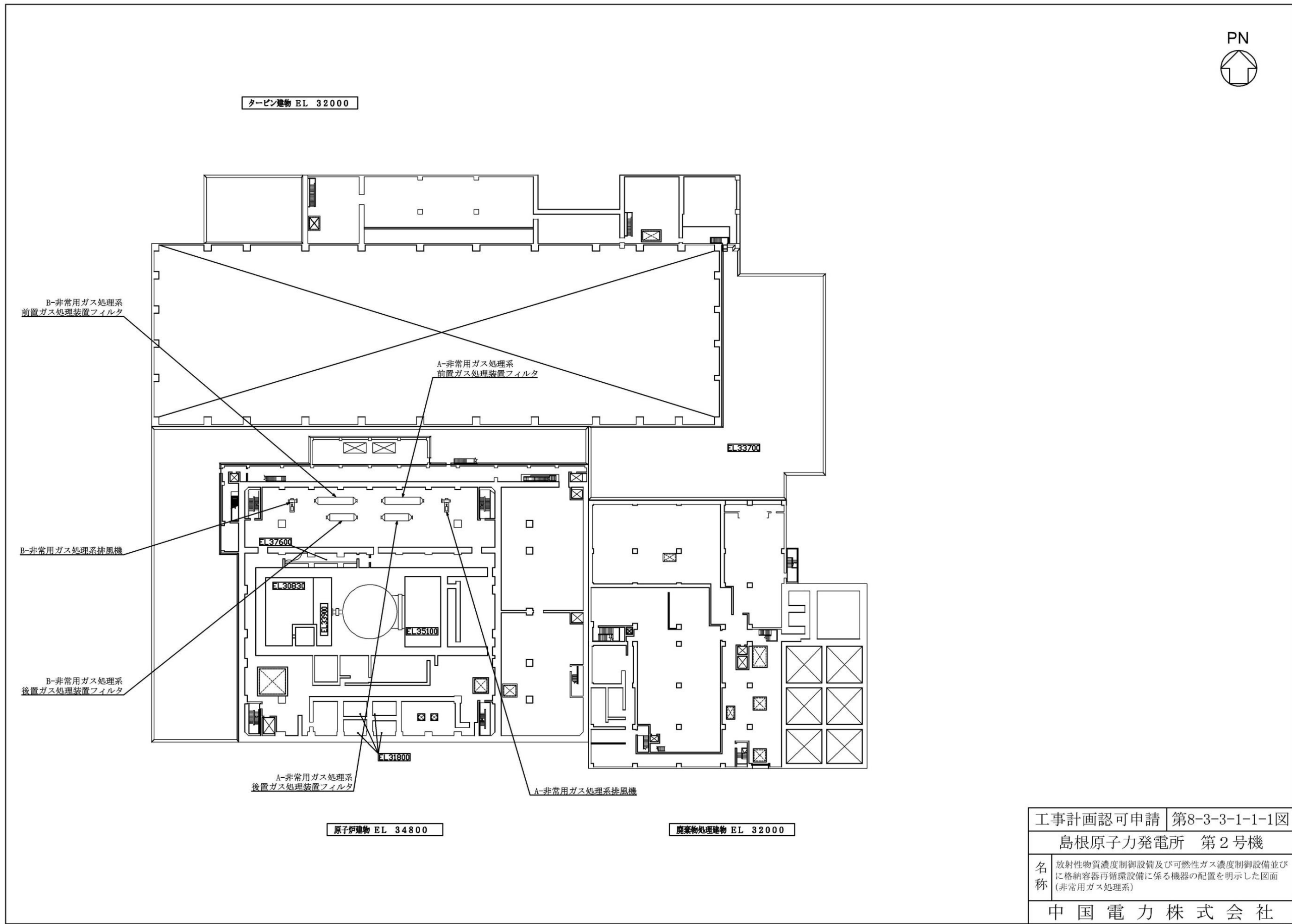
工事計画認可申請	第5-4-1-2図
島根原子力発電所 第2号機	
名称	計測装置系統図 (その2)
中国電力株式会社	
	N: 002-268 1208



備考
1. 本工事計画における廃止範囲を2点鎖線及び  で示す。

①の例
撤去・廃止設備は、撤去・廃止する範囲を系統図上に  マークで明示する。

工事計画認可申請	第4-2-1-3-1図
島根原子力発電所 第2号機	
名称	原子炉冷却材の循環設備系統図 (主蒸気系) (その1)
中国電力株式会社	



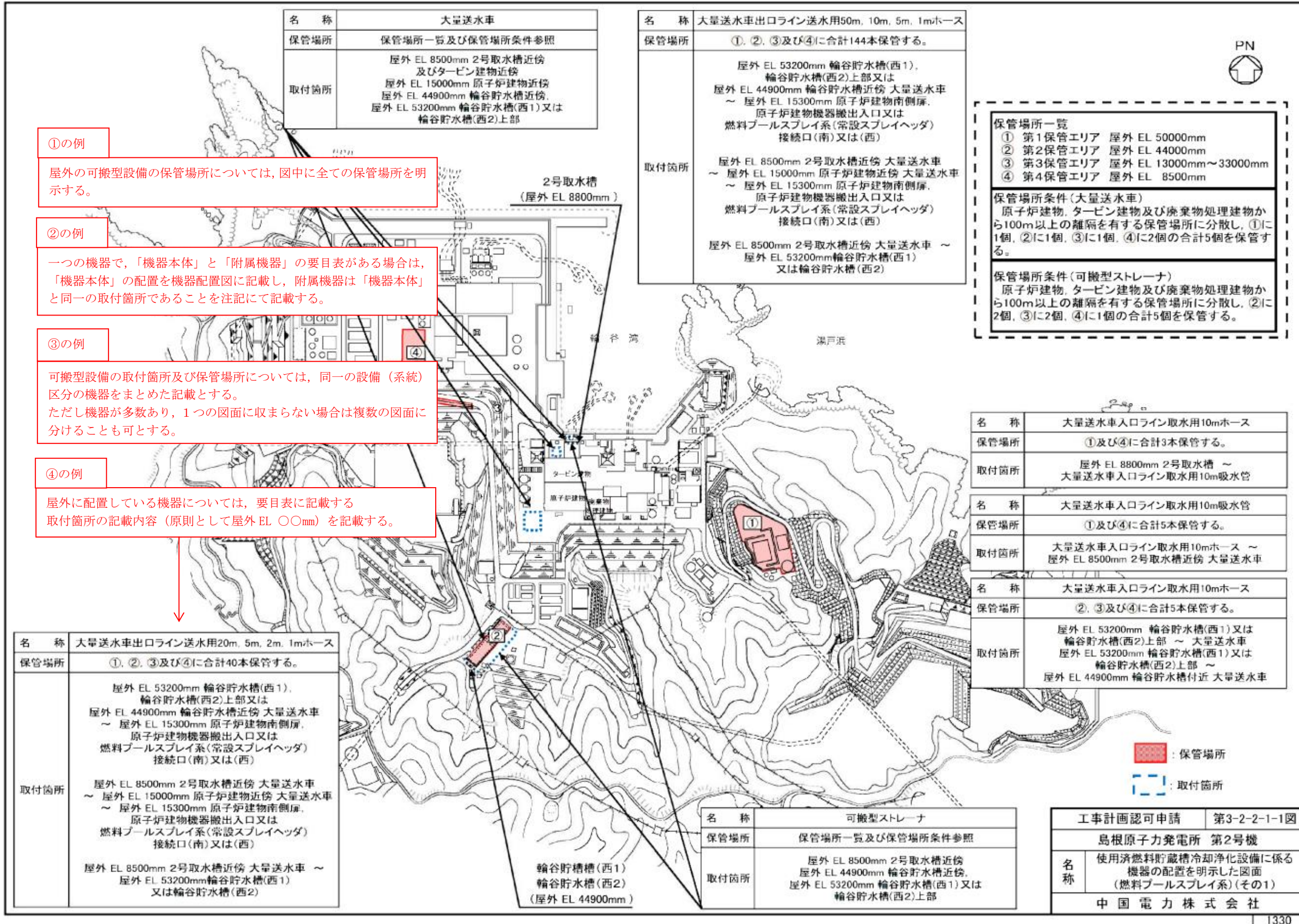
工事計画認可申請 第8-3-3-1-1-1図

島根原子力発電所 第2号機

名称 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備に係る機器の配置を明示した図面 (非常用ガス処理系)

中国電力株式会社

0717



①の例
屋外の可搬型設備の保管場所については、図中に全ての保管場所を明示する。

②の例
一つの機器で、「機器本体」と「附属機器」の要目表がある場合は、「機器本体」の配置を機器配置図に記載し、附属機器は「機器本体」と同一の取付箇所であることを注記にて記載する。

③の例
可搬型設備の取付箇所及び保管場所については、同一の設備（系統）区分の機器をまとめた記載とする。ただし機器が多数あり、1つの図面に収まらない場合は複数の図面に分けることも可とする。

④の例
屋外に配置している機器については、要目表に記載する取付箇所の記載内容（原則として屋外EL ○○mm）を記載する。

名称	大量送水車
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外 EL 8500mm 2号取水槽近傍及びタービン建物近傍 屋外 EL 15000mm 原子炉建物近傍 屋外 EL 44900mm 輪谷貯水槽近傍 屋外 EL 53200mm 輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)上部

名称	大量送水車出口ライン送水用50m, 10m, 5m, 1mホース
保管場所	①, ②, ③及び④に合計144本保管する。
取付箇所	屋外 EL 53200mm 輪谷貯水槽(西1), 輪谷貯水槽(西2)上部又は屋外 EL 44900mm 輪谷貯水槽近傍 大量送水車 ~ 屋外 EL 15300mm 原子炉建物南側扉, 原子炉建物機器搬出入口又は燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)接続口(南)又は(西) 屋外 EL 8500mm 2号取水槽近傍 大量送水車 ~ 屋外 EL 15000mm 原子炉建物近傍 大量送水車 ~ 屋外 EL 15300mm 原子炉建物南側扉, 原子炉建物機器搬出入口又は燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)接続口(南)又は(西) 屋外 EL 8500mm 2号取水槽近傍 大量送水車 ~ 屋外 EL 53200mm 輪谷貯水槽(西1) 又は輪谷貯水槽(西2)

保管場所一覧	
①	第1保管エリア 屋外 EL 50000mm
②	第2保管エリア 屋外 EL 44000mm
③	第3保管エリア 屋外 EL 13000mm~33000mm
④	第4保管エリア 屋外 EL 8500mm
保管場所条件(大量送水車)	
原子炉建物, タービン建物及び廃棄物処理建物から100m以上の離隔を有する保管場所に分散し, ①に1個, ②に1個, ③に1個, ④に2個の合計5個を保管する。	
保管場所条件(可搬型ストレーナ)	
原子炉建物, タービン建物及び廃棄物処理建物から100m以上の離隔を有する保管場所に分散し, ②に2個, ③に2個, ④に1個の合計5個を保管する。	

名称	大量送水車入口ライン取水用10mホース
保管場所	①及び④に合計3本保管する。
取付箇所	屋外 EL 8800mm 2号取水槽 ~ 大量送水車入口ライン取水用10m吸水管

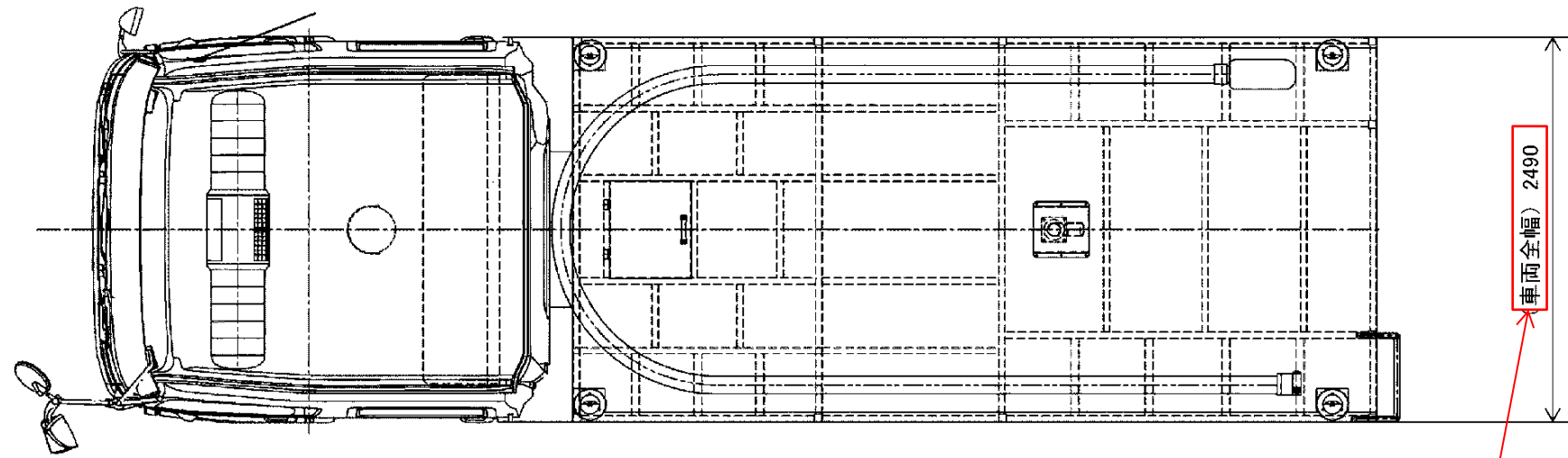
名称	大量送水車入口ライン取水用10m吸水管
保管場所	①及び④に合計5本保管する。
取付箇所	大量送水車入口ライン取水用10mホース ~ 屋外 EL 8500mm 2号取水槽近傍 大量送水車

名称	大量送水車入口ライン取水用10mホース
保管場所	②, ③及び④に合計5本保管する。
取付箇所	屋外 EL 53200mm 輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)上部 ~ 大量送水車 屋外 EL 53200mm 輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)上部 ~ 屋外 EL 44900mm 輪谷貯水槽近傍 大量送水車

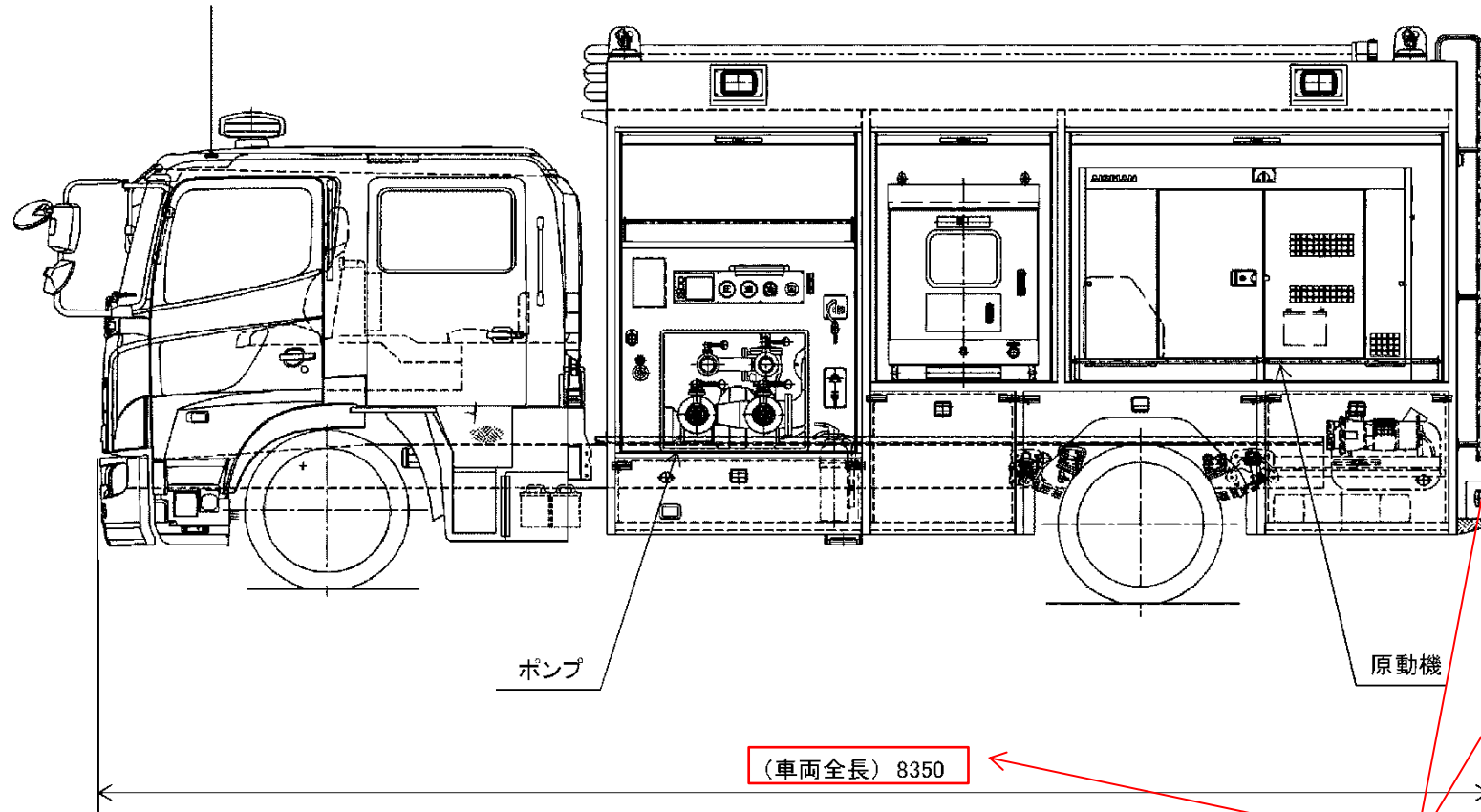
名称	大量送水車出口ライン送水用20m, 5m, 2m, 1mホース
保管場所	①, ②, ③及び④に合計40本保管する。
取付箇所	屋外 EL 53200mm 輪谷貯水槽(西1), 輪谷貯水槽(西2)上部又は屋外 EL 44900mm 輪谷貯水槽近傍 大量送水車 ~ 屋外 EL 15300mm 原子炉建物南側扉, 原子炉建物機器搬出入口又は燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)接続口(南)又は(西) 屋外 EL 8500mm 2号取水槽近傍 大量送水車 ~ 屋外 EL 15000mm 原子炉建物近傍 大量送水車 ~ 屋外 EL 15300mm 原子炉建物南側扉, 原子炉建物機器搬出入口又は燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)接続口(南)又は(西) 屋外 EL 8500mm 2号取水槽近傍 大量送水車 ~ 屋外 EL 53200mm 輪谷貯水槽(西1) 又は輪谷貯水槽(西2)

名称	可搬型ストレーナ
保管場所	保管場所一覧及び保管場所条件参照
取付箇所	屋外 EL 8500mm 2号取水槽近傍 屋外 EL 44900mm 輪谷貯水槽近傍, 屋外 EL 53200mm 輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)上部

工事計画認可申請	第3-2-2-1-1図
島根原子力発電所 第2号機	
名称	使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備に係る機器の配置を明示した図面(燃料プールスプレイ系)(その1)
中国電力株式会社	



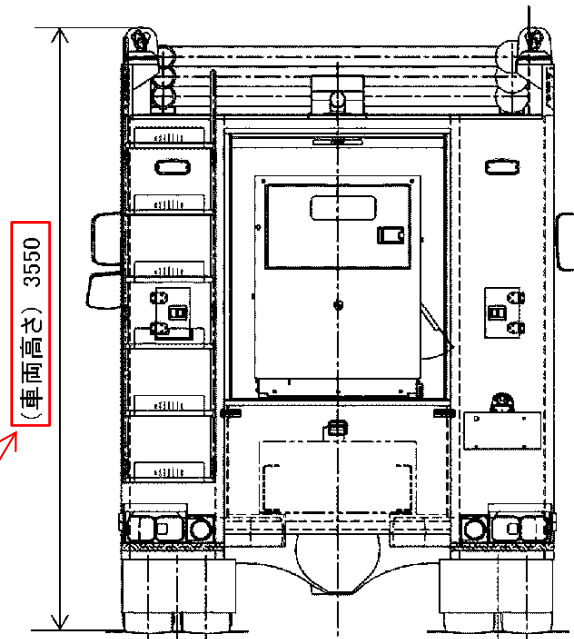
(車両全幅) 2490



ポンプ

原動機

(車両全長) 8350



(車両高さ) 3550

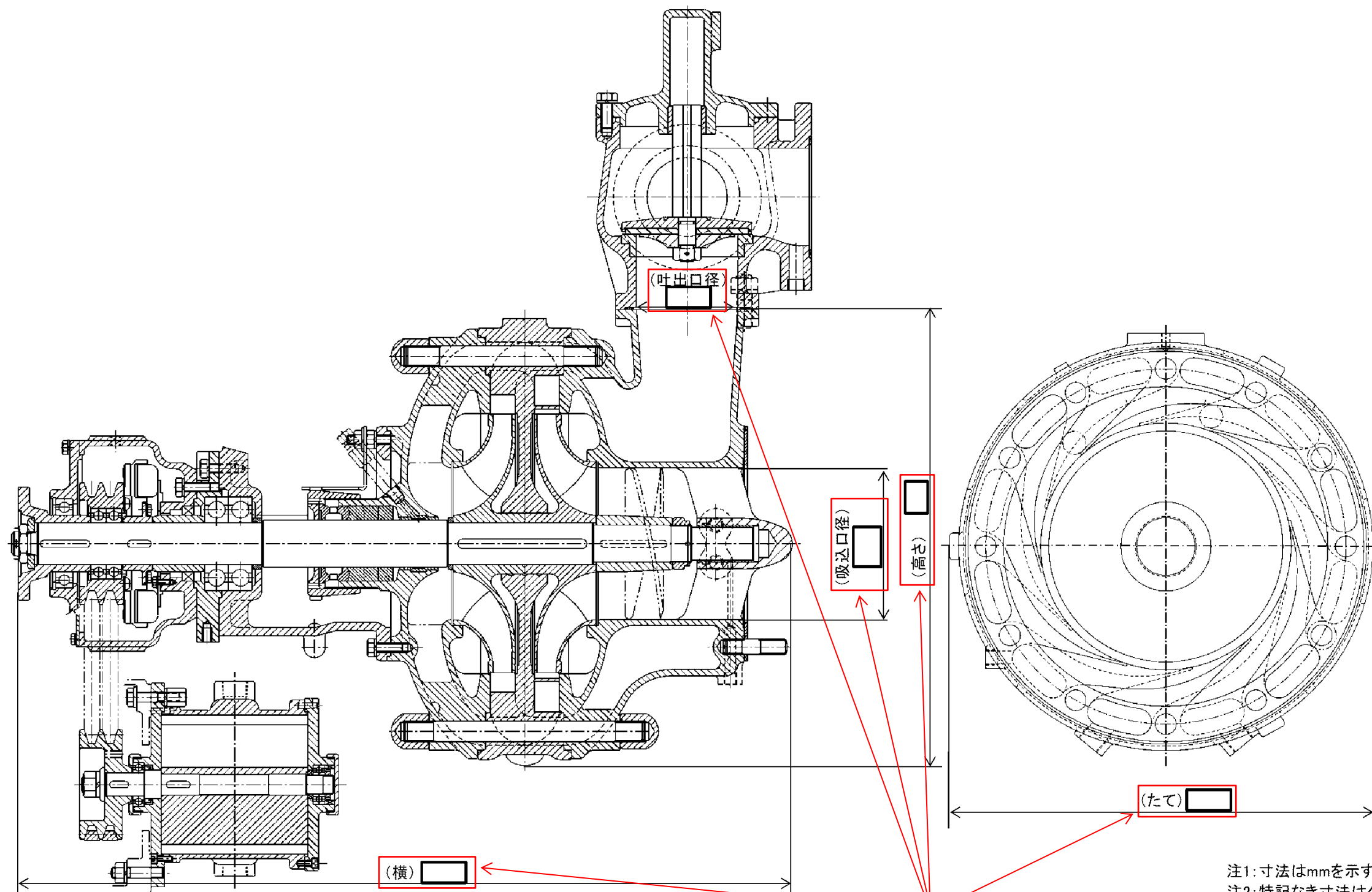
①の例

構造図の図中に主要寸法を記載する。

注1:寸法はmmを示す。
注2:特記なき寸法は公称値を示す。

工事計画認可申請	第3-2-2-4-1図
島根原子力発電所 第2号機	
名称	大量送水車構造図(その1)
中国電力株式会社	

0207

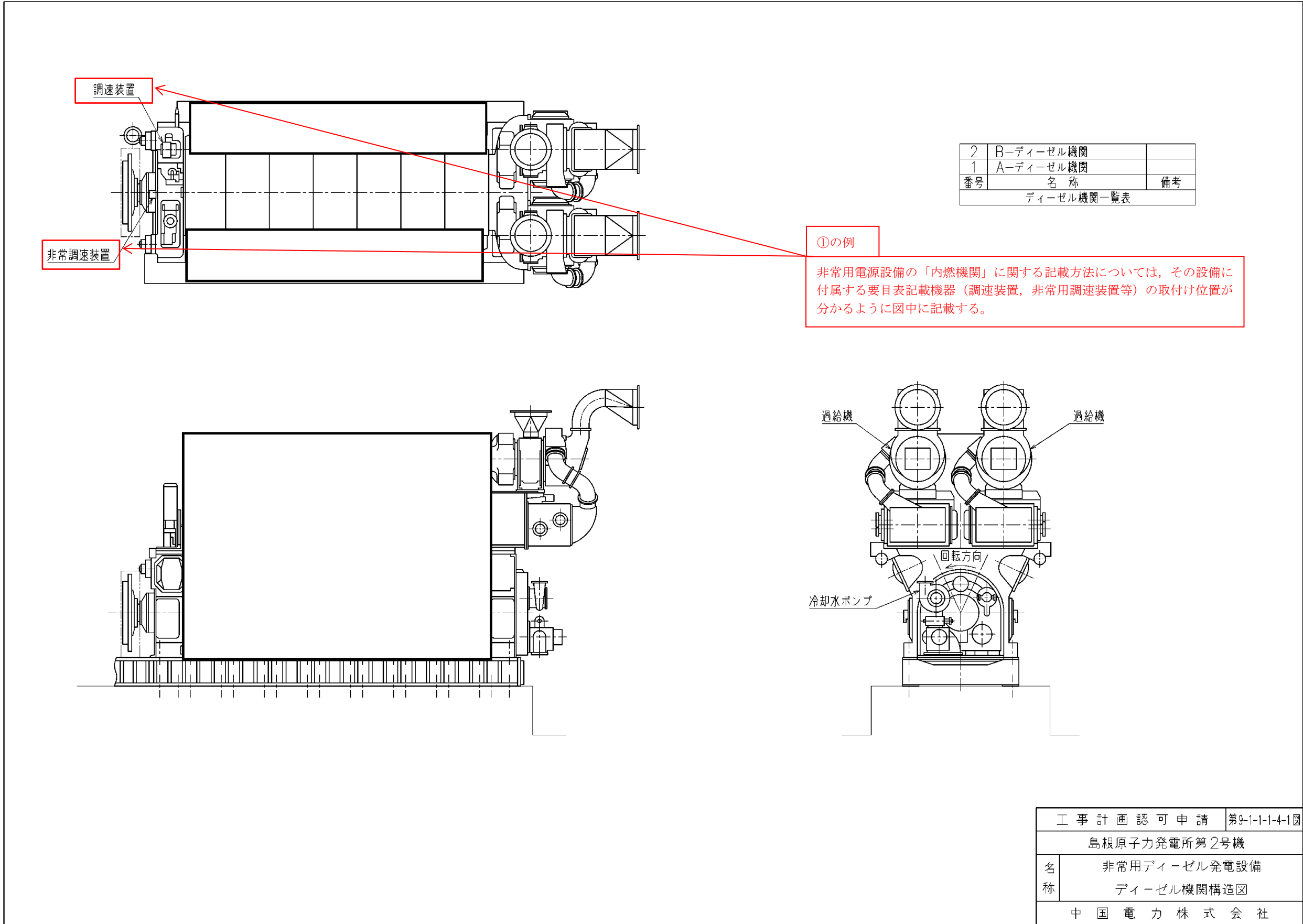


①の例
 構造図の図中に主要寸法を記載する。

注1:寸法はmmを示す。
 注2:特記なき寸法は公称値を示す。

工事計画認可申請	第3-2-2-4-2図
島根原子力発電所 第2号機	
名称	大量送水車構造図(その2)
中国電力株式会社	

0207



図面を添付する順番

添付図面目次〔記載例〕

<原子炉冷却系統施設>

- ・第4-3-1-1-1図 残留熱除去設備に係る機器の配置を明示した図面（残留熱除去系）（その1）

機器配置図を添付する場合の記載。

- ・第4-3-1-2-1図 残留熱除去設備に係る主配管の配置を明示した図面（残留熱除去系）（その1）

配管配置図を添付する場合の記載。

- ・第4-3-1-3-1図 残留熱除去設備系統図（残留熱除去系）（その1）（設計基準対象施設）

設計基準対象施設と重大事故等対処設備の系統図は分けて添付し、それぞれ添付図面番号を付番する。

- ・第4-3-1-3-4図 残留熱除去設備系統図（残留熱除去系）（その4）（重大事故等対処設備）

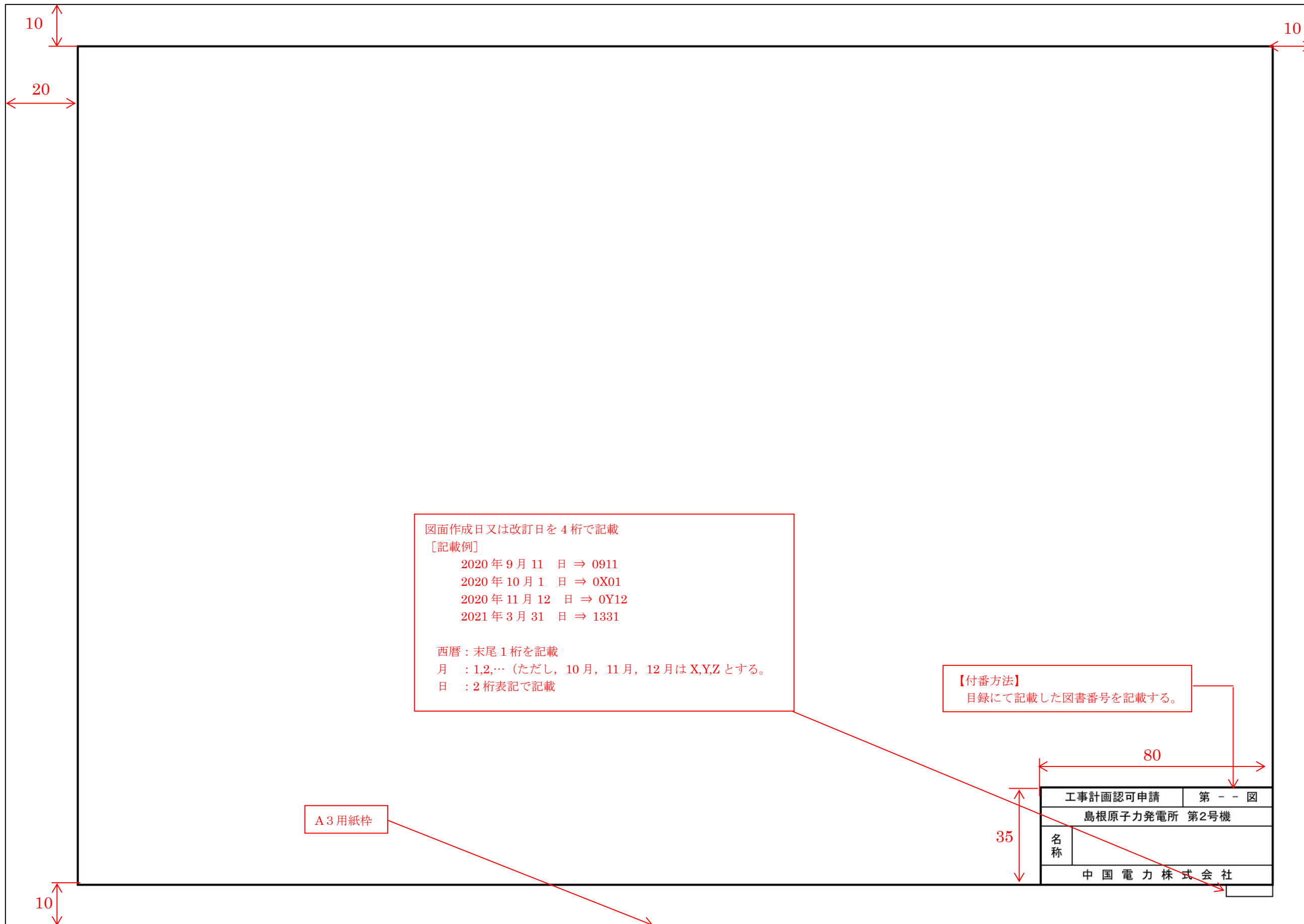
- ・第4-3-1-4-1図 RV222-1A, B, C 構造図

構造図を添付する場合の記載。

- ・残留熱除去系熱交換器構造図

【昭和60年4月27日付け59資庁第17250号にて認可された工事計画の添付書類「第3-4-3図 残留熱除去系熱交換器構造図」による。】

既工認の構造図を呼び込む場合の記載。
既工認の許可（届出）年月日と許可（届出）番号及び添付図面名称を記載する。



図面作成日又は改訂日を4桁で記載
 [記載例]
 2020年9月11日 ⇒ 0911
 2020年10月1日 ⇒ 0X01
 2020年11月12日 ⇒ 0Y12
 2021年3月31日 ⇒ 1331

西暦：末尾1桁を記載
 月：1,2,... (ただし、10月、11月、12月はX,Y,Zとする。)
 日：2桁表記で記載

【付番方法】
 目録にて記載した図書番号を記載する。

A3用紙枠

工事計画認可申請		第 - - 図
島根原子力発電所 第2号機		
名称		
中国電力株式会社		

8 共用設備の工認書類の扱いについて

1. 要旨

共用設備の工認書類への記載方針について以下に纏める。

2. 記載方法

2.1 要目表への記載

「共用設備」の名称、仕様等の表記方法については、「2 工事計画認可申請における要目表の作成要領」に従う。

2.2 基本設計方針への記載

(1) 「要目表対象設備」を「基本設計方針」へ記載する場合の表記方法は「2 工事計画認可申請における要目表の作成要領」に従う。

(2) 「基本設計方針にのみ記載する設備」は、要目表と記載を整合させるため、原則として、要目表の記載ルールに従う。具体的な記載ルールは以下のとおり。

a. 「常設設備」の記載について

(a) 申請する号機と設備登録号機が同じ場合は、「(●, ▲号機共用)」と記載し、申請号機と登録号機が異なる場合は、「(●号機設備, ●, ▲号機共用)」と記載する。

さらにこれに加え、設置場所を明確化するために設備を設置する号機を共用の記載のあとに記載する。

【基本的な記載パターン】

●●ポンプ (●号機設備, ●, ▲号機共用, ●号機に設置)*²

↑ ↑ ↑

「登録号機*¹」 「共用する号機」 「設備を設置する号機」

注記*1：申請号機と登録号機が同じ場合は、「登録号機」は記載しない。

*2：登録情報を列記することで煩雑な表記となる場合は、「」（かぎ括弧）で区切り、識別するものとする。

b. 「可搬型設備」の記載について

(a) 申請する号機と登録号機が同じ場合は、「(1, 2号機共用)」と記載し、申請する号機と登録号機が異なる場合は、「(●号機設備, 1, 2号機共用)」と記載する。さらにこれに加えて、保管場所を明確化するために設備を保管する号機を記載する。

【基本的な記載パターン】

●●ポンプ (●号機設備, ●, ▲号機共用, ●号機に保管) *2

↑ ↑ ↑

「登録号機*1」 「共用する号機」 「設備を保管する号機」

注記*1：申請号機と登録号機が同じ場合は、「登録号機」は記載しない。

*2：登録情報を列記することで煩雑な表記となる場合は、「」（かぎ括弧）で区切り、識別するものとする。

(3) 文章中に同じ設備が複数回登場する場合の記載について

- a. 文章中に同じ設備が複数回登場するものについては、「初めて」文章中に登場した箇所
にのみ「共用」の記載をし、その後の文章に登場する箇所については「共用」の記載を
行わない。

また、初めて登場する「共用」の記載には「(以下同じ。)」を付記して、それ以降の文
章では「共用」の記載が繰り返し登場しないことを示す。なお、この「繰り返し登場し
ないこと」を示す記載は、施設単位で有効とする。

(例) 原子炉冷却系統施設

△△ポンプ (「1, 2号機共用」(以下同じ。)) は, □□として使用する。なお,
△△ポンプの設置数は……

(4) 識別のために記載する特殊な例

- a. 設備仕様を明確にするための情報 (個数, 計測範囲等) 等を記載する必要があるもの
は, それらの情報を「共用」の後に記載する。

(例)

可搬型計測器 (「1, 2号機共用, 2号機に保管」(個数△(予備▲), 計測範囲○~○))

2.3 適用基準及び適用規格

適用基準及び適用規格については、共用であることを踏まえて、共用設備に適用する基準
／規格は、島根原子力発電所で同じ基準及び規格を記載する。

2.4 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する事項

設計及び工事に関する事項であり、他号機と共用する設備は、島根2号機の設計及び工事
に係る品質マネジメントシステムに関する事項を記載する。

2.5 添付資料

(1) 添付資料の添付方針について

添付資料への「共用設備」の表記方法は、原則として、要目表及び基本設計方針と同じ記載方法とする。

ただし、設備が設置される建物（基礎含む）や配置に評価が依存するVI-2「耐震性に関する説明書」及びVI-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」については、「共用」の有無によって評価結果が左右されないことから、資料中に登場する設備名称に「共用」の記載は行わないものとする。

3. 添付図面の添付方針について

添付図面に記載する号機は、本文（要目表、基本設計方針）を参考に記載する。

3.1 各施設の個別図面について

・要目表に記載する設備の添付図面の添付方針は、「7 工事計画認可申請における添付図面の作成要領」に従うものとする。

9 参考資料

別紙 1 技術基準規則の新旧比較表

別紙 2 設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

技術基準規則の新旧比較表

技術基準規則の新旧比較表

旧・省令62号（令和元年7月1日）との関連		実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	
		第1章 総則	
第1条	適用範囲	第1条	適用範囲
第2条	定義	第2条	定義
第3条	特殊な設計による施設	第3条	特殊な設計による発電用原子炉施設
	【新規】	第3条の2	廃止措置中の発電用原子炉施設の維持
		第2章 設計基準対象施設	
	【新規】	第4条	設計基準対象施設の地盤
第5条	耐震性	第5条	地震による損傷の防止
第5条の2	津波による損傷の防止	第6条	津波による損傷の防止
第4条	防護措置等	第7条	外部からの衝撃による損傷の防止
第7条	柵等の施設	第8条	立ち入りの防止
第7条の2	不法侵入の防止	第9条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止
第7条の3	急傾斜地の崩壊の防止	第10条	急傾斜地の崩壊の防止
第4条の2	火災による損傷の防止	第11条	火災による損傷の防止
	【新規】	第12条	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止
	【新規】	第13条	安全避難通路等
第8条の2	安全設備	第14条	安全設備
第8条	原子炉施設	第15条	設計基準対象施設の機能
(第33条)	(保安電源設備)	第16条	全交流動力電源喪失対策設備
第9条	材料及び構造	第17条	材料及び構造
第9条の2	使用中の亀裂等による破壊の防止	第18条	使用中の亀裂等による破壊の防止
第6条	流体振動等による損傷の防止	第19条	流体振動等による損傷の防止
第10条	安全弁等	第20条	安全弁等
第11条	耐圧試験等	第21条	耐圧試験等
第12条	監視試験片	第22条	監視試験片
第13条	炉心等	第23条	炉心等
第14条	熱遮蔽材	第24条	熱遮蔽材
第15条	一次冷却材	第25条	一次冷却材
第26条	燃料取扱設備	第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備
第25条	燃料貯蔵設備		
第16条の2	原子炉冷却材圧力バウンダリ	第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ
第16条の3	原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい等	第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等
第18条	一次冷却材の排出	第29条	一次冷却材処理装置
第19条	逆止め弁の設置	第30条	逆止め弁
(第34条)	(準用)	第31条	蒸気タービン
第17条	非常用炉心冷却設備	第32条	非常用炉心冷却設備
第16条	循環設備等	第33条	循環設備等
第20条	計測装置	第34条	計測装置
第22条	安全保護装置	第35条	安全保護装置
第23条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	第36条	反応度制御系統及び原子炉停止系統
第24条	制御材駆動装置	第37条	制御材駆動装置
第24条の2	原子炉制御室等	第38条	原子炉制御室等
第30条	廃棄物処理設備等	第39条	廃棄物処理設備等

技術基準規則の新旧比較表

旧・省令62号（令和元年7月1日）との関連		実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	
第31条	廃棄物貯蔵設備等	第40条	廃棄物貯蔵設備等
第29条 第29条の2	放射性物質による汚染の防止 管理区域内に開口部がある排水路	第41条	放射性物質による汚染の防止
第27条	生体遮蔽等	第42条	生体遮蔽等
第28条	換気設備	第43条	換気設備
第32条	原子炉格納施設	第44条	原子炉格納施設
第33条	保安電源設備	第45条	保安電源設備
第24条の3	発電所緊急時対策所	第46条	緊急時対策所
第21条	警報装置等	第47条	警報装置等
第34条	準用	第48条	準用

記載方針

- ・表現の相違については下線（規則のみ）。
- ・追加要求事項については黄色ハッチング（規則及び解釈）

（注記）

1. 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則は、「令和5年2月22日公布」、その解釈は、「改正令和5年2月22日原規技発第2001159号」を記載する。
2. 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則及びその解釈の改正に伴い変更又は追加となった事項のうち、以下については経過措置での対応とし本工事の計画対象外とする。

（原子炉制御室等）

第38条第5項1号

- ・原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍 工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置

（緊急時対策所）

第46条第2項

- ・緊急時対策所及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍には、有毒ガスが発生した場合に適切な措置をとるため、工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時対策所において自動的に警報するための装置の設置その他の適切な防護措置を講じなければならない。

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(適用範囲)		第一章 総則（適用範囲）	第1章 総則	
第一条		第一条		
<p>この命令は、<u>原子力発電工作物</u>について適用する。</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1 本省令の、原子力発電所に対する許認可上の位置付けは、設置（変更）許可申請に対する安全審査で確認された事項を、工事計画等の後段規制において具体的に確認するための基準である。 2 第1条は、本省令の適用範囲を定めたもので、「原子力を原動力として電気を発生するために施設する電気工作物」とは、電気事業法施行規則の別表第3の「一 発電所」の「(三) 原子力設備」及び「(八) 附帯設備」（原子力発電所に施設するものに限る。）に掲げられている事項を含む電気工作物である。 3 本技術基準は、各条文において別途適用除外が規定されている場合を除き、原子力発電所が設計建設時（改造時を含む。）に、満足すべき基準であるとともに、供用を開始した後においても維持すべき基準である。この場合において、電気事業法第47条に基づく工事計画認可又は同法第48条に基づく工事計画届出を行った場合にあつては、当該認可又は届出に当たって申請された仕様又は規格（経年劣化を想定した必要仕様を含む。）を維持することが求められる。 4 本技術基準は、電気事業法に基づく原子力を原動力として電気を発生するための施設に対して適用されるが、ナトリウム冷却型原子力発電設備に係るものにあつては、「ナトリウム冷却型原子力発電設備への技術基準の適用に当たって（別記－1）」によること。 	<p>この規則は、<u>実用発電用原子炉及びその附属施設</u>について適用する。</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1 第1条は、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第6号。以下「技術基準規則」という。）の適用範囲を定めたもので、「実用発電用原子炉及びその附属施設」とは、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭53年通商産業省令第77号）別表第二に掲げられている事項を含むものであつて、次の施設を含む。 <ol style="list-style-type: none"> ① 原子炉本体 ② 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ③ 原子炉冷却系統施設 ④ 計測制御系統施設 ⑤ 放射性廃棄物の廃棄施設 ⑥ 放射線管理施設 ⑦ 原子炉格納施設 ⑧ その他発電用原子炉の附属施設 <ol style="list-style-type: none"> ① 非常用電源設備 ② 常用電源設備 ③ 補助ボイラー ④ 火災防護設備 ⑤ 浸水防護施設 ⑥ 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。） ⑦ 非常用取水設備 ⑧ 敷地内土木構造物 ⑨ 緊急時対策所 2 技術基準規則の発電用原子炉に対する許認可上の位置付けは、設置（変更）許可申請に対する安全審査で確認された事項を、工事計画等の後段規制において具体的に確認するための基準である。 3 技術基準規則は、各条文において別途適用除外が規定されている場合を除き、発電用原子炉が設計建設時（改造時を含む。）に満足すべき基準であるとともに、供用を開始した後においても維持すべき基準である。 <p>この場合において、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭32年法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。）第43条の3の9に基づく設計及び工事の計画の認可又は同法第43条の3の10に基づく設計及び工事の計画の届出を行った場合にあつては、当該認可又は届出に当たって申請された仕様又は規格（経年劣化を想定した必要仕様を含む。）を維持する</p> 	

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める 命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める 省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
			ことが求められる。	

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(定義)		(定義)		
第二条		第二条		
		1 この規則において使用する用語は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「法」という。）において使用する用語の例による。	1 本規程において使用する用語は、原子炉等規制法及び技術基準規則において使用する用語の例による。	
この命令において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。		2 この規則において、次に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。		
一 「放射線」とは、原子力基本法（昭和三十年法律第八十六号）第三条第五号に規定する放射線又は一メガ電子ボルト未満のエネルギーを有する電子線若しくはエックス線であつて、自然に存在するもの以外のものをいう。		一 「放射線」とは、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和三十五年通商産業省令第七十七号。以下「実用炉規則」という。）第二条第二項第一号に規定する放射線をいう。		
二 「原子炉施設」とは、原子炉及びその附属設備をいう。	1 第2号に規定する「原子炉施設」は、電気事業法施行規則別表第3の「一発電所」の「(三)原子力設備」（9蒸気タービン（発電用に限る。）を除く）及び「(八) 附帯設備」（原子力発電所に施設するものに限る。）に掲げられている事項を含む電気工作物であつて、次の施設を含む。 (三) 原子力設備 1 原子炉本体 2 原子炉冷却系統設備 3 計測制御系統設備 4 燃料設備 5 放射線管理設備 6 廃棄設備 7 原子炉格納施設 8 排気筒 10 補助ボイラー 11 補助ボイラーに属する燃料設備 12 補助ボイラーに属するばい煙処理設備 (八) 附帯設備 1 発電所の運転を管理するための制御装置 2 非常用予備発電装置			
		二 「通常運転」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成二十五年原子力規制委員会規則第五号。以下「設置許可基準規則」という。）第二条第二項第二号に規定する通常運転をいう。		
六 「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉施設の運転時に予想される機械器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一		三 「運転時の異常な過渡変化」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三号に規定する運転時の異常な過渡変化をいう。		

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態をいう。		四 「設計基準事故」とは、設置許可基準規則第二条第二項第四号に規定する設計基準事故をいう。		
		五 「設計基準対象施設」とは、設置許可基準規則第二条第二項第七号に規定する設計基準対象施設をいう。		
七 「工学的安全施設」とは、原子炉施設の故障、損壊等による原子炉内の燃料の破損等により、多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、これを抑制又は防止するための機能を有する施設をいう。	2 第7号に規定する「工学的安全施設」とは、日本電気協会「原子力発電所工学的安全施設及びその関連施設の範囲を定める規程」（JEAC4605-2004）に規定する「工学的安全施設及びその関連施設」をいう。（「安全設計分野及び放射線管理分野における日本電気協会規格に関する技術評価書（平成17年12月）」）	六 「工学的安全施設」とは、設置許可基準規則第二条第二項第十号に規定する工学的安全施設をいう。	2 第2項第6号に規定する「工学的安全施設」とは、日本電気協会「原子力発電所工学的安全施設及びその関連施設の範囲を定める規程」（JEAC4605-2004）に規定する「工学的安全施設及びその関連施設」をいう。（「安全設計分野及び放射線管理分野における日本電気協会規格に関する技術評価書（平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）」）	
		七 「重大事故等対処施設」とは、設置許可基準規則第二条第二項第十一号に規定する重大事故等対処施設をいう。		
		八 「特定重大事故等対処施設」とは、設置許可基準規則第二条第二項第十二号に規定する特定重大事故等対処施設をいう。		
八 「安全設備」とは、次に掲げる設備であってその故障、損壊等により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを直接又は間接に生じさせるものをいう。	3 第8号に規定する「安全設備」のイ、ハ、ニ及びホとは次の設備をいう。	九 「安全設備」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、その損壊又は故障その他の異常により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを直接又は間接に生じさせる設備であって次に掲げるものをいう。	3 第2項第9号に規定する「安全設備」のイ、ハ、ニ及びホとは次の設備をいう。	
イ 一次冷却系統に係る設備及びその附属設備	イ 容器、配管、ポンプ等であって原子炉冷却材圧力バウンダリに属する設備	イ 一次冷却系統に係る設備及びその附属設備	イ 容器、配管、ポンプ等であって原子炉冷却材圧力バウンダリに属する設備	
ロ 反応度制御系統（通常運転時に反応度を調整する系統をいう。以下同じ。）及び原子炉停止系統（未臨界に移行し、未臨界を維持するために原子炉を停止する系統をいう。以下同じ。）に係る設備及びそれらの附属設備		ロ 反応度制御系統（設置許可基準規則第二条第二項第二十七号に規定する反応度制御系統をいう。以下同じ。）に係る設備及びそれらの附属設備		
ハ 安全保護装置（運転時の異常な過渡変化が生じる場合、地震の発生等により原子炉の運転に支障が生じる場合、及び一次冷却材喪失等の事故時に原子炉停止系統を自動的に作動させ、かつ、原子炉内の燃料の破損等による多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、工学的安全施設を自動的に作動させる装置をいう。以下同じ。）、非常用炉心冷却設備（原子炉压力容器内において発生した熱を通常運転時において除去する施設がその機能を失った場合に	ハ 安全保護装置、非常用炉心冷却設備及び次の施設 ・工学的安全施設（非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器及びその隔離弁を除く） ・原子炉隔離時冷却系（BWR） ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）（BWR） ・余熱除去系（PWR） ・逃がし安全弁（安全弁としての開機能）（BWR） ・加圧器安全弁（開機能）（PWR）	ハ 安全保護装置（運転時の異常な過渡変化が発生する場合、地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合及び一次冷却材喪失その他の設計基準事故時に原子炉停止系統を自動的に作動させ、かつ、発電用原子炉内の燃料体の破損又は発電用原子炉の炉心（以下単に「炉心」という。）の損傷による多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、工学的安全施設を自動的に作動させる装置をいう。以下同じ。）、非常用炉心冷却設備（原子炉圧力容	ハ 安全保護装置、非常用炉心冷却設備及び次の施設 ・工学的安全施設（非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器及びその隔離弁を除く） ・原子炉隔離時冷却系（BWR） ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）（BWR） ・余熱除去系（PWR） ・逃がし安全弁（安全弁としての開機能）（BWR） ・加圧器安全弁（開機能）（PWR）	

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
原子炉圧力容器内において発生した熱を除去する設備をいう。以下同じ。）その他非常時に原子炉の安全を確保するために必要な設備及びそれらの附属設備	<ul style="list-style-type: none"> ・制御室非常用換気空調系 ・格納容器エリアモニタ（事故時）（PWR） ・格納容器雰囲気放射線モニタ（事故時）（BWR） 	器内において発生した熱を通常運転時において除去する発電用原子炉施設が設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間にその機能を失った場合に原子炉圧力容器内において発生した熱を除去する設備をいう。以下同じ。）その他非常時に発電用原子炉の安全性を確保するために必要な設備及びそれらの附属設備	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御室非常用換気空調系 ・格納容器エリアモニタ（設計基準事故時）（PWR） ・格納容器雰囲気放射線モニタ（設計基準事故時）（BWR） 	
ニ 原子炉格納容器及びその隔離弁	ニ 原子炉建屋（BWR）、アニュラス（PWR）を含む	ニ 原子炉格納容器及びその隔離弁	ニ 原子炉建屋（BWR）、アニュラス（PWR）を含む	
ホ 非常用電源設備及びその附属設備	ホ イ（一次冷却材ポンプを除く）、ロ（制御棒駆動装置を除く）、ハ及びニに規定する設備に対してその機能を確保するために電力を供給するもの	ホ 非常用電源設備及びその附属設備	ホ イ（一次冷却材ポンプを除く）、ロ（制御棒駆動装置を除く）、ハ及びニに規定する設備に対してその機能を確保するために電力を供給するもの	
		十 「設計基準事故対処設備」とは、設置許可基準規則第二条第二項第十三号に規定する設計基準事故対処設備をいう。		
		十一 「重大事故等対処設備」とは、設置許可基準規則第二条第二項第十四号に規定する重大事故等対処設備をいう。		
		十二 「重大事故防止設備」とは、設置許可基準規則第二条第二項第十五号に規定する重大事故防止設備をいう。		
		十三 「重大事故緩和設備」とは、設置許可基準規則第二条第二項第十六号に規定する重大事故緩和設備をいう。		
九 「管理区域」とは、原子力発電所内の場所であって、その場所における外部放射線に係る線量が別に告示する線量を超え、空気中の放射性物質（空気又は水のうちに自然に含まれているものを除く。以下同じ。）の濃度が別に告示する濃度を超え、又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が別に告示する密度を超えるおそれがあるものをいう。		十四 「管理区域」とは、実用炉規則第二条第二項第四号に規定する管理区域をいう。		
十 「周辺監視区域」とは、管理区域の周辺の区域であって、当該区域の外側のいかなる場所においてもその場所における線量が別に告示する線量限度を超えるおそれがないものをいう。		十五 「周辺監視区域」とは、実用炉規則第二条第二項第六号に規定する周辺監視区域をいう。		
		十六 「燃料材」とは、設置許可基準規則第二条第二項第二十二号に規定する燃料材をいう。		
		十七 「燃料被覆材」とは、設置許可基準規則第二条第二項第二十三号に規定する燃料被覆材をいう。		

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
十二 「燃料許容損傷限界」とは、燃料被覆材の損傷の程度であって、安全設計上許容される範囲内でかつ原子炉を安全に運転することができる限界をいう。	5 第12号に規定する「燃料許容損傷限界」に関する判断基準は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」の「4. 1 運転時の異常な過渡変化」によること。	十八 「燃料要素」とは、設置許可基準規則第二条第二項第二十四号に規定する燃料要素をいう。 十九 「燃料要素の許容損傷限界」とは、設置許可基準規則第二条第二項第二十五号に規定する燃料要素の許容損傷限界をいう。	4 第2項第19号に規定する「燃料要素の許容損傷限界」に関する判断基準は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）」の「4. 1 運転時の異常な過渡変化」によること。	
十三 「反応度価値」とは、制御棒の挿入若しくはその引抜き、又は液体制御材の注入等による原子炉の反応度の変化量をいう。		二十 「反応度価値」とは、設置許可基準規則第二条第二項第二十八号に規定する反応度価値をいう。		
十四 「制御棒の最大反応度価値」とは、原子炉が臨界（臨界近傍を含む。）にある場合において、制御棒を一本引き抜くことにより炉心に生ずる反応度価値の最大値をいう。		二十一 「制御棒の最大反応度価値」とは、設置許可基準規則第二条第二項第二十九号に規定する制御棒の最大反応度価値をいう。		
十五 「反応度添加率」とは、制御棒の引抜き等により炉心に添加される単位時間当たりの反応度の量をいう。		二十二 「反応度添加率」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十号に規定する反応度添加率をいう。		
三 「一次冷却材」とは、炉心において発生した熱を原子炉から直接に取り出すことを主たる目的とする流体をいう。		二十三 「一次冷却材」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十一号に規定する一次冷却材をいう。		
四 「二次冷却材」とは、一次冷却材の熱を熱交換器により取り出すための流体であって、タービンを駆動させることを主たる目的とするものをいう。		二十四 「二次冷却材」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十二号に規定する二次冷却材をいう。		
五 「一次冷却系統」とは、一次冷却材が循環する回路をいう。		二十五 「一次冷却系統」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十三号に規定する一次冷却系統をいう。		
		二十六 「最終ヒートシンク」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十四号に規定する最終ヒートシンクをいう。		
十一 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、 <u>一次冷却系統に係る施設の損壊等に伴い自動的に弁が閉鎖されることにより圧力障壁となる部分</u> をいう。	4 第11号に規定する「原子炉冷却材圧力バウンダリ」は、日本電気協会「原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程」（JEAC4602-2004）によること。（「安全設計分野及び放射線管理分野における日本電気協会規格に関する技術評価書（平成17年12月）」）	二十七 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、 <u>設置許可基準規則第二条第二項第三十五号に規定する原子炉冷却材圧力バウンダリ</u> をいう。	5 第2項第27号に規定する「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、原子炉の通常運転時に原子炉冷却材（PWRにおいては一次冷却材）を内包して原子炉と同じ圧力条件となり、異常状態において圧力障壁を形成するもので、それが破壊すると原子炉冷却材喪失となる範囲の施設をいう。原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲は次のとおりとする。 (a) 原子炉圧力容器及びその附属物（本体に直接付けられるもの、制御棒駆動機構ハウジング等） (b) 原子炉冷却材系を構成する機器及び配管。ただし、PWRにおいては一次冷却材ポンプ、蒸気発生器の水室・管板・管、	追加要求

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
			<p>加圧器、一次冷却系配管、弁等をいい、また、BWRにおいては、主蒸気管及び給水管のうち原子炉側からみて第2隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(c)接続配管</p> <p>i)通常時閉、事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>ii)通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉、事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>iii)通常時閉、事故時閉となる弁を有するもののうち、ii)以外のものは、原子炉側からみて、第1隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>iv)通常時閉、原子炉冷却材喪失時閉となる弁を有する非常用炉心冷却系等もi)に準ずる。</p> <p>v)上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。</p>	
<p>二十 「原子炉格納容器」とは、容器内の機械器具から放出される放射性物質等の有害な物質の漏えいを防止するために設けられる容器をいう。</p>		<p>二十八 「原子炉格納容器」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十六号に規定する原子炉格納容器をいう。</p>		
<p>二十一 「コンクリート製原子炉格納容器」とは、原子炉格納容器であって、鋼板で内張りされたコンクリート部を有するものをいう。</p>		<p>二十九 「コンクリート製原子炉格納容器」とは、原子炉格納容器であって、鋼板で内張りされたコンクリート部を有するものをいう。</p>		
<p>二十二 「コンクリート部」とは、コンクリート製原子炉格納容器のうち鉄筋コンクリート構造又はプレストレストコンクリート構造の部分をいう。</p>		<p>三十 「コンクリート部」とは、コンクリート製原子炉格納容器のうち鉄筋コンクリート構造又はプレストレストコンクリート構造の部分をいう。</p>		
<p>二十三 「鋼製内張り部等」とは、コンクリート製原子炉格納容器内の機械器具から放出される放射性物質等の有害な物質の漏えいを防止するためにコンクリート部に内張りされている鋼板（以下「ライナプレート」という。）、胴と底部のライナプレートを接続する鋼板（以下「ナックル」という。）、貫通部スリーブ及びコンクリート部への定着金具をいう。</p>		<p>三十一 「鋼製内張り部等」とは、コンクリート製原子炉格納容器内の機械又は器具から放出される放射性物質の漏えいを防止するためにコンクリート部に内張りされている鋼板（以下「ライナプレート」という。）、胴と底部のライナプレートを接続する鋼板（以下「ナックル」という。）、貫通部スリーブ及びコンクリート部への定着金具をいう。</p>		
<p>十六 「クラス1容器」、「クラス1管」、「クラス1ポンプ」又は「クラス1弁」（以下「クラス1機器」という。）とは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器をいう。</p>		<p>三十二 「クラス1容器」、「クラス1管」、「クラス1ポンプ」又は「クラス1弁」とは、それぞれ原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する容器、管、ポンプ又は弁をい</p>		

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
		う。		
<p>十七 「クラス2容器」、「クラス2管」、「クラス2ポンプ」又は「クラス2弁」（以下「クラス2機器」という。）とは、次に掲げる機器をいう。</p>		<p>三十三 「クラス2容器」、「クラス2管」、「クラス2ポンプ」又は「クラス2弁」とは、それぞれ次に掲げる機器（設計基準対象施設に属するものに限る。）に該当する容器、管、ポンプ又は弁をいう。</p>		
<p>イ 原子炉を安全に停止するため又は非常時に安全を確保するために必要な設備であって、その故障、損壊等により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを間接に生じさせるものに属する機器（放射線管理設備に属するダクトにあつては、原子炉格納容器の貫通部から外側隔離弁までの部分に限る。）。</p>		<p>イ 設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉を安全に停止するため又は発電用原子炉施設の安全を確保するために必要な設備であつて、その損壊又は故障その他の異常により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを間接に生じさせるものに属する機器（放射線管理施設又は原子炉格納施設（非常用ガス処理設備に限る。）に属するダクトにあつては、原子炉格納容器の貫通部から外側隔離弁までの部分に限る。）</p>		
<p>ロ タービンを駆動させることを主たる目的とする流体（蒸気及び給水をいう。）が循環する回路に係る設備に属する機器であつて、クラス1機器の下流側に位置する蒸気系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの、及びクラス1機器の上流側に位置する給水系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの。</p>		<p>ロ 蒸気タービンを駆動させることを主たる目的とする流体（蒸気及び給水をいう。）が循環する回路に係る設備に属する機器であつて、クラス1機器（クラス1容器、クラス1管、クラス1ポンプ又はクラス1弁をいう。以下同じ。）の下流側に位置する蒸気系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの及びクラス1機器の上流側に位置する給水系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの</p>		
<p>ハ イ及びロに掲げる機器以外の機器であつて、原子炉格納容器の貫通部から内側隔離弁又は外側隔離弁までのもの。</p>		<p>ハ イ及びロに掲げる機器以外の機器であつて、原子炉格納容器の貫通部から内側隔離弁又は外側隔離弁までのもの</p>		
<p>十八 「クラス3容器」又は「クラス3管」（以下「クラス3機器」という。）とは、クラス1機器、クラス2機器、原子炉格納容器及び放射線管理設備に属するダクト以外の容器又は管（内包する流体の放射性物質の濃度が三十七ミリベクレル毎立方センチメートル（流体が液体の場合にあつては、三十七キロベクレル毎立方センチメートル）以上の管又は最高使用圧力が零メガパスカルを超える管に限る。）をいう。</p>		<p>三十四 「クラス3容器」又は「クラス3管」とは、それぞれクラス1機器、クラス2機器（クラス2容器、クラス2管、クラス2ポンプ又はクラス2弁をいう。以下同じ。）、原子炉格納容器及び放射線管理施設若しくは原子炉格納施設（非常用ガス処理設備に限る。）に属するダクト以外の設計基準対象施設に属する容器又は管（内包する流体の放射性物質の濃度が三十七ミリベクレル毎立方センチメートル（流体が液体の場合にあつては、三十七キロベクレル毎立方センチメートル）以上の管又は最高使用圧力が零メガ</p>		

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
		パスカルを超える管に限る。）をいう。		
十九 「クラス4管」とは、放射線管理設備に属するダクトであって、内包する流体の放射性物質の濃度が三十七ミリベクレル毎立方センチメートル以上のもの（クラス2管に属する部分を除く。）をいう。		三十五 「クラス4管」とは、放射線管理施設又は原子炉格納施設（非常用ガス処理設備に限る。）に属するダクトであって、内包する流体の放射性物質の濃度が三十七ミリベクレル毎立方センチメートル以上のもの（クラス2管に属する部分を除く。）をいう。		
二十四 「クラス1支持構造物」、「クラス2支持構造物」又は「原子炉格納容器支持構造物」とは、それぞれクラス1機器、クラス2機器又は原子炉格納容器を支持する構造物をいう。	6 「炉心支持構造物」とは、原子炉圧力容器の内部において燃料集合体を直接に支持するか又は拘束する部材をいう。	三十六 「クラス1支持構造物」、「クラス2支持構造物」又は「原子炉格納容器支持構造物」とは、それぞれクラス1機器、クラス2機器又は原子炉格納容器を支持する構造物をいう。		
		三十七 「重大事故等クラス1容器」、「重大事故等クラス1管」、「重大事故等クラス1ポンプ」又は「重大事故等クラス1弁」とは、それぞれ重大事故等対処設備に属する容器、管、ポンプ又は弁（特定重大事故等対処施設に属するものに限る。）をいう。		
		三十八 「重大事故等クラス2容器」、「重大事故等クラス2管」、「重大事故等クラス2ポンプ」又は「重大事故等クラス2弁」とは、それぞれ重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）に属する容器、管、ポンプ又は弁（特定重大事故等対処施設に属するものを除く。）をいう。		
		三十九 「重大事故等クラス3容器」、「重大事故等クラス3管」、「重大事故等クラス3ポンプ」又は「重大事故等クラス3弁」とは、それぞれ可搬型重大事故等対処設備に属する容器、管、ポンプ又は弁をいう。		
		四十 「重大事故等クラス1支持構造物」とは、重大事故等クラス1機器（重大事故等クラス1容器、重大事故等クラス1管、重大事故等クラス1ポンプ又は重大事故等クラス1弁をいう。以下同じ。）を支持する構造物をいう。		

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
		<p>四十一 「重大事故等クラス2支持構造物」とは、重大事故等クラス2機器（重大事故等クラス2容器、重大事故等クラス2管、重大事故等クラス2ポンプ又は重大事故等クラス2弁をいう。以下同じ。）を支持する構造物をいう。</p>		
<p>三十四 「最高使用圧力」とは、対象とする機器又は炉心支持構造物とその主たる機能を果たすべき運転状態において受ける最高の圧力以上の圧力であって、設計上定めるものをいう。</p>	<p>7 第34号、第35号及び第36号に規定する「その主たる機能を満たすべき運転状態」とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む））（JSME S NC1-2005/2007）」（以下「設計・建設規格2005(2007)」という。）GNR-2110及び同解説に規定される「供用状態」をいう。（日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（2007年追補版）並びに【事例規格】「設計・建設規格2005年版「管の設計」（管継手、フランジ）のJIS規格年度の読替規定（NC-CC-003）」及び【事例規格】「設計・建設規格2005年版付録材料図表 JIS規格年度の読替規定（NC-CC-004）」に関する技術評価書（平成20年10月）」（以下「設計・建設規格2007技術評価書」という。）</p>	<p>四十二 「最高使用圧力」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十八号に規定する最高使用圧力をいう。</p>		
<p>三十五 「最高使用温度」とは、対象とする機器、支持構造物又は炉心支持構造物とその主たる機能を果たすべき運転状態において生じる最高の温度以上の温度であって、設計上定めるものをいう。</p>		<p>四十三 「最高使用温度」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十九号に規定する最高使用温度をいう。</p>		
<p>三十六 「最低使用温度」とは、対象とする機器、支持構造物又は炉心支持構造物とその主たる機能を果たすべき運転状態又は試験状態において生ずる最低の温度以下の温度であって、設計上定めるものをいう。</p>		<p>四十四 「最低使用温度」とは、対象とする機器、支持構造物又は炉心支持構造物とその主たる機能を果たすべき運転状態又は試験状態において生ずる最低の温度以下の温度であって、設計上定めるものをいう。</p>	<p>6 第2項第44号に規定する「その主たる機能を果たすべき運転状態」とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む））（JSME S NC1-2005/2007）」（以下「設計・建設規格2005(2007)」という。）GNR-2110又は日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2012年版）（JSME S NC1-2012）」（以下「設計・建設規格2012」という。）GNR-2110及び同解説に規定される「供用状態」をいう。（「日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（2007年追補版）並びに【事例規格】「設計・建設規格2005年版「管の設計」（管継手、フランジ）のJIS規格年度の読替規定（NC-CC-003）」及び【事例規格】「設計・建設規格2005年版付録材料図表 JIS規格年度の読替規定（NC-CC-004）」に関する技術評価書」（平成20年10月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）（以下「設計・建設規格2007技術評価書」という。）及び「日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2012年版）」（JSME S NC1-2012）」に関する技術評価書」（原規技発第1408062号（平成26年8月6日原子力規制委員会決定。以下「設計・建設規格2012技術評価書」という。））</p> <p>7 第2項第44号に規定する「炉心支持構造物」とは、原子炉圧力容器の内部において燃料集合体を直接に支持するか又は拘束する部材をいう。</p>	

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
二十五 「運転状態Ⅰ」とは、原子炉施設の通常運転時の状態をいう。		四十五 「運転状態Ⅰ」とは、発電用原子炉施設の通常運転時の状態をいう。		
二十六 「運転状態Ⅱ」とは、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅲ、運転状態Ⅳ及び試験状態以外の状態をいう。		四十六 「運転状態Ⅱ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅲ、運転状態Ⅳ及び試験状態以外の状態をいう。		
二十七 「運転状態Ⅲ」とは、原子炉施設の故障、誤作動等により原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる状態をいう。		四十七 「運転状態Ⅲ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉施設の故障、誤作動その他の異常により発電用原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる状態をいう。		
二十八 「運転状態Ⅳ」とは、原子炉施設の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態をいう。		四十八 「運転状態Ⅳ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉施設の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態をいう。		
三十七 「機械的荷重」とは、自重、管又は支持構造物からの反力その他付加荷重のうち地震荷重を除くものであって、設計上定めるものをいう。		四十九 「機械的荷重」とは、自重、管又は支持構造物からの反力その他付加荷重のうち地震荷重を除くものであって、設計上定めるものをいう。		
三十 「荷重状態Ⅰ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が運転状態Ⅰ（積雪時及び暴風時を除く。）において想定される荷重を受ける状態をいう。		五十 「荷重状態Ⅰ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が運転状態Ⅰ（積雪時及び暴風時を除く。）において想定される荷重を受ける状態をいう。		
三十一 「荷重状態Ⅱ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が次に掲げるいずれかの状態において想定される荷重を受ける状態をいう。		五十一 「荷重状態Ⅱ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が次に掲げるいずれかの状態において想定される荷重を受ける状態をいう。		
イ 逃がし安全弁作動時の状態（積雪時及び暴風時を除く。）		イ 逃がし安全弁作動時の状態（積雪時及び暴風時を除く。）		
ロ 原子炉格納容器耐圧試験時の状態（積雪時及び暴風時を除く。）		ロ 原子炉格納容器耐圧試験時の状態（積雪時及び暴風時を除く。）		
ハ 運転状態Ⅰにおける積雪時の状態（暴風時を除く。）		ハ 運転状態Ⅰにおける積雪時の状態（暴風時を除く。）		
三十二 「荷重状態Ⅲ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が運転状態Ⅰにおける暴風時の状態又は運転状態Ⅳにおける荷重状態Ⅳ以外の状態をいう。		五十二 「荷重状態Ⅲ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が運転状態Ⅰにおける暴風時の状態又は運転状態Ⅳにおける荷重状態Ⅳ以外の状態をいう。		
三十三 「荷重状態Ⅳ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が運転状態Ⅳ（積雪時又は暴風時を含む。）において原子炉格納容器の安全上想定される異常な事態が生じている状態をいう。		五十三 「荷重状態Ⅳ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が運転状態Ⅳ（積雪時又は暴風時を含む。）において原子炉格納容器の安全上想定される異常な事態が生じている状態をいう。		

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
二十九 「試験状態」とは、耐圧試験により原子炉施設に最高使用圧力を超える圧力が加えられている状態をいう。		五十四 「試験状態」とは、耐圧試験により発電用原子炉施設に最高使用圧力を超える圧力が加えられている状態をいう。		
		五十五 「兼用キャスク」とは、設置許可基準規則第二条第二項第四十一号に規定する兼用キャスクをいう。		

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(特殊な設計による施設)		(特殊な設計による発電用原子炉施設)		
第三条		第三条		
特別の理由により原子力規制委員会及び経済産業大臣の認可を受けた場合は、この命令の規定によらないで原子炉及び蒸気タービン並びにこれらの附属設備を施設することができる。	1 本省令の規定によらない場合又は本解釈に照らして同等性の判断が困難な場合については、第3条によること。	特別の理由により原子力規制委員会の認可を受けた場合は、この規則の規定によらないで発電用原子炉施設を施設することができる。	1 技術基準規則の規定によらない場合又は本解釈に照らして同等性の判断が困難な場合については、第3条によること。	追加要求なし
2 前項の認可を受けようとする者は、その理由及び施設方法を記載した申請書に關係図面を添付して申請しなければならない。	2 第2項の規定により申請する場合の申請書の様式及び添付図面は、次のとおりである。	2 前項の認可を受けようとする者は、その理由及び施設方法を記載した申請書に關係図面を添付して申請しなければならない。	2 第2項の規定により申請する場合の申請書の様式及び添付図面は、様式1のとおりである。	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める 命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める 省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
		(廃止措置中の発電用原子炉施設の維持)		
		第三条の二		
		<p>法第四十三条の三の三十四第二項の認可を受けた場合には、当該認可に係る廃止措置計画（同条第三項において準用する法第十二条の六第三項又は第五項の規定による変更の認可又は届出があったときは、その変更後のもの。以下この条において同じ。）で定める性能維持施設（実用炉規則第一百五十二条の二第十一号の性能維持施設をいう。）については、第二章及び第三章の規定にかかわらず、当該認可に係る廃止措置計画に定めるところにより、当該施設を維持しなければならない。</p>		追加要求

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
		第二章 設計基準対象施設 (設計基準対象施設の地盤)		
		第四条		
		<p>設計基準対象施設は、設置許可基準規則第三条第一項の地震力が作用した場合においても当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に施設しなければならない。ただし、兼用キャスクにあっては、地盤により十分に支持されなくてもその安全機能が損なわれない方法により設けることができるときは、この限りでない。</p>	<p>1 第4条に規定する「十分に支持することができる」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第5号。以下「設置許可基準規則」という。）第3条第1項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、設計基準対象施設について、以下のいずれかを満たすことをいう。</p> <p>一 兼用キャスク貯蔵施設以外の設計基準対象施設にあっては、自重や運転時の荷重等に加え、設置許可基準規則第3条第1項の地震力（耐震重要度分類（実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））の第4条の解釈中2に規定する耐震重要度分類をいう。以下同じ。）の各クラスに応じて設置許可基準規則第4条第2項の規定により算定する地震力（設置許可基準規則第3条第1項に規定する耐震重要施設にあっては、基準地震動による地震力（設置許可基準規則第4条第3項に規定する基準地震動による地震力をいう。以下同じ。）を含む。）をいう。）が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有すること。</p> <p>二 兼用キャスク貯蔵施設にあっては、自重その他の貯蔵時に想定される荷重に加え、設置許可基準規則第4条第2項の規定により算定する地震力（兼用キャスクにあっては、基準地震動による地震力を含む。）が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有すること。</p> <p>2 第4条に規定する「安全機能が損なわれない方法」とは、設置許可基準規則第3条第1項の方法をいう。□</p>	追加要求

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める 命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める 省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(耐震性)		(地震による損傷の防止)		
第五条		第五条		
<p>原子炉施設並びに一次冷却材又は二次冷却材により駆動される蒸気タービン及びその附属設備は、これらに作用する地震力による損壊により公衆に放射線障害を及ぼさないように施設しなければならない。</p> <p>2 前項の地震力は、原子炉施設ならびに一次冷却材により駆動される蒸気タービンおよびその附属設備の構造ならびにこれらが損壊した場合における災害の程度に応じて、基礎地盤の状況、その地方における過去の地震記録に基づく震害の程度、地震活動の状況等を基礎として求めなければならない。</p>	<p>1 耐震性の評価については、施設の重要度に応じて適用される地震力に対し、地震時にも敷地周辺の公衆に放射線の影響を与えないとの観点から、</p> <p>① 地震による事故発生の防止 ② 原子炉の安全停止 ③ 炉心崩壊熱の除去 ④ 事故時に必要な設備の健全性の保持等に必要な設備の機能維持又は構造強度の確保を解析等により確認すること。</p> <p>2 原子力安全委員会「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成18年9月19日原子力安全委員会決定）」（以下「新耐震設計審査指針」という。）に適合すること。具体的な評価手法については、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成18年9月19日原子力安全委員会決定）に照らした「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」第5条への適合性に関する審査要領（内規）（平成20年4月23日付け平成20・04・21原院第3号）によること。なお、原子力安全委員会「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和53年9月策定、昭和56年7月一部改訂、平成13年3月一部改訂）」（以下「旧耐震設計審査指針」という。）を適用して設置又は設置変更が許可された発電用原子力設備については、旧耐震設計審査指針に適合すること。具体的な評価手法については、日本電気協会電気技術指針「原子力発電所耐震設計技術指針」（JEAG4601-1987）、同補「原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編」（JEAG4601-1984）及び「原子力発電所耐震設計技術指針（追補版）」（JEAG4601-1991）によること。また、新耐震設計審査指針又は旧耐震設計審査指針のいずれも適用せず設置又は設置変更が許可された発電用原子力設備については、重要な建物・構築物及び機器・配管系の耐震安全性が評価され、その結果に基づいて、資源エネルギー庁がとりまとめた「指針策定前の原子力発電所の耐震安全性（平成7年9月）」において旧耐震設計審査指針の考え方に照らしても耐震安全性が確保されていると判断されていること。</p>	<p>設計基準対象施設は、これに作用する地震力（設置許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力をいう。）による損壊により公衆に放射線障害を及ぼさないように施設しなければならない。</p>	<p>1 第1項の規定は、設置許可基準規則第4条第1項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、設計基準対象施設が、設置許可基準規則第4条第2項の地震力に対し、施設の機能を維持していること又は構造強度を確保していることをいう。</p>	<p>追加要求</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	<p>3 非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の耐震性については、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）（平成20・02・12原院第5号）によること。</p>			
		<p>2 <u>耐震重要施設（設置許可基準規則第三条第一項に規定する耐震重要施設をいう。以下同じ。）は、基準地震動による地震力（設置許可基準規則第四条第三項に規定する基準地震動による地震力をいう。以下同じ。）に対してその安全性が損なわれるおそれがないように施設しなければならない。</u></p>	<p>2 第2項の規定は、設置許可基準規則第4条第3項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、耐震重要施設が、設置許可基準規則第4条第3項の基準地震動による地震力に対し、施設の機能を維持していること又は構造強度を確保していることをいう。</p> <p>3 動的機器に対する「施設の機能を維持していること」とは、基準地震動による応答に対して、当該機器に要求される機能を保持することをいう。具体的には、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行うこと、既往研究で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認することをいう。</p>	追加要求
		<p>3 <u>耐震重要施設が設置許可基準規則第四条第三項の地震により生ずる斜面の崩壊によりその安全性が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</u></p>	<p>4 第3項の規定は、設置許可基準規則第4条第4項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、設置許可基準規則第4条第3項の地震により斜面の崩壊が生じるおそれがある場合には、耐震重要施設の安全性を損なわないよう、敷地内土木工作物による斜面の保持等の措置を講ずること及びその機能を維持していることをいう。</p>	追加要求
		<p>4 <u>炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないように施設しなければならない。</u></p>	<p>5 第4項に規定する「基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがない」とは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないことをいう。</p>	追加要求

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
		<p>5 兼用キャスクは、設置許可基準規則第四条第六項に規定する地震力に対してその安全性が損なわれるおそれがないように施設しなければならない。</p>	<p>6 第5項の規定は、設置許可基準規則第4条第6項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、兼用キャスクが、同項の地震力に対し、施設の機能を維持していること又は構造強度を確保していることをいう。</p>	<p>追加要求 ただし、島根原子力発電所では兼用キャスクを保有していない。</p>
		<p>6 兼用キャスクが設置許可基準規則第四条第七項の地震により生ずる斜面の崩壊によりその安全性が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>7 第6項の規定は、設置許可基準規則第4条第7項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、同項の斜面の崩壊が生じるおそれがある場合には、兼用キャスクの安全性を損なわないよう、敷地内土木工作物による斜面の保持等の措置を講ずること及びその機能を維持していることをいう。</p>	<p>追加要求 ただし、島根原子力発電所では兼用キャスクを保有していない。</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める 命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める 省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(津波による損傷の防止)		(津波による損傷の防止)		
第五条の二		第六条		
<p>原子炉施設並びに一次冷却材又は二次冷却材により駆動される蒸気タービン及びその附属設備が、想定される津波により原子炉の安全性を損なわないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>1 第1項に規定する「適切な措置を講じなければならない」とは、供用中における運転管理等の運用上の措置を含む。</p>	<p>設計基準対象施設（兼用キャスク及びその周辺施設を除く。）が基準津波（設置許可基準規則第五条第一項に規定する基準津波をいう。以下同じ。）によりその安全性が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>1 第1項の規定は、設置許可基準規則第5条第1項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、基準津波（設置許可基準規則第5条第1項に規定する基準津波をいう。以下同じ。）により設計基準対象施設の安全性を損なわないよう、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設置等の措置を講じていること並びにそれらの機能を維持していることをいう。</p>	<p>追加要求</p>
<p>2 津波によって交流電源を供給する全ての設備、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備及び使用済燃料貯蔵槽を冷却する全ての設備の機能が喪失した場合においても直ちにその機能を復旧できるよう、その機能を代替する設備の確保その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>2 第2項に規定する「直ちに」とは、「交流電源を供給する全ての設備、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備及び使用済燃料貯蔵槽を冷却する全ての設備」の機能が失われている状態においても炉心及び使用済燃料貯蔵槽にある燃料に損傷が生じない期間をいう。</p> <p>3 第2項に規定する「その機能を代替する設備の確保その他の適切な措置」とは、次の各号に掲げる設備等による措置をいう。</p> <p>(1) 交流電源を供給する全ての設備の機能が喪失した場合にあっては、原子炉の冷却維持に係る計測制御装置等に必要な電源容量が代替発電装置（移動式を含む。）等から給電可能なように、同発電装置等から受電盤等接続箇所までの電源ケーブルの配備等により機動的な復旧対策が講じられるよう設備すること。</p> <p>(2) 海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備の機能が喪失した場合にあっては、必要な水量が確保可能な水源から原子炉停止時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去できる設備（ただし、BWRについては原子炉隔離時冷却系又は隔離時復水器系、PWRについてはタービン駆動補助給水系に限る。以下「冷却設備等」という。）までの供給ルートの確保、代替ポンプによる冷却設備等への給水又は海水冷却系統の予備電動機の配備等により機動的な復旧対策が講じられるよう設備すること。</p> <p>(3) 使用済燃料貯蔵槽を冷却する全ての設備の機能が喪失した場合にあっては、必要な水量が確保可能な水源から使用済燃料貯蔵槽までの供給ルートの確保、代替ポンプによる使用済燃料貯蔵槽への給水等により機動的な復旧対策が講じられるよう設備すること。</p>			<p>追加要求なし</p> <p>当該要求は「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の第63条、第69条及び第72条等に記載されている。</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	4	2 <u>兼用キャスク及びその周辺施設が設置許可基準規則第五条第二項に規定する津波によりその安全性が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</u>	2 第2項の規定は、設置許可基準規則第5条第2項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、設置許可基準規則第5条第2項に規定する津波に対して兼用キャスクが機能を維持していることをいう。	追加要求 ただし、島根原子力発電所では兼用キャスクを保有していない。

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(防護措置等)		(外部からの衝撃による損傷の防止)		
第四条		第七条		
<p>原子炉施設並びに一次冷却材又は二次冷却材により駆動される蒸気タービン及びその附属設備が想定される自然現象（地すべり、断層、なだれ、洪水、高潮、基礎地盤の不同沈下等を含む。ただし、地震及び津波を除く。）により原子炉の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>1 第1項に規定する「適切な措置を講じなければならない」とは、供用中における運転管理等の運用上の措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」には、台風、雪害を含む。</p>	<p>設計基準対象施設（兼用キャスクを除く。）が想定される自然現象（地震及び津波を除く。）によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>1 第1項に規定する「想定される自然現象」には、台風、竜巻、降水、積雪、凍結、落雷、火山事象、生物学的事象、森林火災等を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「適切な措置を講じなければならない」には、供用中における運転管理等の運用上の措置を含む。</p>	<p>追加要求 旧安全設計審査指針の指針2で「自然現象に対する設計上の配慮」が要求されており、島根原子力発電所では、台風、降水、積雪、凍結、落雷、高潮、生物学的事象を考慮している。</p>
<p>2 周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路等がある場合において、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両等の事故等により原子炉の安全性が損なわれないう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>3 第2項に規定する「適切な措置を講じなければならない」には、対象とする発生源から一定の距離を置くことを含む。</p>	<p>2 周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合には、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。以下「人為による事象」という。）により発電用原子炉施設（兼用キャスクを除く。）の安全性が損なわれないう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>3 第2項に規定する「事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの」には、ダムの崩壊、船舶の衝突、電磁的障害等の敷地及び敷地周辺の状況から生じうる事故を含む。</p> <p>4 第2項に規定する「適切な措置を講じなければならない」には、対象とする発生源から一定の距離を置くことを含む。</p>	<p>追加要求</p>
<p>3 航空機の墜落により原子炉の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>4 第3項の航空機落下については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29原院第4号）に基づいて確認すること。この場合において、設置許可申請時の航路に変更がないことにより確認すること。</p>	<p>3 航空機の墜落により発電用原子炉施設（兼用キャスクを除く。）の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>5 第3項の航空機の墜落については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成21・06・25原院第1号。平成21年6月30日原子力安全・保安院制定）に基づいて確認すること。この場合において、設置許可申請時の航路に変更がないことにより確認すること。</p>	<p>追加要求なし</p> <p>ただし、解釈における「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」が改正されている。</p>
		<p>4 兼用キャスクが設置許可基準規則第六条第四項又は第五項の規定により定める自然現象によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>6 第4項及び第5項に規定する「適切な措置を講じなければならない」には、供用中における運転管理等の運用上の措置及び対象とする発生源から一定の距離を置くことを含む。</p>	<p>追加要求 ただし、島根原子力発電所では兼用キャスクを保有していない。</p>
		<p>5 兼用キャスクが設置許可基準規則第六条第六項又は第七項の規定により定める人為による事象によりその安全性が損なわれないう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>		

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(柵等の施設)		(立入りの防止)		
第七条		第八条		
原子力発電所には、人がみだりに管理区域内に立ち入らないように壁、柵、へい等を設け、かつ、管理区域である旨を表示しなければならない。	1 第7条に規定する「みだりに」とは、不注意又は知らずに容易に立ち入ることをいう。	工場等には、人がみだりに管理区域内に立ち入らないように壁、柵、塀その他の人の侵入を防止するための設備を設け、かつ、管理区域である旨を表示しなければならない。	1 第1項及び第3項に規定する「みだりに」とは、不注意又は知らずに容易に立ち入ることをいう。 2 「工場等」とは、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第7条第1項第2号に規定する「工場又は事業所」のことをいう。	追加要求なし
2 原子力発電所には、保全区域（原子炉施設の保全のために特に管理を必要とする場所であって、管理区域以外のものをいう。以下同じ。）と管理区域以外の場所との境界には他の場所と区別するため柵、へい等を設けるか、又は保全区域である旨を表示しなければならない。		2 保全区域（実用炉規則第二条第二項第五号に規定する保全区域をいう。以下この項において同じ。）と管理区域以外の場所との境界には、他の場所と区別するため、柵、塀その他の保全区域を明らかにするための設備を設けるか、又は保全区域である旨を表示しなければならない。		追加要求なし
3 原子力発電所には、業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するため柵、へい等を設けるか、又は周辺監視区域である旨を表示しなければならない。ただし、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合は、この限りでない。	2 第3項に規定する「当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合」とは、河川、沼、湖、海、断崖等で当該区域の境界が設定されているような場合であって、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合をいう。	3 工場等には、業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するため、柵、塀その他の人の侵入を防止するための設備を設けるか、又は周辺監視区域である旨を表示しなければならない。ただし、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合は、この限りでない。	3 第3項に規定する「当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合」とは、河川、沼、湖、海、断崖等で当該区域の境界が設定されているような場合であって、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合をいう。	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(不法侵入の防止)		(発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)		
第七条の二		第九条		
<p>原子力発電所には、安全設備が設置されている施設に人が不法に侵入することを防止するため、適切な侵入防止措置を講じなければならない。</p>	<p>1 第七条の二に規定する「適切な侵入防止措置」とは、さく等の障壁による区画、出入口の常時管理設備の施設をいう。</p>	<p>工場等には、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第二百二十八号）第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。以下第三十五条第五号において同じ。）を防止するため、適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>1 第九条に規定する「適切な措置」には、工場等内の人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為、郵便物などによる工場等外からの爆破物又は有害物質の持ち込み及びサイバーテロへの対策としての柵等の障壁による区画、出入口の常時管理設備の施設等が含まれる。</p>	<p>追加要求</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める 命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める 省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(急傾斜地の崩壊の防止)		(急傾斜地の崩壊の防止)		
第七条の三		第十条		
<p>急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律（昭和四十四年法律第五十七号）第三条第一項の規定により指定された急傾斜地崩壊危険区域内に施設する<u>電気工作物</u>は、当該区域内の急傾斜地（同法第二条第一項に規定するものをいう。）の崩壊を助長し、<u>または誘発するおそれがないように施設しなければならない。</u></p>	<p>1 第7条の3は、急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律（昭和44年法律第57号）に基づき急傾斜地崩壊危険区域として指定された地域に電気工作物を施設する場合には、急傾斜地崩壊防止工事の技術基準(同法施行令第3条)によること。</p>	<p>急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律（昭和四十四年法律第五十七号）第三条第一項の規定により指定された急傾斜地崩壊危険区域内に施設する<u>設備</u>は、当該区域内の急傾斜地（同法第二条第一項に規定するものをいう。）の崩壊を助長し、<u>又は誘発すること</u>がないように施設しなければならない。</p>	<p>1 急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律（昭和44年法律第57号）に基づき急傾斜地崩壊危険区域として指定された地域に設備を施設する場合には、急傾斜地崩壊防止工事の技術基準(同法施行令第3条)によること。</p>	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(火災による損傷の防止)		(火災による損傷の防止)		
第四条の二		第十一条		
原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備には、火災により原子炉の安全性が損なわれないよう、次の各号に掲げる措置を適切に組み合わせた措置を講じなければならない。	1 第4条の2に規定する「原子炉の安全性が損なわれることのないよう、次の各号に掲げる対策を適切に組み合わせた措置を講じなければならない」とは、火災の発生により、安全設備の機能が損なわれ、原子炉の停止機能、除熱機能及び放射性物質の制御されない放出を防止する機能が損なわれないよう、原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に規定される重要度に応じて措置を講じること。	設計基準対象施設が火災によりその安全性が損なわれないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。	1 第11条に規定する措置とは、別途定める「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（原規技発第1306195号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））によること。	追加要求
一 火災の発生を防止するため、次の措置を講ずること。	2 第1項第1号（ホを除く。）から第3号まで及び第2項に規定する措置とは、「日本電気協会「原子力発電所の火災防護規程（JEAC4626-2010）」の適用に当たって（別記-2）」によること。（日本電気協会「原子力発電所の火災防護規程（JEAC4626-2010）」に関する技術評価書（平成23年2月））	一 火災の発生を防止するため、次の措置を講ずること。		
イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講ずること。		イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講ずること。		
ロ ケーブル、原子炉制御室その他原子炉の附属設備にあつては、可燃性物質の量等に応じて、不燃材料又は難燃材料を使用すること。		ロ 安全施設（設置許可基準規則第二条第二項第八号に規定する安全施設をいう。以下同じ。）には、不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし、次に掲げる場合は、この限りでない。		
		(1) 安全施設に使用する材料が、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下「代替材料」という。）である場合		
		(2) 安全施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であつて、安全施設における火災に起因して他の安全施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合	2 第1号ロ（2）に規定する「安全施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であつて、安全施設における火災に起因して他の安全施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合」とは、ポンプ、弁等の駆動部の潤滑油、機器躯体内部に設置される電気配線、不燃材料の表面に塗布されるコーティング剤等、当該材料が発火した場合においても、他の構築物、系統又は機器において火災を生じさせるおそれが小さい場合をいう。	
ハ 落雷その他の自然現象による火災発生を防止するための避雷設備等を施設すること。		ハ 避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。		

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
<p>ニ 水素の供給設備等にあつては、水素の燃焼が起きた場合においても<u>原子炉の安全性を損なわないよう施設すること。</u></p>		<p>ニ 水素の供給設備<u>その他の水素が内部に存在する可能性がある設備</u>にあつては、水素の燃焼が起きた場合においても<u>発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう施設すること。</u></p>		
<p>ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、<u>原子炉の安全性を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講ずること。</u></p>	<p>3 第1項第1号ホの規定については、以下によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれがある場合」とは、水の放射線分解によって原子炉で発生する水素が滞留、蓄積される可能性のある配管等の損傷により、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれがあることをいう。この場合において、水素燃焼によっても破断可能性が極めて小さい配管内容積（1～30リットル程度）を有し、破断対策として元弁を閉じて破断部を隔離できる配管（計装系配管等）にあつては、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれが無いものとみなすことができる。 ・「水素の蓄積を防止する措置」とは、社団法人火力原子力発電技術協会「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（平成17年10月）」の本文のみならず、具体的な評価手法等を規定した解説によること。（社団法人火力原子力発電技術協会「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（平成17年10月）」に関する技術評価書（平成17年12月）」 	<p>ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、<u>発電用原子炉施設</u>の安全性を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講ずること。</p>	<p>3 第1号ホの規定については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」のほか、以下によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合」とは、水の放射線分解によって発電用原子炉で発生する水素が滞留、蓄積される可能性のある配管等の損傷により、発電用原子炉の安全性を損なうおそれがあることをいう。この場合において、水素燃焼によっても破断可能性が極めて小さい配管内容積（1～30リットル程度）を有し、破断対策として元弁を閉じて破断部を隔離できる配管（計装系配管等）にあつては、発電用原子炉の安全性を損なうおそれがないものとみなすことができる。 ・「水素の蓄積を防止する措置」とは、「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン」（平成17年10月社団法人火力原子力発電技術協会）の本文のみならず、具体的な評価手法等を規定した解説によること。（「社団法人火力原子力発電技術協会「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン」に関する技術評価書」（平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ） 	
<p>ニ 火災の<u>検出</u>及び消火のため、<u>次の措置を講ずること。</u> イ <u>早期に消火を行える検出設備及び消火設備を施設すること。</u></p>		<p>ニ 火災の<u>感知</u>及び消火のため、<u>次に掲げるところにより、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び早期に消火を行う設備（以下「消火設備」という。）を施設すること。</u></p>		
<p>ロ <u>イに定める検出設備及び消火設備は、火災と同時に発生すると想定される自然現象により、その能力が損なわれることがないこと。</u></p>		<p>イ 火災と同時に発生すると想定される自然現象により、その<u>機能</u>が損なわれることがないこと。</p>		
<p>2 <u>前項第二号イに規定する検出設備及び消火設備は、故障、損壊、誤作動等により安全設備の機能を損なわないものでなければならない。</u></p>		<p>ロ 消火設備にあつては、<u>その損壊、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉施設の安全性が損なわれることがないこと。</u></p>	<p>4 第2号ロの規定について、消火設備の損壊、誤作動又は誤操作が起きた場合のほか、火災感知設備の損壊、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものであること。</p>	

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める 命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める 省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
三 火災の影響を軽減するため、 <u>防火壁の設置その他の措置を講ずること。</u>		三 火災の影響を軽減するため、 <u>耐火性能を有する壁の設置その他の延焼を防止するための措置その他の発電用原子炉施設の火災により発電用原子炉を停止する機能が損なわれることがないようにするための措置を講ずること。</u>		

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
		(発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止)		
		第十二条		
		<p>設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設内における溢水の発生」とは、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動、使用済燃料貯蔵プール（BWR）又は使用済燃料貯蔵ピット（PWR）等のスロッシングその他の事象により発生する溢水をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「防護措置その他の適切な措置」とは、発電用原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、運転状態にある場合は原子炉を高温停止及び、引き続き低温停止することができ、並びに放射性物質の閉じ込め機能を維持できる措置をすること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる措置をいう。さらに、使用済燃料貯蔵プール（BWR）又は使用済燃料貯蔵ピット（PWR）においては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できる措置をいう。</p>	追加要求
		<p>2 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。</p>	<p>3 第2項に規定する「容器、配管その他の設備」には、次に掲げる設備を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ポンプ、弁 ・使用済燃料貯蔵プール（BWR）、使用済燃料貯蔵ピット（PWR） ・サイトバンカ貯蔵プール ・原子炉ウェル、機器貯蔵プール（BWR） ・原子炉キャビティ（チャンネルを含む。）（PWR） 	追加要求

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
		(安全避難通路等)		
		第十三条		
		発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を施設しなければならない。		追加要求
		一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路		ただし、一、二号については旧安全設計審査指針の指針46で要求されている。
		二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明		
		三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源	1 第3号に規定する「設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源」は、昼夜、場所を問わず、発電用原子炉施設内で事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となる照明及び電源を施設すること。なお、現場作業の緊急性との関連において、仮設照明（可搬型）の準備に時間的余裕がある場合には、仮設照明による対応を考慮してもよい。	

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(安全設備)		(安全設備)		
第八条の二		第十四条		
<p>第二条第八号ハ及びホに掲げる安全設備は、当該安全設備を構成する機械器具の<u>単一故障</u>（<u>単一の原因によって一つの機械器具が所定の安全機能を失うこと</u>をいう。以下同じ。）が<u>生じた場合</u>であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、構成する機械器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性、及び独立性を有するように<u>施設</u>しなければならない。</p>	<p>1 第1項に規定する「単一故障」は、短期間では動的機器の単一故障を、長期間では動的機器の単一故障又は静的機器の想定される単一故障のいずれかをいう。</p> <p>2 平成2年8月より前に原子炉設置許可を受けた原子炉にあっては、定期安全レビューにおいて運転管理等とあわせて多重性又は多様性、及び独立性を有する施設と同等の機能維持が確認されており、運転管理等の対応がなされている場合には、「構成する機械器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性、及び独立性を有する」とみなすことができる。</p>	<p>第二条第二項第九号ハ及びホに掲げる安全設備は、当該安全設備を構成する機械又は器具の<u>単一故障</u>（設置許可基準規則第十二条第二項に規定する<u>単一故障</u>をいう。以下同じ。）が<u>発生した場合</u>であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を<u>確保し</u>、及び独立性を<u>確保</u>するように、<u>施設</u>しなければならない。</p>	<p>1 第1項に規定する「単一故障」は、短期間では動的機器の単一故障を、長期間では動的機器の単一故障又は静的機器の想定される単一故障のいずれかをいう。ここで、<u>短期間と長期間の境界は24時間を基本とし、例えば、PWRの非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切り替え等のように、運転モードの切り替えを行う場合は、その時点を短期間と長期間の境界とする。</u></p>	追加要求
<p>2 安全設備は、<u>想定されている全ての環境条件においてその機能が発揮できるように施設</u>しなければならない。</p>	<p>3 第2項に規定する「想定されているすべての環境条件」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化及び事故時において、所定の機能を期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられるすべての環境条件のことで、格納容器内の安全設備であれば通常運転からLOCA時までの状態において考えられる圧力、温度、放射線、湿度をいう。また、「環境条件」には、冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む）が含まれる。この場合において、配管内円柱状構造物が流体振動により破損物として冷却材に流入することの評価に当たっては、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針（JSME S012）」を適用すること。</p> <p>4 第2項について、安全設備のうち供用期間中において中性子照射脆化の影響を受ける原子炉圧力容器にあっては、「日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」（JEAC 4206-2007）の適用に当たって（別記-11）」に掲げる、破壊じん性の要求を満足すること。（日本電気協会規格「原子炉構造材の監視試験方法」（JEAC 4201-2007）及び「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」（JEAC 4206-2007）に関する技術評価書（平成21</p>	<p>2 安全設備は、<u>設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能が発揮することができるよう、施設</u>しなければならない。</p>	<p>2 <u>第2項の規定は、安全設備のほか、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」において規定される安全機能を有する構築物、系統及び機器についても適用するものとする。</u></p> <p>3 第2項に規定する「想定される全ての環境条件」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、所定の機能を期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられる全ての環境条件のことで、格納容器内の安全設備であれば通常運転からLOCA（冷却材喪失事故）時までの状態において考えられる圧力、温度、放射線、湿度をいう。また、「環境条件」には、冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む）が含まれる。なお、配管内円柱状構造物が流体振動により破損物として冷却材に流入することの評価に当たっては、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針（JSME S012）」を適用すること。</p> <p>4 第2項について、安全設備のうち供用期間中において中性子照射脆化の影響を受ける原子炉圧力容器にあっては、日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（JEAC4206-2007）」（以下「破壊靱性の確認試験方法（JEAC 4206-2007）」という。）の規定に「日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（JEAC 4206-2007）」の適用に当たって（別記-1）」の要件を付したものに掲げる、破壊</p>	追加要求 解釈2については、旧安全設計審査指針6で「環境条件に対する設計上の考慮」として要求されている。

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	年8月))		<p>じん性の要求を満足すること。この場合において、監視試験を行うに当たっては、日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）」（以下「監視試験方法（JEAC 4201-2007）」という。）、「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2010年追補版]」（以下「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2010）」という。）及び「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2013年追補版]」（以下「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2013）」という。）の規定に「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201）」の適用に当たって（別記-6）」の要件を付したものによること。</p> <p>（「日本電気協会規格「原子炉構造材の監視試験方法」（JEAC4201-2007）及び「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」（JEAC 4206-2007）に関する技術評価書」（平成21年8月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）、「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2010年追補版]」に関する技術評価書」（平成23年5月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）及び「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007）[2013年追補版]」に関する技術評価書」（原規技発 1510073号（平成27年10月7日原子力規制委員会決定））」</p>	

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(原子炉施設)		(設計基準対象施設の機能)	第15条（設計基準対象施設の機能）	
第八条		第十五条		
<p>原子炉施設は、通常運転時において原子炉の反応度を安全かつ安定に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。</p>		<p>設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。</p>		追加要求なし
<p>2 原子炉施設（補助ボイラーを除く。）は、その健全性及び能力を確認するために、原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができるように施設しなければならない。</p>	<p>1 第2項に規定する「保守点検（試験及び検査を含む。）ができるように施設しなければならない」とは、原子炉施設が所要の性能を確認するために必要な保守及び点検が可能な構造であり、かつ、そのために必要な配置、空間等を備えたものであること。また、試験及び検査には、電気事業法第49条（使用前検査）、同第52条（溶接安全管理検査）、同第54条（定期検査）、同第55条（定期安全管理検査、定期事業者検査）に規定する検査及び第11条、第17条第4項、第22条第6号、第32条第1号ハ、同第2号ホ、同第5号ロに規定する試験又は検査を含む。</p>	<p>2 設計基準対象施設は、その健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができるよう、施設しなければならない。</p>	<p>1 第2項に規定する「保守点検（試験及び検査を含む。）ができるよう、施設しなければならない」とは、発電用原子炉施設が所要の性能を確認するために必要な保守及び点検が可能な構造であり、かつ、そのために必要な配置、空間等を備えたものであること。また、試験及び検査には、原子炉等規制法第43条の3の11（使用前事業者検査等）及び同法第43条の3の16（定期事業者検査）に規定する検査並びに技術基準規則第21条、同規則第32条第4項、同規則第35条第7号、同規則第44条第1号ハ、同条第2号ホ及び同条第5号ロに規定する試験を含む。</p>	追加要求なし
<p>3 原子炉施設は、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならない。</p>	<p>2 第3項に規定する「これを安全に処理するように施設しなければならない」とは、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械器具からの放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合（BWRの原子炉再循環ポンプ軸封部のコントロールリークを含む。）、液体にあつてはこれらを原子炉格納容器内、原子炉建屋、タービン建屋、原子炉補助建屋等に設けられた機器又は床のそれぞれのドレンサンプ又はタンクに収集し、サンプ又はタンクから放射性廃棄物処理施設に移送して適切に処理ができるような施設とすること。</p>	<p>3 設計基準対象施設は、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械又は器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならない。</p>	<p>2 第3項に規定する「これを安全に処理するように施設しなければならない」とは、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械器具からの放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合（BWRの原子炉再循環ポンプ軸封部のコントロールリーク、高圧タービン等の軸封部からの漏えい防止のための衛帯（シール）蒸気及び低圧タービンの空気の流入防止のための衛帯（シール）蒸気を含む。）、液体にあつてはこれらを原子炉格納容器内、原子炉建屋、タービン建屋、原子炉補助建屋等に設けられた機器又は床のそれぞれのドレンサンプ又はタンクに収集し、サンプ又はタンクから放射性廃棄物処理設備に移送して適切に処理ができるような施設とすること。</p>	追加要求なし
<p>4 原子炉施設に属する設備であつて、蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。</p>	<p>4 第4項に規定する「蒸気タービンの損壊に伴う飛散物により損傷を受け、原子炉施設の安全性を損なうことが想定される」とは、タービンミサイル発生時の対象物を破損する確率が10^{-7}回/炉・年を超える場合をいう。「ポンプ等の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、原子炉施設の安全性を損なうことが想定される」とは、PWRの原子炉冷却材ポ</p>	<p>4 設計基準対象施設に属する設備であつて、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。</p>	<p>3 第4項に規定する「蒸気タービンの損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定される」とは、タービンミサイル発生時の対象物を破損する確率が10^{-7}回/炉・年を超える場合をいう。「ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定される」</p>	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	<p>ンプフライホイールにあつては、限界回転数が予想される最大回転数に比べて十分大きいことを確認すれば安全性を損なうことが想定されないものと判断する。</p> <p>3 第4項に規定する「その他の損傷防止措置」とは、（1）想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとること、又は、（2）想定される飛散物の飛散方向を考慮し、防護対象を損傷し安全性を損なうことがないよう配置上の配慮又は多重性を考慮すること。</p>		<p>とは、PWRの原子炉冷却材ポンプフライホイールにあつては、限界回転数が予想される最大回転数に比べて十分大きいことを確認すれば安全性を損なうことが想定されないものと判断する。</p> <p>4 第4項に規定する「その他の損傷防止措置」とは、（1）想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとること、又は、（2）想定される飛散物の飛散方向を考慮し、防護対象を損傷し安全性を損なうことがないよう配置上の配慮又は多重性を考慮すること。</p>	
<p>5 <u>原子炉施設に属する設備を他の原子炉施設と併用する場合は、原子炉の安全性を損なわないように施設しなければならない。</u></p>	<p>5 第5項に規定する「原子炉の安全性を損なわないように施設しなければならない」とは、併用によつても、異常状態において必要とされる安全設備の機能が阻害されることがないこと。</p>	<p>5 <u>設計基準対象施設に属する安全設備であつて、第二条第二項第九号ハに掲げるものは、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであつてはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによつて当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りでない。</u></p>	<p>5 第5項に規定する「設計基準対象施設に属する安全設備であつて、第二条第二項第九号ハに掲げるもの」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）において、クラスMS-1に分類される下記の機能を有する設備を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の緊急停止機能 ・未臨界維持機能 ・原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 ・原子炉停止後の除熱機能 ・炉心冷却機能 ・放射性物質の閉じ込め機能並びに放射線の遮蔽及び放出低減機能（ただし、可搬型再結合装置及び沸騰水型発電用原子炉施設の排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能を持つ構造物）を除く。） ・工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 ・安全上特に重要な関連機能（第2条第2項第9号ホに掲げるものを含む。ただし、原子炉制御室遮蔽、取水口及び排水口を除く。） 	<p>追加要求</p>
		<p>6 <u>前項の安全設備以外の安全設備を二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、施設しなければならない。</u></p>	<p>6 第6項に規定する「前項の安全設備以外の安全設備」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）において規定される安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、第5項に規定する「設計基準対象施設に属する安全設備であつて、第二条第二項第九号ハに掲げるもの」以外の設備を対象とする。</p>	<p>追加要求</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める 命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める 省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(保安電源設備)		(全交流動力電源喪失対策設備)		
第三十三条		第十六条		
5 原子力発電所には、 <u>短時間の全交流動力電源喪失時においても原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に冷却するための設備が動作することができるよう必要な容量を有する蓄電池等を施設しなければならない。</u>		発電用原子炉施設には、 <u>全交流動力電源喪失時から重大事故等（重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）又は重大事故をいう。以下同じ。）に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備を施設しなければならない。</u>	1 第16条に規定する「必要な容量」とは、 <u>発電用原子炉の停止、停止後の冷却、原子炉格納容器の健全性の確保のために施設されている設備に必要な容量をいう。</u>	追加要求

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(材料及び構造)		(材料及び構造)		
第九条		第十七条		
<p>原子炉施設（圧縮機及び補助ボイラーを除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁（以下「機器」という。）若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、次の各号によらなければならない。この場合において、第一号から第七号まで及び第十五号の規定については、<u>使用前に適用されるものとする。</u></p>	<p>1 第8号から第14号までの構造強度は、電気事業法第39条第1項に基づき維持段階にも適用される。</p>	<p>設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、<u>次に定めるところによらなければならない。</u>この場合において、第一号から第七号まで及び第十五号の規定については、<u>法第四十三条の三の十一第二項に定める使用前事業者検査の確認を行うまでの間適用する。</u></p>	<p>1 第8号から第14号までの構造強度は、原子炉等規制法第43条の3の14に基づき維持段階にも適用される。 2 第一項に規定する「法第四十三条の三の十一第二項に定める使用前事業者検査の確認を行うまでの間適用する」とは、設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の使用前に適用することをいう。</p>	追加要求なし
<p>一 クラス1機器及びクラス1支持構造物に使用する材料は、次によること。</p>		<p>一 クラス1機器及びクラス1支持構造物に使用する材料は、次に<u>定めるところ</u>によること。</p>		追加要求なし
<p>イ クラス1機器又はクラス1支持構造物が、その使用される圧力、温度、水質、放射線、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分（使用中の応力等に対する適切な耐食性を含む。）を有すること。</p>	<p>2 第1号イの「使用中の応力等に対する適切な耐食性を含む」とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」（NC-CC-002）によること。 （日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（2001年版及び2005年版）事例規格「過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」及び事例規格「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮（NC-CC-002）」に関する技術評価書（平成18年8月）</p>	<p>イ クラス1機器又はクラス1支持構造物が、その使用される圧力、温度、水質、放射線、荷重<u>その他の使用条件</u>に対して適切な機械的強度及び化学的成分（使用中の応力<u>その他の使用条件</u>に対する適切な耐食性を含む。）を有すること。</p>	<p>3 第1号イの「使用中の応力その他の使用条件に対する適切な耐食性を含む」とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」（NC-CC-002）（JSME 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 事例規格 発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」（JSME S NC-CC-002）正誤表（平成28年2月17日付け）及び JSME 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 事例規格（NC-CC-002）正誤表（令和元年7月12日付け）を含む。）によること。 （「日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（2001年版及び2005年版）事例規格「過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」及び事例規格「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮（NC-CC-002）」に関する技術評価書」（平成18年8月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）及び「日本機械学会 設計・建設規格（JSME S NC1）正誤表（令和元年7月12日付け）等及び日本電気協会 原子炉格納容器の漏えい率試験規程（JEAC4203-2008）正誤表（平成28年12月13日付け）等に関する技術評価書」（原規技発第2001159号（令和2年1月15日原子力規制委員会決定））</p>	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
ロ クラス1容器に使用する材料にあつては、当該容器が使用される圧力、温度、放射線、荷重等の条件に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験等により確認したものであること。	3 第1項第1号ロ、ハ、第2号ロ、第3号ロ、第5号ロの破壊じん性の規定において、板厚の薄い材料や高ニッケル合金等脆性破壊が問題とならないことが明白な材料については機械試験による確認に代えて寸法や材質により確認することができる。	ロ クラス1容器に使用する材料にあつては、当該容器が使用される圧力、温度、放射線、荷重 <u>その他の使用条件</u> に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験 <u>その他の評価方法</u> により確認したものであること。	4 第1号ロ、ハ、第2号ロ、第3号ロ、第5号ロの破壊じん性の規定において、板厚の薄い材料や高ニッケル合金等脆性破壊が問題とならないことが明白な材料については機械試験による確認に代えて寸法や材質により確認することができる。	追加要求なし
ハ クラス1機器（クラス1容器を除く。）又はクラス1支持構造物（クラス1管及びクラス1弁を支持するものを除く。）に使用する材料にあつては、当該機器又は当該支持構造物の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験等により確認したものであること。		ハ クラス1機器（クラス1容器を除く。）又はクラス1支持構造物（クラス1管及びクラス1弁を支持するものを除く。）に使用する材料にあつては、当該機器又は当該支持構造物の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験 <u>その他の評価方法</u> により確認したものであること。		追加要求なし
ニ クラス1機器又はクラス1支持構造物（棒及びボルトに限る。）に使用する材料にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。		ニ クラス1機器又はクラス1支持構造物（棒及びボルトに限る。）に使用する材料にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。		追加要求なし
二 クラス2機器及びクラス2支持構造物に使用する材料は、次によること。	4 非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の材料及び構造については、第9条第2号及び第9号の規定を準用するとともに、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）（平成20・02・12原院第5号）」に適合すること。	二 クラス2機器及びクラス2支持構造物に使用する材料は、次に <u>定めるところ</u> によること。	5 非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の材料及び構造については、第2号及び第9号の規定を準用するとともに、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））に適合すること。	追加要求なし
イ クラス2機器又はクラス2支持構造物が、その使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。		イ クラス2機器又はクラス2支持構造物が、その使用される圧力、温度、荷重 <u>その他の使用条件</u> に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。		追加要求なし
ロ クラス2機器に使用する材料にあつては、当該機器の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験等により確認したものであること。		ロ クラス2機器に使用する材料にあつては、当該機器の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験 <u>その他の評価方法</u> により確認したものであること。		追加要求なし
ハ クラス2機器に属する鋳造品にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。		ハ クラス2機器に属する鋳造品にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。		追加要求なし
三 クラス3機器に使用する材料は、次によること。		三 クラス3機器（ <u>クラス3容器又はクラス3管をいう。以下同じ。</u> ）に使用する材料は、次に <u>定めるところ</u> によること。		追加要求なし
イ クラス3機器が、その使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。		イ クラス3機器が、その使用される圧力、温度、荷重 <u>その他の使用条件</u> に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。		追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
ロ 工学的安全施設に属するクラス3機器に使用する材料にあつては、当該機器の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験等により確認したものであること。	5 第3号ロの「工学的安全施設に属するクラス3機器」には非常用ディーゼル発電機の冷却系が含まれる。 （「安全設計分野及び放射線管理分野における日本電気協会規格に関する技術評価書（平成17年12月）」）	ロ 工学的安全施設に属するクラス3機器に使用する材料にあつては、当該機器の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。	6 第3号ロの「工学的安全施設に属するクラス3機器」には非常用ディーゼル発電機の冷却系が含まれる。 （「安全設計分野及び放射線管理分野における日本電気協会規格に関する技術評価書」（平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ））	追加要求なし
四 クラス4管に使用する材料は、当該管が使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。		四 クラス4管に使用する材料は、当該管が使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。		追加要求なし
五 原子炉格納容器（コンクリート製原子炉格納容器を除く。以下この号において同じ。）及び原子炉格納容器支持構造物に使用する材料は、次によること。		五 原子炉格納容器（コンクリート製原子炉格納容器を除く。以下この号において同じ。）及び原子炉格納容器支持構造物に使用する材料は、次に定めるところによること。		追加要求なし
イ 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物が、その使用される圧力、温度、湿度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。		イ 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物が、その使用される圧力、温度、湿度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。		追加要求なし
ロ 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験等により確認したものであること。		ロ 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。		追加要求なし
六 コンクリート製原子炉格納容器のコンクリート部及び鋼製内張り部等に使用する材料は、次によること。		六 コンクリート製原子炉格納容器のコンクリート部及び鋼製内張り部等に使用する材料は、次に定めるところによること。		追加要求なし
イ コンクリートにあつては、当該原子炉格納容器が使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な圧縮強度を有すること。		イ コンクリートにあつては、当該原子炉格納容器が使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な圧縮強度を有すること。		追加要求なし
ロ コンクリートにあつては、有害な膨張及び鉄筋腐食を起こさないよう、長期の耐久性を有すること。		ロ コンクリートにあつては、有害な膨張及び鉄筋腐食を起こさないよう、長期の耐久性を有すること。		追加要求なし
ハ コンクリート部に強度部材として使用する鉄筋並びに緊張材及び定着具（以下「鉄筋等」という。）にあつては、当該原子炉格納容器が使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度、化学的成分及び形状寸法を有すること。		ハ コンクリート部に強度部材として使用する鉄筋並びに緊張材及び定着具（以下「鉄筋等」という。）にあつては、当該原子炉格納容器が使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度、化学的成分及び形状寸法を有すること。		追加要求なし
ニ 鋼製内張り部等に使用する材料にあつては、前号イ及びロの規定に準ずること。		ニ 鋼製内張り部等に使用する材料にあつては、前号イ及びロの規定に準ずること。		追加要求なし
七 炉心支持構造物に使用する材料は、第一号イ、ハ及びニの規定に準ずること。		七 炉心支持構造物に使用する材料は、第一号イ、ハ及びニの規定に準ずること。		追加要求なし
八 クラス1機器及びクラス1支持構造物の構造及び強度は、次によること。		八 クラス1機器及びクラス1支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。		追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
		と。		
イ クラス1機器にあつては、 <u>最高使用温度、最高使用圧力及び機械的荷重が負荷されている状態</u> （以下「設計上定める条件」という。）において、全体的な変形を弾性域に抑えること。	6 第8号イ及びロ、第9号イ、第10号イ並びに第12号イの「全体的な変形を弾性域に抑えること。」とは、構造上の全体的な変形を弾性域に抑えることに加え、材料の引張り強さに対しても十分な構造強度を有することをいう。	イ クラス1機器にあつては、 <u>最高使用圧力、最高使用温度及び機械的荷重が負荷されている状態</u> （以下「設計上定める条件」という。）において、全体的な変形を弾性域に抑えること。	7 第8号イ及びロ、第9号イ、第10号イ並びに第12号イの「全体的な変形を弾性域に抑えること」とは、構造上の全体的な変形を弾性域に抑えることに加え、材料の引張り強さに対しても十分な構造強度を有することをいう。	追加要求なし
ロ クラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、全体的な変形を弾性域に抑えること。	7 第8号イ、ロ、ハ及びニの適用に当つては、解析により以下を確認すること。 (1) イ及びロの「全体的な変形を弾性域に抑える」とは、一般部に加え、構造不連続部にあつても塑性変形を許容しないこと。 (2) ハの「全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りではない。」とは、応力が集中する箇所である「構造上の不連続部」にのみ一時的な荷重による塑性変形を許容するが、構造体の機能低下に至るような塑性変形は許容しないこと。 (3) ニの「延性破断に至る塑性変形が生じないこと」とは、箇所の限定なしに塑性変形が生じることを許容するが、構造体の著しい機能喪失に至るような塑性変形は許容しないこと。	ロ クラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、全体的な変形を弾性域に抑えること。	8 第8号イ、ロ、ハ及びニの適用に当たつては、解析により以下を確認すること。 (1) イ及びロの「全体的な変形を弾性域に抑える」とは、一般部に加え、構造不連続部にあつても塑性変形を許容しないこと。 (2) ハの「全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りではない。」とは、応力が集中する箇所である「構造上の不連続部」にのみ一時的な荷重による塑性変形を許容するが、構造体の機能低下に至るような塑性変形は許容しないこと。 (3) ニの「延性破断に至る塑性変形が生じないこと」とは、箇所の限定なしに塑性変形が生じることを許容するが、構造体の著しい機能喪失に至るような塑性変形は許容しないこと。	追加要求なし
ハ クラス1容器（オメガシール等を除く。）、クラス1管、クラス1弁及びクラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りではない。		ハ クラス1容器（オメガシール <u>その他のシール</u> を除く。）、クラス1管、クラス1弁及びクラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りでない。		追加要求なし
ニ クラス1容器（オメガシール等を除く。）、クラス1管及びクラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じないこと。		ニ クラス1容器（オメガシール <u>その他のシール</u> を除く。）、クラス1管及びクラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じないこと。		追加要求なし
ホ クラス1容器（ボルト、オメガシール等を除く。）にあつては、試験状態において、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りでない。	8 第8号ホ及びヘの「ボルト等」とは、ボルト及びナットをいう。ハからホの「オメガシール等」とは、オメガシール及びキャノピーシールをいう。	ホ クラス1容器（ボルト <u>その他の固定用金具</u> 、オメガシール <u>その他のシール</u> を除く。）にあつては、試験状態において、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りでない。	9 第8号ホ及びヘの「ボルトその他の固定用金具」とは、ボルト及びナット等をいう。ハからホの「オメガシールその他のシール」とは、オメガシール及びキャノピーシールをいう。	追加要求なし
ヘ クラス1容器（ボルト等を除く。）、クラス1管、クラス1弁（弁箱に限る。）及びクラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じないこと。	9 第8号への「進行性変形」とは、内圧などによる一定の応力（一次応力）が加わった状態で、熱応力等（二次応力）による変形（ひずみ）が弾性的挙動を示す領域を超え繰り返し加えられる場合に、その変形（ひずみ）が一方方向に蓄積されるもので、「進行性変形が生じないこと。」とは、その二次応力による変	ヘ クラス1容器（ボルト <u>その他の固定用金具</u> を除く。）、クラス1管、クラス1弁（弁箱に限る。）及びクラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じないこと。	10 第8号への「進行性変形」とは、内圧などによる一定の応力（一次応力）が加わった状態で、熱応力等（二次応力）による変形（ひずみ）が弾性的挙動を示す領域を超え繰り返し加えられる場合に、その変形（ひずみ）が一方方向に蓄積されるもので、「進行性変形が生じないこと」とは、その二次	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	形（ひずみ）を弾性的挙動を示す範囲内に抑えること。		応力による変形（ひずみ）を弾性的挙動を示す範囲内に抑えること。	
ト クラス1容器、クラス1管、クラス1弁（弁箱に限る。）及びクラス1支持構造物にあっては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。		ト クラス1容器、クラス1管、クラス1弁（弁箱に限る。）及びクラス1支持構造物にあっては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。		追加要求なし
チ クラス1容器（胴、鏡板等に限る。）にあっては、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳ並びに試験状態において、座屈が生じないこと。	<p>10 第8号子の「等」とは外面から圧力を受ける円筒形若しくは管状のものをいう</p> <p>11 第1号から5号、7号から12号及び14号の規定に適合する材料及び構造とは、「設計・建設規格2005(2007)」の規定に、日本機械学会「設計・建設規格」の適用に当たって（別記4）」の要件を付したものであること。（設計・建設規格2007技術評価書）ウェルドオーバーレイ工法を適用する場合は、第1号及び第8号の規定に適合するため、「ウェルドオーバーレイ工法の適用に当たって（別記-13）」によること。</p>	チ クラス1容器（胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。）にあっては、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳ並びに試験状態において、座屈が生じないこと。	11 第1号から第5号まで、第7号から第12号まで及び第14号の規定に適合する材料及び構造とは、「設計・建設規格2005(2007)」又は「設計・建設規格2012」及び日本機械学会「発電用原子力設備規格材料規格（2012年版）（JSME S NJ1-2012）」（以下「材料規格2012」という。）の規定に、「日本機械学会「設計・建設規格」及び「材料規格」の適用に当たって（別記-2）」の要件を付したものであること。ただし、施設時に「設計・建設規格2005(2007)」又は「設計・建設規格2012」及び「材料規格2012」が適用されていない設計基準対象施設については、施設時に適用された規格（「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号）」等）によること。（「設計・建設規格2007技術評価書」、「設計・建設規格2012技術評価書」及び「日本機械学会「発電用原子力設備規格材料規格（2012年版）」（JSME S NJ1-2012）」に関する技術評価書（原規技発第1408062号（平成26年8月6日原子力規制委員会決定。以下「材料規格2012技術評価書」という。））ウェルドオーバーレイ工法を適用する場合は、第1号及び第8号の規定に適合するため、「ウェルドオーバーレイ工法の適用に当たって（別記-3）」によること。	追加要求なし
リ クラス1管にあっては、設計上定める条件において、座屈が生じないこと。		リ クラス1管にあっては、設計上定める条件において、座屈が生じないこと。		追加要求なし
ヌ クラス1支持構造物にあっては、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。		ヌ クラス1支持構造物にあっては、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。		追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
ル ロ、ハ、ニ、ヘ、ト及びヌにかかわらず、クラス1支持構造物であって、クラス1容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス1容器の損壊を生じさせるおそれのあるものにあつては、クラス1容器の規定に準ずること。		ル ロ、ハ、ニ、ヘ、ト及びヌにかかわらず、クラス1支持構造物であって、クラス1容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものにあつては、クラス1容器の規定に準ずること。		追加要求なし
九 クラス2機器及びクラス2支持構造物の構造及び強度は、次によること。		九 クラス2機器及びクラス2支持構造物の構造及び強度は、次に <u>定めるところ</u> によること。		追加要求なし
イ クラス2機器にあつては、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。		イ クラス2機器にあつては、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。		追加要求なし
ロ クラス2機器に属する伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。		ロ クラス2機器に属する伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。		追加要求なし
ハ クラス2管（伸縮継手を除く。）にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。		ハ クラス2管（伸縮継手を除く。）にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。		追加要求なし
ニ クラス2容器及びクラス2管にあつては、設計上定める条件において、座屈が生じないこと。		ニ クラス2容器及びクラス2管にあつては、設計上定める条件において、座屈が生じないこと。		追加要求なし
ホ クラス2支持構造物であつて、クラス2機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラス2機器に損壊を生じさせるおそれのあるものにあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、延性破断及び座屈が生じないこと。		ホ クラス2支持構造物であつて、クラス2機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものにあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、延性破断及び座屈が生じないこと。		追加要求なし
十 クラス3機器の構造及び強度は、次によること。		十 クラス3機器の構造及び強度は、次に <u>定めるところ</u> によること。		追加要求なし
イ 設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。		イ 設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。		追加要求なし
ロ クラス3機器に属する伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。		ロ クラス3機器に属する伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。		追加要求なし
ハ 設計上定める条件において、座屈が生じないこと。		ハ 設計上定める条件において、座屈が生じないこと。		追加要求なし
十一 クラス4管の構造及び強度は、設計上定める条件において、延性破断に至る塑性変形を生じないこと。		十一 クラス4管の構造及び強度は、設計上定める条件において、延性破断に至る塑性変形を生じないこと。		追加要求なし
十二 原子炉格納容器（コンクリート製原子炉格納容器を除く。）及び原子炉格納容器支持構造物の構造及び強度は、次によること。		十二 原子炉格納容器（コンクリート製原子炉格納容器を除く。）及び原子炉格納容器支持構造物の構造及び強度は、次に <u>定めるところ</u> によること。		追加要求なし
イ 原子炉格納容器（口に掲げる部分を除く。）にあつては、設計上定める条件において、		イ 原子炉格納容器（口に掲げる部分を除く。）にあつては、設計上定める条件において、		追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
全体的な変形を弾性域に抑えること。		全体的な変形を弾性域に抑えること。		
ロ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生じる部分及び特殊な形状の部分にあっては、第八号イ、ハ、ニ及びホのクラス1容器の規定を準用する。		ロ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分にあっては、第八号イ、ハ、ニ及びホのクラス1容器の規定を準用する。		追加要求なし
ハ 原子炉格納容器支持構造物にあっては、第八号ロ、ハ及びニのクラス1支持構造物の規定を準用する。		ハ 原子炉格納容器支持構造物にあっては、第八号ロ、ハ及びニのクラス1支持構造物の規定を準用する。		追加要求なし
ニ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生じる部分及び特殊な形状の部分並びに原子炉格納容器支持構造物にあっては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形による破壊が生じないこと。		ニ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分並びに原子炉格納容器支持構造物にあっては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形による破壊が生じないこと。		追加要求なし
ホ 原子炉格納容器の伸縮継手において、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。		ホ 原子炉格納容器の伸縮継手において、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。		追加要求なし
ヘ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生じる部分及び特殊な形状の部分並びに原子炉格納容器支持構造物にあっては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。		ヘ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分並びに原子炉格納容器支持構造物にあっては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。		追加要求なし
ト 原子炉格納容器にあっては、設計上定める条件並びに運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。		ト 原子炉格納容器にあっては、設計上定める条件並びに運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。		追加要求なし
チ 原子炉格納容器支持構造物にあっては、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。		チ 原子炉格納容器支持構造物にあっては、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。		追加要求なし
十三 コンクリート製原子炉格納容器の構造及び強度は、次によること。		十三 コンクリート製原子炉格納容器の構造及び強度は、次に定めるところによること。		追加要求なし
イ コンクリートにあっては、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて圧縮破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至る圧縮破壊が生じないこと。	1 2 第13号イの「荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて圧縮破壊が生じず」とは、原子炉格納容器のコンクリートが弾性状態を保持することであり、「荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至る圧縮破壊が生じないこと。」とは、若干の塑性変形は許容するが、圧縮破壊が生じない変形（ひずみ）までに制限することであり、圧縮応力による塑性変形が過大な状態または圧縮破壊を生じている状態は許容しないこと。	イ コンクリートにあっては、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて圧縮破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至る圧縮破壊が生じないこと。	1 2 第13号イの「荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて圧縮破壊が生じず」とは、原子炉格納容器のコンクリートが弾性状態を保持することであり、「荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至る圧縮破壊が生じないこと。」とは、若干の塑性変形は許容するが、圧縮破壊が生じない変形（ひずみ）までに制限することであり、圧縮応力による塑性変形が過大な状態又は圧縮破壊を生じている状態は許容しないこと。	追加要求なし
ロ 鉄筋等にあっては、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて降伏せず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて破断に至るひずみが生じないこと。		ロ 鉄筋等にあっては、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて降伏せず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて破断に至るひずみが生じないこと。		追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
ハ コンクリート部にあつては、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいてせん断破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至るせん断破壊が生じないこと。	13 第13号ハの「荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいてせん断破壊が生じず」とは、原子炉格納容器のコンクリート部が、塑性変形が過大な状態またはせん断破壊を生じている状態に対して十分な余裕を保持することであり、「荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至るせん断破壊が生じないこと。」とは、若干の塑性変形は許容するが、せん断応力による塑性変形が過大な状態またはせん断破壊を生じている状態は許容しないこと。	ハ コンクリート部にあつては、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいてせん断破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至るせん断破壊が生じないこと。	13 第13号ハの「荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいてせん断破壊が生じず」とは、原子炉格納容器のコンクリート部が、塑性変形が過大な状態又はせん断破壊を生じている状態に対して十分な余裕を保持することであり、「荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至るせん断破壊が生じないこと。」とは、若干の塑性変形は許容するが、せん断応力による塑性変形が過大な状態又はせん断破壊を生じている状態は許容しないこと。	追加要求なし
ニ ライナプレート（貫通部スリーブが取り付け部分を除く。）にあつては、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて著しい残留ひずみが生じず、かつ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳにおいて破断に至らないこと。		ニ ライナプレート（貫通部スリーブが取り付け部分を除く。）にあつては、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて著しい残留ひずみが生じず、かつ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳにおいて破断に至らないこと。		追加要求なし
ホ ライナプレート（貫通部スリーブが取り付け部分を除く。）にあつては、ニの規定によるほか、第十二号への原子炉格納容器の規定を準用する。		ホ ライナプレート（貫通部スリーブが取り付け部分を除く。）にあつては、ニの規定によるほか、第十二号への原子炉格納容器の規定を準用する。		追加要求なし
ヘ ライナプレート（貫通部スリーブが取り付け部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナプレートに取り付ける定着金具であつて、全ての荷重状態において全体的な変形を弾性域に抑えることができるものを除く。）にあつては、第十二号ハ、ニ、ヘ及びチの原子炉格納容器支持構造物の規定を準用する。この場合において、第十二号中「運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱ」とあるのは「荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱ」と、「運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳ」とあるのは「荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳ」と読み替えるものとする。	14 第13号への規定において、「ライナプレート（貫通部スリーブが取り付け部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナプレートに取り付ける定着金具であつて、すべての荷重状態において全体的な変形を弾性域に抑えることができるものを除く。）」とは、機械的荷重に対する許容荷重として弾性変形の範囲に抑えることに加え、内張り鋼板に生ずる強制ひずみにより定着金具に生ずる変位量が、破断変位に対し十分な裕度を有することをいう。 15 第6号及び13号の規定に適合する材料及び構造とは、日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格」の規定に、「日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格」の適用に当たって（別記-5）」の要件を付したものであること。（日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格（JSME S NE1-2003）」技術評価書）	ヘ ライナプレート（貫通部スリーブが取り付け部分に限る。）、貫通部スリーブ及び定着金具（ライナプレートに取り付ける定着金具であつて、全ての荷重状態において全体的な変形を弾性域に抑えることができるものを除く。）にあつては、第十二号ハ、ニ、ヘ及びチの原子炉格納容器支持構造物の規定を準用する。この場合において、第十二号中「運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱ」とあるのは「荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱ」と、「運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳ」とあるのは「荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳ」と読み替えるものとする。	14 第13号への規定において、「全ての荷重状態において全体的な変形を弾性域に抑えることができる」とは、機械的荷重に対する許容荷重として弾性変形の範囲に抑えることに加え、内張り鋼板に生ずる強制ひずみにより定着金具に生ずる変位量が、破断変位に対し十分な裕度を有することをいう。 15 第6号及び13号の規定に適合する材料及び構造とは、日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格」の規定に、「日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格」の適用に当たって（別記-4）」の要件を付したものであること。なお、この規則の施行の際現に施設し、又は着手した設計基準対象施設については、施設時に適用された規格（「コンクリート製原子炉格納容器に関する構造等の技術基準（平成2年通商産業省告示第452号）」等）によること。 （「日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格（JSME SNE1-2003）」技術評価書」（平成17年7月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ））	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
ト ナックルにあつては、第十二号ロ、ニ及びへの原子炉格納容器のうち著しい応力が生じる部分及び特殊な形状の部分の規定を準用する。		ト ナックルにあつては、第十二号ロ、ニ及びへの原子炉格納容器のうち著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分の規定を準用する。		追加要求なし
十四 炉心支持構造物の構造及び強度は、次によること。		十四 炉心支持構造物の構造及び強度は、次に <u>定めるところ</u> によること。		追加要求なし
イ 設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。		イ 設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。		追加要求なし
ロ 運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りではない。		ロ 運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りでない。		追加要求なし
ハ 運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じないこと。		ハ 運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じないこと。		追加要求なし
ニ 炉心支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形による破壊が生じないこと。		ニ 炉心支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形による破壊が生じないこと。		追加要求なし
ホ 運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。		ホ 運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。		追加要求なし
ヘ 運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。		ヘ 運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。		追加要求なし
十五 クラス1容器、クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、クラス4管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）は、次によること。	<p>16 第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」とは、以下に掲げるものの溶接部をいう。</p> <p>(1) 原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、燃料設備、放射線管理設備若しくは廃棄設備に属する容器（(2)に規定する容器を除く。）、これらの設備に属する外径150mm以上の管（(3)に規定する部分及び(4)に規定する管を除く。）であつて、その内包する放射性物質の濃度が37mBq/cm³（その内包する放射性物質が液体中にある場合は、37kBq/cm³）未満のもの又は非常用予備発電装置に属する容器のうち、次の圧力以上の圧力が加えられるもの</p> <p>イ 水用の容器又は管であつて、最高使用温度100℃未満のものについては、最高使用圧力1960kPa</p> <p>ロ イ以外の容器については、最高使用圧力98kPa</p> <p>ハ イ以外の管については、最高使用圧力980kPa（長手継手にあつては、490kPa）</p> <p>(2) 原子炉本体若しくは原子炉格納施設に属する容器又は原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備若しくは放射線管理設備に属する容器であつて非常時に安全装置として</p>	十五 クラス1容器、クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、クラス4管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）は、次に <u>定めるところ</u> によること。	<p>16 第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」とは、以下に掲げるものの溶接部をいう。</p> <p>(1) ① 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。以下同じ。）、計測制御系統施設、放射性廃棄物の廃棄施設（排気筒を除く。以下同じ。）又は放射線管理施設に属する容器（(2)①に規定する容器を除く。）又はこれらの設備に属する外径150mm以上の管（(3)及び(4)に規定するものを除く。）であつて、その内包する放射性物質の濃度が、37mBq/cm³（その内包する放射性物質が液体にある場合は、37mBq/cm³）未満のものうち、次に定める圧力以上の圧力を加えられる部分（以下「耐圧部」）について溶接を必要とするもの</p> <p>イ 水用の容器又は管であつて、最高使用温度100℃未満のものについては、最高使用圧力1960kPa</p> <p>ロ 液化ガス（通常の使用状態での温度における飽和圧力が196kPa以上であつて現に液体の状態であるもの又は圧力が196kPaにおける飽和温度が35℃以</p>	<p>追加要求</p> <p>液化ガスの記載が追加されているが、島根原子力発電所には該当設備はない。</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	<p>使用されるもの</p> <p>(3) 原子炉本体に属する容器又は原子炉格納容器に取り付けられる管であって、それが取り付けられる当該容器から最も近い止め弁までの部分</p> <p>(4) 原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、放射線管理設備又は原子炉格納施設のうち原子炉格納容器スプレイ設備若しくは可燃性ガス濃度制御設備に属する管であって、非常時に安全装置として使用されるもの（(3)に規定する部分を除く。）</p> <p>(5) 原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、燃料設備、放射線管理設備若しくは廃棄設備に属する容器（(2)に規定する容器を除く。）又はこれらの設備に属する外径61mm（最高使用圧力98kPa未満の管にあつては、100mm）を超える管（(3)に規定する部分及び(4)に規定する管を除く。）であって、その内包する放射性物質の濃度が37mBq/cm³（その内包する放射性物質が液体中にある場合は、37kBq/cm³）以上のもの</p> <p>(6) 上記(1)～(5)に規定する容器又は管の耐圧部に取付く溶接部（非耐圧部である場合を含む。）</p> <p>（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・キャノピーシールの溶接部 ・管と管板との溶接部 ・耐圧部材に直接溶接されるラグ、ブラケット等であって地震、熱膨張、反力、重量、振動等による過度の変位を防止するために施設されるもの <p>2.2 第15号の規定に適合する溶接部とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格（2007年版）（JSMESNB1-2007）」（以下「溶接規格2007」という。）及び「設計・建設規格2005（2007）」の規定に『日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって（別記-10）』の要件を付したものに適合した溶接部をいう。（日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格」（2007年版）に関する技術評価書（平成20年10月）（以下「溶接規格2007技術評価書」という。）及び設計・建設規格2007技術評価書）なお、ウェルドオーバーレイ工法を適用する場合は、「ウェルドオーバーレイ工法の適用に当たって（別記-13）」によること。</p>		<p>下であつて現に液体の状態であるものをいう。以下同じ。）用の容器又は管については、最高使用圧力0kPa</p> <p>ハ イ又は口に規定する容器以外の容器については、最高使用圧力98kPa</p> <p>ニ イ又は口に規定する管以外の管については、最高使用圧力980kPa（長手継手の部分にあつては、490kPa）</p> <p>(1) -② 非常用電源設備又は補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）に属する容器のうち、耐圧部について溶接を必要とするもの</p> <p>(1) -③ 非常用電源設備、火災防護設備又は区画排水設備に係る外径150mm以上の管のうち、耐圧部について溶接を必要とするもの</p> <p>(2) -① 原子炉本体又は原子炉格納施設に属する容器</p> <p>(2) -② 原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設又は放射線管理施設に属する容器であつて非常時に安全装置として使用されるもの</p> <p>(3) 原子炉本体に属する容器又は原子炉格納容器に取り付けられる管のうち、それが取付けられる当該容器から最も近い止め弁までの部分</p> <p>(4) 原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設、放射線管理施設又は原子炉格納施設のうち原子炉格納容器安全設備、放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備若しくは圧力逃がし装置に属する管であつて、非常時に安全装置として使用されるもの（(3)に規定するものを除く。）</p> <p>(5) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設、放射性廃棄物の廃棄施設若しくは放射線管理施設に属する容器（(2) -②に規定するものを除く。）又はこれらの施設に属する外径61mm（最高使用圧力98kPa未満の管にあつては、100mm）を超える管（(3)（4）に規定するものを除く。）であつて、その内包する放射性物質の濃度が37mBq/cm³（その内包する放射性物質が液体中にある場合は、37kBq/cm³）以上のもの</p> <p>(6) 上記(1)～(5)に規定する容器又は管の耐圧部に取付く溶接部（非耐圧部である</p>	

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
			<p>場合を含む。)</p> <p>(例)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・キャノピーシールの溶接部 ・管と管板との溶接部 ・耐圧部材に直接溶接されるラグ、ブラケット等であって地震、熱膨張、反力、重量、振動等による過度の変位を防止するために施設されるもの <p>21 第15号の規定に適合する溶接部は、次の(1)又は(2)のいずれかに適合したものをいう。</p> <p>(1) 日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格(2007年版)(JSME S NB1-2007)」(以下「溶接規格2007」という。)及び「設計・建設規格2005(2007)」の規定に「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって(別記-5)」の要件を付したもの</p> <p>(2) 日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格(2012年版(2013年追補を含む。))」(JSME S NB1-2012/2013)」(以下「溶接規格2012(2013)」という。)及び「設計・建設規格2012」の規定に「日本機械学会「設計・建設規格」及び「材料規格」の適用に当たって(別記-2)」及び「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって(別記-5)」の要件を付したもの</p> <p>(「日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格」(2007年版)に関する技術評価書」(平成20年10月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ。以下「溶接規格2007 技術評価書」という。))、「日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格2012年版/2013年追補」(JSME S NB1-2012/2013)に関する技術評価書」(原規技発1502041号(平成27年2月4日原子力規制委員会決定。以下「溶接規格2012(2013)技術評価書」という。))、「設計・建設規格2007 技術評価書」及び「設計・建設規格2012 技術評価書」)なお、ウェルドオーバーレイ工法を適用する場合は、「ウェルドオーバーレイ工法の適用に当たって(別記-3)」によること。</p>	

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
イ 不連続で特異な形状でないものであること。	17 第15号イに規定する「不連続で特異な形状でないもの」とは、溶接部の設計において、溶接部の開先等の形状に配慮し、鋭い切欠き等の不連続で特異な形状でないものをいう。	イ 不連続で特異な形状でないものであること。	17 第15号イに規定する「不連続で特異な形状でないもの」とは、溶接部の設計において、溶接部の開先等の形状に配慮し、鋭い切欠き等の不連続で特異な形状でないものをいう。	追加要求なし
ロ 溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。	18 第15号ロに規定する「溶接による割れが生ずるおそれがなく」とは、溶接後の非破壊試験において割れがないことに加え、溶接時の有害な欠陥により割れが生じるおそれがないことをいい、「健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないこと」とは、溶接部の設計及び形状が溶込み不足を生じがたいものであり、溶接部の表面及び内部に有害な欠陥がないことをいう。 19 第15号ロに規定する「非破壊試験」は、放射線透過試験、超音波探傷試験、磁粉探傷試験、浸透探傷試験、目視試験等をいう。	ロ 溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。	18 第15号ロに規定する「溶接による割れが生ずるおそれがなく」とは、溶接後の非破壊試験において割れがないことに加え、溶接時の有害な欠陥により割れが生じるおそれがないことをいい、「健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないこと」とは、溶接部の設計及び形状が溶込み不足を生じがたいものであり、溶接部の表面及び内部に有害な欠陥がないことをいう。 19 第15号ロに規定する「非破壊試験」は、放射線透過試験、超音波探傷試験、磁粉探傷試験、浸透探傷試験、目視試験等をいう。	追加要求なし
ハ 適切な強度を有するものであること。	20 第15号ハに規定する「適切な強度を有する」とは、母材と同等以上の機械的強度を有するものであることをいう。	ハ 適切な強度を有するものであること。	20 第15号ハに規定する「適切な強度を有する」とは、母材と同等以上の機械的強度を有するものであることをいう。	追加要求なし
ニ 機械試験等により適切な溶接施工法等であることをあらかじめ確認したもにより溶接したものであること。	21 第15号ニに規定する「適切な溶接施工法等であることをあらかじめ確認したもの」とは、溶接施工法、溶接設備及び溶接士技能について適切であることをあらかじめ確認したものをいい、当該溶接施工法等による溶接施工について、機械試験等により確認するものとする。	ニ 機械試験その他の評価方法により適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることをあらかじめ確認したもにより溶接したものであること。		追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
（使用中の亀裂等による破壊の防止）		（使用中の亀裂等による破壊の防止）		
第九条の二		第十八条		
使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物には、その破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥があってはならない。	1 第1項に規定する「その破壊を引き起こすき裂その他の欠陥があってはならない。」とは、「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（平成21年12月25日付け平成21・11・18原院第1号）」の規定に適合するものであること。	使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物には、その破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥があってはならない。	1 第1項に規定する「その破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥」とは、「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」（原規技発第1408063号（平成26年8月6日原子力規制委員会決定））（以下「亀裂解釈」という。）によること。	追加要求なし ただし、解釈において運用に係る要求が追加されている。
2 使用中のクラス1機器の耐圧部分には、その耐圧部分を貫通する亀裂その他の欠陥があってはならない。		2 使用中のクラス1機器の耐圧部分には、その耐圧部分を貫通する亀裂その他の欠陥があってはならない。		追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(流体振動等による損傷の防止)		(流体振動等による損傷の防止)		
第六条		第十九条		
<p>燃料体及び反射材並びにこれらを支持する構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る施設に属する容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材若しくは二次冷却材の循環、沸騰等により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。</p>	<p>1 「流体振動により損傷を受けないよう施設しなければならない」とは、流れの乱れ、渦、気ほう等に起因する高サイクル疲労による損傷の発生防止を規定するものであり、以下の措置を講じること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器伝熱管群の曲げ部については、日本機械学会「設計・建設規格」(JSME S NC1-2005) PVB-3600 に規定する手法を適用すること。 ・管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものについては、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」(JSME S012) に規定する手法を適用すること。なお、耐圧機能を有しないものについては第8条の2第2項によること。(日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1)」(2005年改訂版)並びに流力振動及び高サイクル熱疲労に関する評価指針の技術評価書) <p>2 「温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないよう施設しなければならない」とは、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSME S017) に規定する手法を適用し、損傷の発生防止措置を講じること。なお、供用開始後における運転管理等の運用上の対応を考慮して施設することができる。(日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1)」(2005年改訂版)並びに流力振動及び高サイクル熱疲労に関する評価指針の技術評価書)</p> <p>3 配管内円柱状構造物の流力振動及び配管の高サイクル熱疲労については、一次冷却材が循環する施設として、原子炉冷却材浄化系、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)(BWR)及び化学体積制御系、余熱除去系(PWR)を含めて措置を講じること。</p>	<p>燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。</p>	<p>1 「流体振動により損傷を受けないように施設しなければならない」とは、流れの乱れ、渦、気泡等に起因する高サイクル疲労による損傷の発生防止を規定するものであり、以下の措置を講じること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器伝熱管群の曲げ部については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版)(JSME S NC1-2005)」(以下「設計・建設規格2005」という。) PVB-3600 又は「設計・建設規格2012」 PVB-3600 に「日本機械学会「設計・建設規格」及び「材料規格」の適用に当たって(別記-2)の要件を付したのものによること。 ・管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものについては、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」(JSME S012) に規定する手法を適用すること。(「日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME SNC1)」(2005年改訂版)並びに流力振動及び高サイクル熱疲労に関する評価指針の技術評価書」(平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ)及び「設計・建設規格2012技術評価書」) <p>2 「温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない」とは、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSME S017) に規定する手法を適用し、損傷の発生防止措置を講じること。(「日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME SNC1)」(2005年改訂版)並びに流力振動及び高サイクル熱疲労に関する評価指針の技術評価書」(平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</p> <p>3 配管内円柱状構造物の流力振動及び配管の高サイクル熱疲労については、一次冷却材が循環する施設として、原子炉冷却材浄化系、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)(BWR)及び化学体積制御系、余熱除去系(PWR)を含めて措置を講じること。</p>	<p>追加要求なし</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(安全弁等)		(安全弁等)		
第十条		第二十条		
<p>原子炉施設には、次の各号により安全弁又は逃がし弁（「安全弁等」という。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p>	<p>1 第10条において規定した「安全弁等」とは、安全弁（蒸気又は他のガス用に使用されるもの）及び逃がし弁（水又は他の液体用に使用されるもの）をいう。</p> <p>2 第10条で規定する安全弁等は、日本機械学会「設計・建設規格」（JSME S NC1-2005）又は（JSME S NC1-2001）の第10章（安全弁等）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定」（NC-CC-001）によること。（日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（2001年版及び2005年版）事例規格「過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」及び事例規格「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮（NC-CC-002）」に関する技術評価書（平成18年8月））なお、既設プラントの安全弁等については、施設時に適用された以下の告示によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年10月30日公布）」の第101条、第102条、第103条の規定 ・「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和45年9月3日公布）」の第72条、第73条の規定 ・「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準の細目を定める告示（昭和40年6月15日公布）」の第23条、第24条の規定 	<p>設計基準対象施設（蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。以下この条において同じ。）には、次に定めるところにより安全弁又は逃がし弁（以下この条において「安全弁」という。）を設けなければならない。</p>	<p>1 第20条に規定する「安全弁等」とは、安全弁（蒸気又は他のガス用に使用されるもの）及び逃がし弁（水又は他の液体用に使用されるもの）をいう。</p> <p>2 第20条に規定する安全弁等は、次の（1）又は（2）のいずれかによること。</p> <p>（1）「設計・建設規格2005」の第10章（安全弁等）及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2001）（JSME S NC1-2005）【事例規格】過圧防護に関する規定」（NC-CC-001）（以下「過圧防護規定」という。）（JSME 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 事例規格 NC-CC-001/NC-CC-001-1 正誤表（令和元年7月12日付け）を含む。）</p> <p>（2）「設計・建設規格2012」の第10章（安全弁等）及び「過圧防護規定」（JSME 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 事例規格 NC-CC-001/NC-CC-001-1 正誤表（令和元年7月12日付け）を含む。）</p> <p>（「日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（2001年版及び2005年版）事例規格「過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」及び事例規格「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮（NC-CC-002）」に関する技術評価書（平成18年8月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）、「設計・建設規格2012 技術評価書」及び「日本機械学会設計・建設規格（JSME S NC1）正誤表（令和元年7月12日付け）等及び日本電気協会 原子炉格納容器の漏えい率試験規程（JEAC4203-2008）正誤表（平成28年12月13日付け）等に関する技術評価書」（原規技発第2001159号（令和2年1月15日原子力規制委員会決定））</p> <p>なお、既設プラントの安全弁等については、施設時に適用された以下の告示によることができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号）」の第101条、第102条及び第103条の規定 ・通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和45年通商産業省告示第501号）」の第72条及び第73条の規定 	<p>追加要求なし</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
			・通商産業省「発電用原子力設備に関する技術基準の細目を定める告示（昭和40年通商産業省告示第272号）」の第23条及び第24条の規定	
一 安全弁等は、確実に作動する機構を有すること。		一 安全弁等は、確実に作動する機構を有すること。		追加要求なし
二 安全弁等の弁軸は、弁座面からの漏えいを適切に防止できる構造であること。		二 安全弁等の弁軸は、弁座面からの漏えいを適切に防止できる構造であること。		追加要求なし
三 安全弁等の材料は、次によること。		三 安全弁等の材料は、次に <u>定めるところ</u> によること。		追加要求なし
イ クラス1容器及びクラス1管に取り付けられる安全弁等の材料にあつては、 <u>第九条</u> 第一号の規定に準ずること。		イ クラス1容器及びクラス1管に取り付けられる安全弁等の材料にあつては、 <u>第十七条</u> 第一号の規定に準ずること。		追加要求なし
ロ クラス2容器及びクラス2管に取り付けられる安全弁等の材料にあつては、 <u>第九条</u> 第二号の規定に準ずること。		ロ クラス2容器及びクラス2管に取り付けられる安全弁等の材料にあつては、 <u>第十七条</u> 第二号の規定に準ずること。		追加要求なし
四 補助作動装置付きのものにあつては、当該補助作動装置が故障しても所要の吹き出し容量が得られる構造であること。		四 補助作動装置付きのものにあつては、当該補助作動装置が故障しても所要の吹き出し容量が得られる構造であること。		追加要求なし
五 原子炉圧力容器（加圧器がある場合は、加圧器。以下この号において同じ。）にあつては、次によること。		五 原子炉圧力容器（加圧器がある場合は、加圧器。以下この号において同じ。）にあつては、次に <u>定めるところ</u> によること。		追加要求なし
イ 背圧の影響によりその作動に支障を生ずることを防止するためベローズが設けられた安全弁（第七号において「ベローズ付き安全弁」という。）を適当な箇所に二個以上設けること。		イ 背圧の影響によりその作動に支障を生ずることを防止するためベローズが設けられた安全弁（第七号において「ベローズ付き安全弁」という。）を適当な箇所に二個以上設けること。		追加要求なし
ロ 安全弁の容量の合計は、当該安全弁の吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、当該原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上であること。ただし、安全弁以外の過圧防止効果を有する装置を有するものにあつては、当該装置の過圧防止能力に相当する値を減ずることができる。		ロ 安全弁の容量の合計は、当該安全弁の吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、当該原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上であること。ただし、安全弁以外の過圧防止効果を有する装置を有するものにあつては、当該装置の過圧防止能力に相当する値を減ずることができる。		追加要求なし
六 蒸気発生器にあつては、次によること。		六 蒸気発生器にあつては、次に <u>定めるところ</u> によること。		追加要求なし
イ 安全弁を適当な箇所に二個以上設けること。		イ 安全弁を適当な箇所に二個以上設けること。		追加要求なし
ロ 安全弁の容量の合計は、当該安全弁の吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、当該蒸気発生器の過圧防止に必要な容量以上であること。		ロ 安全弁の容量の合計は、当該安全弁の吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、当該蒸気発生器の過圧防止に必要な容量以上であること。		追加要求なし
ハ 安全弁は、吹き出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まること。		ハ 安全弁は、吹き出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まること。		追加要求なし
七 減圧弁を有する管であつて、低圧側の部分又はこれに接続する <u>機器</u> が高圧側の圧力に耐		七 減圧弁を有する管であつて、低圧側の部分又はこれに接続する <u>設計基準対象施設</u> に属す		追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
えるように設計されていないものにあつては、次によること。		<u>る容器、管、ポンプ若しくは弁</u> が高圧側の圧力に耐えるように設計されていないものにあつては、次に定めるところによること。		
イ クラス1管にあつては、ベローズ付き安全弁を減圧弁の低圧側にこれに接近して二個以上設けること。		イ クラス1管にあつては、ベローズ付き安全弁を減圧弁の低圧側にこれに接近して二個以上設けること。		追加要求なし
ロ イに掲げる管以外の管にあつては、安全弁等を減圧弁の低圧側にこれに接近して一個以上設けること。		ロ イに掲げる管以外の管にあつては、安全弁等を減圧弁の低圧側にこれに接近して一個以上設けること。		追加要求なし
ハ 安全弁等の容量の合計は、当該安全弁等の吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、減圧弁が全開したとき管の低圧側の部分及びこれに接続する <u>機器</u> の過圧防止に必要な容量以上であること。		ハ 安全弁等の容量の合計は、当該安全弁等の吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、減圧弁が全開したとき管の低圧側の部分及びこれに接続する <u>設計基準対象施設に属する容器、管、ポンプ若しくは弁</u> の過圧防止に必要な容量以上であること。		追加要求なし
ニ 安全弁は、吹き出し圧力を下回つた後に、速やかに吹き止まること。		ニ 安全弁は、吹き出し圧力を下回つた後に、速やかに吹き止まること。		追加要求なし
八 <u>原子炉施設</u> に属する容器（第五号、第六号及び第三項に掲げる <u>もの</u> 、補助ボイラー並びに原子炉格納容器を除く。）又は管（前号に掲げるものを除く。）であつて、内部に過圧が生ずるおそれのあるものにあつては、第六号ロ並びに前号イ、ロ及びニの規定に準じて安全弁等を適当な箇所に設けること。		八 <u>設計基準対象施設</u> に属する容器（第五号、第六号及び第三項に掲げる <u>容器</u> 、補助ボイラー並びに原子炉格納容器を除く。）又は管（前号に掲げるものを除く。）であつて、内部に過圧が生ずるおそれがあるものにあつては、第六号ロ並びに前号イ、ロ及びニの規定に準じて安全弁等を適当な箇所に設けること。		追加要求なし
2 前項の場合において、安全弁等の入口側又は出口側に破壊板を設ける場合は、 <u>次の各号</u> によらなければならない。		2 前項の場合において、安全弁等の入口側又は出口側に破壊板を設ける場合は、 <u>次に定めるところ</u> によらなければならない。		追加要求なし
一 安全弁等の入口側に設ける場合は、次によること。		一 安全弁等の入口側に設ける場合は、次に <u>定めるところ</u> によること。		追加要求なし
イ 破壊板の吹き出し圧力は、当該容器の最高使用圧力以下の圧力であること。		イ 破壊板の吹き出し圧力は、当該容器の最高使用圧力以下の圧力であること。		追加要求なし
ロ 破壊板の破壊により安全弁等の機能に <u>支障</u> を及ぼさないようにすること。		ロ 破壊板の破壊により安全弁等の機能を <u>損なわ</u> ないようにすること。		追加要求なし
二 安全弁等の出口側に設ける場合は、次によること。		二 安全弁等の出口側に設ける場合は、次に <u>定めるところ</u> によること。		追加要求なし
イ 破壊板は、安全弁等の作動を妨げないように低圧で破壊するものであること。		イ 破壊板は、安全弁等の作動を妨げないように低圧で破壊するものであること。		追加要求なし
ロ 破壊板の吹き出し圧力に安全弁等の吹き出し圧力を加えた圧力が、過圧防止に必要な吹き出し圧力より小さくなること。		ロ 破壊板の吹き出し圧力に安全弁等の吹き出し圧力を加えた圧力が、過圧防止に必要な吹き出し圧力より小さくなること。		追加要求なし
ハ 破壊板の <u>支持機構</u> は、流体が排出する場合の通過面積が安全弁等の出口の面積以上となるものであること。		ハ 破壊板を <u>支持する構造</u> は、流体が排出する場合の通過面積が安全弁等の出口の面積以上となるものであること。		追加要求なし
ニ 破壊板の破壊により吹き出し管の機能に <u>支障</u> を及ぼさないようにすること。		ニ 破壊板の破壊により吹き出し管の機能を <u>損なわ</u> ないようにすること。		追加要求なし
3 <u>原子炉施設</u> に属する容器であつて、内部に液		3 <u>設計基準対象施設</u> に属する容器であつて、内		追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
体炭酸ガス等安全弁等の作動を不能にするおそれがある物質を含むものには、 <u>次の各号</u> により破壊板を設けなければならない。		部に液体炭酸ガスその他の安全弁等の作動を不能にするおそれがある物質を含むものには、 <u>次に定めるところ</u> により破壊板を設けなければならない。		
一 吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、当該容器の過圧防止に必要な容量以上となるように、適当な箇所に一個以上設けること。		一 吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、当該容器の過圧防止に必要な容量以上となるように、適当な箇所に一個以上設けること。		追加要求なし
二 容器と破壊板との連絡管の断面積は、破壊板の断面積以上であること。		二 容器と破壊板との連絡管の断面積は、破壊板の断面積以上であること。		追加要求なし
4 第一項又は前項の場合において、安全弁等又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設ける場合は、 <u>原子炉</u> を起動させるとき及び運転中に、止め弁が全開していることを確認できる装置を設けなければならない。		4 第一項又は前項の場合において、安全弁等又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設ける場合は、 <u>発電用原子炉</u> を起動させるとき及び運転中に、止め弁が全開していることを確認できる装置を設けなければならない。		追加要求なし
5 <u>原子炉施設</u> に属する容器又は管であって、内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定める圧力を超える圧力を受ける <u>おそれのあるもの</u> には、 <u>次の各号</u> により過圧防止に必要な容量以上となるように真空破壊弁を設けなければならない。		5 <u>設計基準対象施設</u> に属する容器又は管であって、内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定める圧力を超える圧力を受ける <u>おそれがあるもの</u> には、 <u>次に定めるところ</u> により過圧防止に必要な容量以上となるように真空破壊弁を設けなければならない。		追加要求なし
一 真空破壊弁の材料は、次によること。		一 真空破壊弁の材料は、 <u>次に定めるところ</u> によること。		追加要求なし
イ クラス1容器及びクラス1管に取り付けられる真空破壊弁の材料にあつては、 <u>第九条</u> 第一号の規定に準ずること。		イ クラス1容器及びクラス1管に取り付けられる真空破壊弁の材料にあつては、 <u>第十七条</u> 第一号の規定に準ずること。		追加要求なし
ロ 原子炉格納容器、クラス2容器及びクラス2管に取り付けられる真空破壊弁の材料にあつては、 <u>第九条</u> 第二号の規定に準ずること。		ロ 原子炉格納容器、クラス2容器及びクラス2管に取り付けられる真空破壊弁の材料にあつては、 <u>第十七条</u> 第二号の規定に準ずること。		追加要求なし
二 原子炉格納容器にあつては、真空破壊弁を適当な箇所に二個以上設けること。		二 原子炉格納容器にあつては、真空破壊弁を適当な箇所に二個以上設けること。		追加要求なし
三 前号に掲げる容器以外の容器又は管にあつては、真空破壊弁を適当な箇所に一個以上設けること。		三 前号に掲げる容器以外の容器又は管にあつては、真空破壊弁を適当な箇所に一個以上設けること。		追加要求なし
6 <u>原子炉施設</u> は、安全弁、 <u>逃がし弁</u> 、破壊板又は真空破壊弁から放出される流体が放射性物質を含む場合は、これを安全に処理することができるように施設しなければならない。		6 <u>設計基準対象施設</u> は、安全弁等、破壊板又は真空破壊弁から放出される流体が放射性物質を含む場合は、これを安全に処理することができるように施設しなければならない。		追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める 命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める 省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(耐圧試験等)		(耐圧試験等)		
第十一条		第二十一条		
<p>クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、次の各号による圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないものでなければならない。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の0.9倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認することができる。</p>	<p>1 第1項の規定に適合する耐圧試験は、「設計・建設規格2005(2007)」の第11章に適合すること。(設計・建設規格2007技術評価書)</p>	<p>クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、次に定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないものでなければならない。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の0.9倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認することができる。</p>	<p>1 第1項の規定に適合する耐圧試験は、「設計・建設規格2005(2007)」の第11章又は「設計・建設規格2012」の第11章によること。(「設計・建設規格2007技術評価書」及び「設計・建設規格2012技術評価書」)</p>	追加要求なし
<p>一 内圧を受ける機器に係る耐圧試験の圧力は、機器の最高使用圧力を超え、かつ、機器に生じる全体的な変形が弾性域の範囲内となる圧力とすること。ただし、クラス1機器、クラス2管又はクラス3管であつて原子炉圧力容器と一体で耐圧試験を行う場合の圧力は、燃料装荷までの間に試験を行った後においては、通常運転時の圧力を超える圧力とすることができる。</p>		<p>一 内圧を受ける機器に係る耐圧試験の圧力は、機器の最高使用圧力を超え、かつ、機器に生じる全体的な変形が弾性域の範囲内となる圧力とすること。ただし、クラス1機器、クラス2管又はクラス3管であつて原子炉圧力容器と一体で耐圧試験を行う場合の圧力は、燃料体の装荷までの間に試験を行った後においては、通常運転時の圧力を超える圧力とすることができる。</p>		追加要求なし
<p>二 内部が大気圧未満になることにより、大気圧による外圧を受ける機器の耐圧試験の圧力は、大気圧と内圧との最大の差を上回る圧力とすること。この場合において、耐圧試験の圧力は機器の内面から加えることができる。</p>		<p>二 内部が大気圧未満になることにより、大気圧による外圧を受ける機器の耐圧試験の圧力は、大気圧と内圧との最大の差を上回る圧力とすること。この場合において、耐圧試験の圧力は機器の内面から加えることができる。</p>		追加要求なし
<p>2 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器及びクラス4管は、通常運転時における圧力で漏えい試験を行ったとき、著しい漏えいがないものでなければならない。</p>	<p>2 第2項の「漏えい試験」は、日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」(JSME S NA1-2008)によること。(日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」(JSME S NA1-2008)に関する技術評価書(平成21年2月))</p>	<p>2 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器及びクラス4管は、通常運転時における圧力で漏えい試験を行ったとき、著しい漏えいがないものでなければならない。</p>	<p>2 第2項の「漏えい試験」は、日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」(JSME S NA1-2008)又は日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格(2012年版)」(2013年追補及び2014年追補を含む。)(JSME S NA1-2012/2013/2014)に亀裂解釈の「別紙6 日本機械学会「維持規格」等の適用に当たって」の要件を付したものであること。(「日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」(JSME S NA1-2008)に関する技術評価書」(平成21年2月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ)又は「日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格(2012年版/2013年追補/2014年追補)」(JSME S NA1-2012/2013/2014)及び関連規格に関する技術評価書」(原規技発第1906051号(令和元年6月5日原子力規</p>	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
			制委員会決定)))	
<p>3 原子炉格納容器は、最高使用圧力の0.九倍に等しい気圧で気密試験を行ったとき、著しい漏えいがないものでなければならない。</p>	<p>3 第3項に規定する「気密試験を行ったとき、著しい漏えいがない」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2008) 2.4に定めるA種試験に以下の要件を付したのものによること。 A種試験の結果の判定に当たっては、全体漏えい率に、個々の隔離弁に対して適切に単一故障を想定し、健全に機能することが期待される隔離弁からの漏えい量(以下「個別想定漏えい量」という。)を考慮し、判定基準以内であることを確認すること。その際、判定基準に見込む「漏洩の増加要因を考慮した余裕係数」を0.2とすること。 なお、隔離弁の個別想定漏えい量は、以下の手順により求めること。 ①隔離弁の自動閉止機能の単一故障で閉止しない隔離弁の個数を設定する。 ②事故時に自動的に閉となる隔離弁であって、原子炉格納容器局部漏えい率試験(C種試験)の対象となるものの漏えい量を、定期検査毎にA種試験の実施前に測定する。 ③隔離弁の個数(①)と測定した漏えい量(②)を用いて、個別想定漏えい量を求める。 また、個別想定漏えい量を求めない場合にあっては、事故時に自動的に閉となる隔離弁の閉鎖方法として、内側隔離弁を開とし、外側隔離弁を閉とすることによりA種試験を実施すること。(日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2008)に関する技術評価書(平成21年2月))</p>	<p>3 原子炉格納容器は、最高使用圧力の0.九倍に等しい気圧で気密試験を行ったとき、著しい漏えいがないものでなければならない。</p>	<p>3 第3項に規定する「気密試験を行ったとき、著しい漏えいがない」は、日本電気協会「漏えい率試験規程2008」(以下「漏えい率試験規程(JEAC 4203-2008)」)という。)又は原子炉格納容器の漏えい率試験規程(JEAC4203-2017)」(以下「漏えい率試験規程2017(JEAC 4203-2017)」)という。)の規定に「日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程(JEAC 4203)」の適用に当たって(別記-8)」の要件を付したのものによること。 (「日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2008)に関する技術評価書(平成21年2月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))及び「日本電気協会「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針(JEAG 4217-2018)、軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程(JEAC 4207-2016)及び原子炉格納容器の漏えい率試験規程(JEAC4203-2017)」に関する技術評価書」(原規技発第2107219号(令和3年7月21日原子力規制委員会決定)))</p>	<p>追加要求なし</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(監視試験片)		(監視試験片)		
第十二条		第二十二條		
<p>原子炉施設に属する容器であって、一メガ電子ボルト以上の中性子の照射を受けその材料が著しく劣化するおそれのあるものの内部には、当該容器が想定される運転状態において脆性破壊を引き起こさないようにするために、照射の影響を確認できるよう次の各号に定める監視試験片を備えなければならない。</p>	<p>1 第12条において「原子炉施設に属する容器であって、1メガ電子ボルト以上の中性子の照射を受けその材料が著しく劣化するおそれのあるもの」とは、原子炉圧力容器をいう。</p> <p>2 第12条に適合する監視試験片は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2005)又は(JSME S NC1-2001)の該当規定(第12章 監視試験)に次の規定を付加した要件によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> 第1号及び第3号の「容器の材料」には、中性子の照射領域に溶接部がある場合、母材／溶接金属と同数の溶接熱影響部の監視試験片も設置すること。なお、既設プラントについては、施設時に適用された以下の告示による監視試験片が設置されていること。 「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年10月30日公布)」適用プラントについては同告示第105条の規定 「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和45年9月3日公布)」適用プラントについては同告示第75条の規定 「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準の細目を定める告示(昭和40年6月15日公布)」 	<p>設計基準対象施設に属する容器であって、一メガ電子ボルト以上の中性子の照射を受けその材料が著しく劣化するおそれがあるものの内部には、当該容器が想定される運転状態において脆性破壊を引き起こさないようにするために、照射の影響を確認できるよう次に定める監視試験片を備えなければならない。</p>	<p>1 第22条において「設計基準対象施設に属する容器であって、一メガ電子ボルト以上の中性子の照射を受けその材料が著しく劣化するおそれがあるもの」とは、原子炉圧力容器をいう。</p> <p>2 第22条に適合する監視試験片は、「設計・建設規格2005」又は「設計・建設規格2012」の該当規定(第12章 監視試験)に次の規定を付加した要件によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> 第1号及び第3号の「容器の材料」には、中性子の照射領域に溶接部がある場合、母材／溶接金属と同数の溶接熱影響部の監視試験片も設置すること。なお、既設プラントについては、施設時に適用された以下の告示による監視試験片が設置されていること。 通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)」適用プラントについては同告示第105条の規定 通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和45年通商産業省告示第501号)」適用プラントについては同告示第75条の規定 通商産業省「発電用原子力設備に関する技術基準の細目を定める告示(昭和40年通商産業省告示第272号)」 	追加要求なし
一 監視試験片を採取する材料は、中性子の照射領域にある容器の材料と同等の製造履歴を有するものであること。		一 監視試験片の材料は、中性子の照射領域にある容器の材料と同等の製造履歴を有するものであること。		追加要求なし
二 監視試験片は、容器の使用開始後に取り出して試験を実施することにより、容器の材料の機械的強度及び破壊じん性の変化を確認できる個数とすること。	<p>3 第2号に規定する「監視試験片は、容器の使用開始後に取り出して試験を実施する」とは、「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC4201-2007)及び「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC 4201-2007)[2010年追補版]」の適用に当たって(別記-12)」により、監視試験片の取り出し及び監視試験並びに必要な場合は監視試験片の再生を実施することをいう。</p> <p>(日本電気協会規格「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC 4201-2007)及び「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」(JEAC 4206-2007)に関する技術評価書(平成21年8月))並びに日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC 4201-2007)[2010年追補版]」に関する技術評</p>	二 監視試験片は、容器の使用開始後に取り出して試験を実施することにより、容器の材料の機械的強度及び破壊じん性の変化を確認できる個数とすること。	<p>3 第2号に規定する「監視試験片は、容器の使用開始後に取り出して試験を実施する」とは、「監視試験方法(JEAC 4201-2007)」、「監視試験方法(JEAC 4201-2007/2010)」及び「監視試験方法(JEAC4201-2007/2013)」の規定に「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC 4201)」の適用に当たって(別記-6)」の要件を付したものにより、監視試験片の取り出し及び監視試験並びに必要な場合は監視試験片の再生を実施することをいう。</p> <p>(「日本電気協会規格「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC4201-2007)及び「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」(JEAC 4206-2007)に関する技術評価書」(平成21年8月原子力安全・保安院、原子</p>	追加要求なし ただし、解釈において、評価方法(破壊靱性の確認試験方法)の要件が追加された。

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	<p>価書（平成23年5月）</p>		<p>力安全基盤機構取りまとめ、「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007）[2010年追補版]」に関する技術評価書」（平成23年5月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）及び「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007）[2013年追補版]」に関する技術評価書」（原規技発1510073号（平成27年10月7日原子力規制委員会決定））」</p>	
<p>三 監視試験片は、中性子の照射領域にある容器の材料が受ける中性子スペクトル、中性子照射量及び温度履歴の条件と同等の条件になるように配置すること。</p>		<p>三 監視試験片は、中性子の照射領域にある容器の材料が受ける中性子スペクトル、中性子照射量及び温度履歴の条件と同等の条件になるように配置すること。</p>		<p>追加要求なし</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(炉心等)		(炉心等)		
第十三条		第二十三条		
<p>燃料体、減速材および反射材ならびにこれらを支持する構造物の材料は、通常運転時における圧力、温度および放射線によって起る最もきびしい条件において、必要な物理的および化学的性質を保持するものでなければならない。</p>	<p>1 第1項の「最もきびしい条件」とは、原子炉運転状態に対応した圧力及び温度条件、燃料使用期間中の燃焼度、中性子照射量等の組み合わせのうち想定される最もきびしい条件をいう。また、「必要な物理的及び化学的性質」とは、物理的性質については耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質等をいい、化学的性質については耐食性、化学的安定性等をいう。</p>	<p>燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物の材料は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。</p>	<p>1 第1項に規定する「最も厳しい条件」とは、原子炉運転状態に対応した圧力及び温度条件、燃料使用期間中の燃焼度、中性子照射量等の組み合わせのうち想定される最も厳しい条件をいう。また、「必要な物理的及び化学的性質」とは、物理的性質については耐放射線性、寸法安定性、耐熱性及び核性質等をいい、化学的性質については耐食性及び化学的安定性等をいう。</p>	追加要求なし
<p>2 燃料体、減速材および反射材ならびにこれらを支持する構造物は、最高使用圧力、自重、附加荷重等に耐えるものでなければならない。</p>	<p>2 第2項における「附加荷重等」には、燃料体における核分裂生成物質の蓄積による燃料被覆管の内圧上昇、熱応力等の荷重を含むものとする。</p>	<p>2 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、最高使用圧力、自重、附加荷重その他の燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物に加わる負荷に耐えるものでなければならない。</p>	<p>2 第2項における「その他の燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物に加わる負荷」には、燃料体における核分裂生成物質の蓄積による燃料被覆管の内圧上昇及び熱応力等の荷重を含むものとする。</p> <p>3 第1項及び第2項の燃料体の物理的性質、化学的性質及び強度等については「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について（昭和63年5月12日 原子力安全委員会了承）」及び「燃料体に関する要求事項（別記-10）」によること。</p>	追加要求なし ただし、解釈において、燃料体の要件が追加された。

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(熱遮蔽材)		(熱遮蔽材)		
第十四条		第二十四条		
放射線により材料が著しく劣化するおそれがある原子炉圧力容器には、これを防止するため熱遮蔽材を施設しなければならない。		放射線により材料が著しく劣化するおそれがある原子炉圧力容器には、これを防止するため熱遮蔽材を施設しなければならない。		追加要求なし
2 前項の熱遮蔽材は、熱応力による変形により原子炉の運転に支障を及ぼすおそれがないように施設しなければならない。	1 第2項でいう「支障を及ぼすおそれがない」とは、遮へい材自身が発生する熱等による変形が原子炉圧力容器の内部構造物に過度の変形を及ぼすことのないように熱遮へい材の材料、構造、取付方法等を考慮すること。	2 前項の熱遮蔽材は、熱応力による変形により発電用原子炉の運転に支障を及ぼすことのないように施設しなければならない。	1 第2項に規定する「支障を及ぼすことがない」とは、遮蔽材自身が発生する熱等による変形が原子炉圧力容器の内部構造物に過度の変形を及ぼすことのないように熱遮蔽材の材料、構造及び取付方法等を考慮すること。	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(一次冷却材)		(一次冷却材)		
第十五条		第二十五条		
<p>一次冷却材は、通常運転時における圧力、温度および放射線によって起る最もきびしい条件において、必要な物理的および化学的性質を保持するものでなければならない。</p>	<p>1 第15条の「必要な物理的性質」は、核的性質と熱水力的性質に分けられ、核的性質としては核反応断面積が核反応維持のために適切であること、熱水力的性質については冷却能力が適切であること。また、「必要な化学的性質」は、燃料体及び構造材の健全性を妨げることのない性質であること及び通常運転時において放射線に対して化学的に安定であること。</p>	<p>一次冷却材は、通常運転時における圧力、温度及び放射線によって起る最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。</p>	<p>1 第25条に規定する「必要な物理的性質」は、核的性質と熱水力的性質に分けられ、核的性質としては核反応断面積が核反応維持のために適切であること、熱水力的性質については冷却能力が適切であること。また、「必要な化学的性質」は、燃料体及び構造材の健全性を妨げることのない性質であること及び通常運転時において放射線に対して化学的に安定であること。</p>	<p>追加要求なし</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(燃料取扱設備)		(燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備)		
第二十六条		第二十六条		
燃料を取り扱う設備は、次の各号により施設しなければならない。	1 第26条に規定する「燃料を取り扱う設備」とは、新燃料、再使用燃料又は使用済燃料の装荷、取出又は保管等を行うために使用する設備をいう	通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）を取り扱う設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。	1 第1項に規定する「燃料体又は使用済燃料を取り扱う設備」とは、新燃料、再使用燃料又は使用済燃料の装荷、取出又は保管等を行うために使用する設備をいう。	追加要求なし
一 通常運転時において使用する燃料を取り扱う能力を有するものであること。	2 第1号に規定する「通常運転時において使用する燃料を取り扱う能力」とは、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、関連する機器間を連携し、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる能力があること。	一 燃料体等を取り扱う能力を有するものであること。	2 第1項第1号に規定する「燃料体等を取り扱う能力」とは、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、関連する機器間を連携し、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる能力があること。	追加要求なし
二 燃料が臨界に達するおそれがない構造であること。	3 第2号に規定する「燃料が臨界に達するおそれがない構造であること」とは、臨界計算により燃料が臨界に達しないことを確認された構造であること。	二 燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。	3 第1項第2号に規定する「燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること」とは、臨界計算により燃料が臨界に達しないことを確認された構造であること。	追加要求なし
三 崩壊熱により燃料が溶融しないものであること。	4 第3号に規定する「燃料が溶融しない」とは、設計計算により、燃料が溶融しないことを確認された冷却能力を有すること。	三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。	4 第1項第3号に規定する「燃料体等が溶融しないものであること」とは、設計計算により、燃料が溶融しないことを確認された冷却能力を有すること。	追加要求なし
四 取扱い中に燃料が破損するおそれがないこと。	5 第4号に規定する「燃料が破損するおそれがないこと」とは、以下によること。 ・燃料交換機にあつては、掴み機構のワイヤーを二重化すること。ただし、昭和52年以前に施設し、又は施設に着手した原子炉施設においては、構成する機械器具の機能、構造及び動作原理を考慮し、同等の機能維持が確認されること。 ・燃料交換機にあつては、燃料取扱中に過荷重となった場合は上昇阻止される措置がなされていること。この場合において、取扱い時の荷重監視等による運転管理による対応も含まれる。 ・原子炉建屋天井クレーンにあつては、吊り上げられた使用済燃料運搬用容器が燃料プールに貯蔵された燃料上を走行できない措置を行うこと。ただし、措置には、運用管理での対応も含むものとする。この運用管理にあつては、運搬用容器が燃料上に行かないことを確実にするものであること。また、フックのワイヤー外れ止めを設けること。	四 取扱中に燃料体等が破損しないこと。	5 第1項第4号に規定する「燃料体等が破損しないこと」とは、以下によること。 ・燃料交換機にあつては、掴み機構のワイヤーを二重化すること。 ・燃料交換機にあつては、燃料取扱中に過荷重となった場合は上昇阻止される措置がなされていること。この場合において、取扱い時の荷重監視等による運転管理による対応も含まれる。 ・原子炉建屋天井クレーンにあつては、吊り上げられた使用済燃料運搬用容器等重量物が燃料プールに貯蔵された燃料上を走行できない措置を行うこと。ただし、措置には、運用管理での対応も含むものとする。この運用管理にあつては、運搬用容器等重量物が燃料上に行かないことを確実にするものであること。また、フックのワイヤー外れ止めを設けること。なお、ここでの「使用済燃料運搬用容器等」の等には、燃料交換機又は原子炉建屋天井クレーンを用いて取扱うものであって、その落下によって燃料を破損させるおそれがあるものを含む。 ・燃料交換機、原子炉建屋天井クレーン等にあつては、適切な落下防止対策等を施すことにより、その落下により燃料を破損するおそれがないとしてもよい。	追加要求 燃料交換機の掴み機構のワイヤーについては、昭和52年以前に施設又は施設に着手した原子炉施設を対象とした記載が削除された。

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
<p>五 <u>燃料</u>を封入する容器は、<u>取扱い</u>中における<u>衝撃、熱等</u>に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。</p>	<p>6 第5号に規定する「容易に破損しないものであること」とは、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（通商産業省令第77号 昭和53年12月28日）」第13条第1項第3号ロに規定されている「容易かつ安全に取扱うことができ、かつ、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、き裂、破損等が生じるおそれがないものであること」。</p> <p>なお、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則第3条等の規定に基づく核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等（平成2年11月28日 科学技術庁告示第5号）」を満たすものを、「燃料を封入する容器」として用いてもよい。</p> <p>7 第5号に規定する「容器」は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（通商産業省令第77号 昭和53年12月28日）」を準用し、理論的又は適切な試験・実験により所定の機能が満足されていること。</p>	<p>五 <u>燃料体等</u>を封入する容器は、<u>取扱</u>中における<u>衝撃、熱その他の容器に加わる負荷</u>に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。</p>	<p>6 第1項第5号に規定する「容易に破損しないものであること」とは、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）」第88条第1項第3号ロに規定されている「容易かつ安全に取扱うことができ、かつ、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、亀裂、破損等が生じるおそれがないものであること」をいう。</p> <p>なお、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則第3条等の規定に基づく核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等」（以下「科技庁告示第5号」という。）を満たすものを、「燃料体等を封入する容器」として用いてもよい。</p> <p>7 第1項第5号に規定する「容器」は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」を準用し、理論的若しくは適切な試験又は実験により所定の機能が満足されていること。</p>	<p>追加要求なし</p>
<p>六 前号の容器は、内部に<u>燃料</u>を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一メートルの距離における線量当量率がそれぞれ別に告示する線量当量率を超えないように遮蔽できるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</p>		<p>六 前号の容器は、内部に<u>燃料体等</u>を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一メートルの距離における線量当量率がそれぞれ<u>原子力規制委員会の定める線量当量率</u>を超えないように遮蔽できるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</p>		<p>追加要求なし</p>
<p>七 <u>燃料取扱い</u>中に<u>燃料</u>を取り扱うための動力源がなくなった場合に、<u>燃料</u>を保持する<u>機構</u>を設ける等により<u>燃料</u>の落下を防止できること。</p>	<p>8 第7号に規定する「燃料取扱い中に燃料を取り扱うための動力源が無くなった場合でも燃料を保持する機構」とは、動力源である電源又は空気が喪失した場合でも燃料を保持できる性能を有すること。</p>	<p>七 <u>燃料体等</u>の取扱中に<u>燃料体等</u>を取り扱うための動力源がなくなった場合に、<u>燃料体等</u>を保持する<u>構造を有する機器</u>を設けることにより<u>燃料体等</u>の落下を防止できること。</p>	<p>8 第1項第7号に規定する「燃料体等の取扱中に燃料体等を取り扱うための動力源がなくなった場合に、燃料体等を保持する構造」とは、動力源である電源又は空気等が喪失した場合でも燃料を保持できる性能を有すること。</p>	<p>追加要求なし</p>
<p>（燃料貯蔵設備）</p>				
<p>第二十五条 通常運転時に必要とする燃料体又は使用済燃料（以下「燃料」という。）を貯蔵する設備は、<u>次の各号</u>により施設しなければならない。</p>		<p>2 <u>燃料体等</u>を貯蔵する設備は、<u>次に定めるところ</u>により施設しなければならない。</p>		<p>追加要求なし</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
一 <u>燃料が臨界に達するおそれがない構造であること。</u>	1 第1号に規定する「燃料が臨界に達するおそれがない構造であること」とは、臨界計算により、燃料が臨界に達しないことを確認された構造であること。	一 <u>燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。</u>	9 第2項第1号に規定する「燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること」とは、臨界計算により、燃料が臨界に達しないことを確認された構造であること。	追加要求なし
二 崩壊熱により <u>燃料が溶融しないものであること。</u>	2 第2号に規定する「燃料が溶融しないものであること」については、設計計算により、燃料が溶融しないことを確認された冷却能力を有すること。	二 崩壊熱により <u>燃料体等が溶融しないものであること。</u>	10 第2項第2号に規定する「燃料体等が溶融しないものであること」とは、設計計算により、燃料が溶融しないことを確認された冷却能力を有すること。	追加要求なし
三 <u>燃料を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものであること。</u>	3 第3号に規定する「燃料を必要に応じて貯蔵することができる容量を有する」とは、原子炉に全て燃料が装荷されている状態で、使用済燃料及び貯蔵されている取替燃料に加えて、1炉心分以上の容量を確保すること。この場合において、「容量」には、第6号に規定するキャスク貯蔵分を含むことができる。	三 <u>燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものであること。</u>	11 第2項第3号に規定する「燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有する」とは、発電用原子炉に全て燃料が装荷されている状態で、使用済燃料及び貯蔵されている取替燃料に加えて、1炉心分以上の容量を確保すること。この場合において、「容量」には、第6号に規定するキャスク貯蔵分を含むことができる。	追加要求なし
四 使用済燃料その他高放射性の <u>燃料</u> を貯蔵する水槽は、次によること。		四 使用済燃料その他高放射性の <u>燃料体</u> を貯蔵する水槽（以下「 <u>使用済燃料貯蔵槽</u> 」という。）は、次に <u>定めるところ</u> によること。		追加要求なし
イ 水があふれ、又は <u>漏れるおそれがない構造</u> であること。	4 第4号イに規定する「漏れるおそれがない構造」とは、プール内面をステンレス鋼等でライニングすること、燃料プールに必要な水位より低い位置に排水口を設けないこと。	イ <u>放射性物質を含む水</u> があふれ、又は <u>漏れない構造</u> であること。	12 第2項第4号イに規定する「漏れない構造」とは、プール内面をステンレス鋼等でライニングすること、燃料プールに必要な水位より低い位置に排水口を設けないこと。	追加要求なし
ロ <u>燃料の放射線を遮蔽するために必要な量の水</u> があること。	5 第4号ロに規定する「燃料の放射線を遮へいするために必要な量の水」とは、燃料取替作業時に線量限度（実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度を定める告示（平成13年経済産業省告示第187号）による。）を超えないよう放射線を遮蔽するために必要な量の水をいう。この場合において、常用の補給水系統の一つが機能しない場合においても、放射線を遮蔽するために必要な水量が確保できること。ただし、既設プラントにおいては、仮設ホース等の本設以外の設備による対応も同等とみなす。	ロ <u>使用済燃料その他高放射性の燃料体</u> の放射線を遮蔽するために必要な量の <u>水</u> があること。	13 第2項第4号ロに規定する「使用済燃料その他高放射性の燃料体の放射線を遮蔽するために必要な量の水」とは、燃料取替作業時に線量限度（「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成27年原子力規制委員会告示第8号）」による。）を超えないよう放射線を遮蔽するために必要な量の水をいう。この場合において、常用の補給水系統の一つが機能しない場合においても、放射線を遮蔽するために必要な水量が確保できること。	追加要求なし
ハ <u>燃料の被覆が著しく腐しよくするおそれ</u> がある場合は、これを防止すること。	6 第4号ハに規定する「燃料の被覆が著しく腐しよくするおそれがある場合は、これを防止すること」とは、浄化装置を設置すること。	ハ <u>使用済燃料その他高放射性の燃料体</u> の被覆が著しく <u>腐食</u> するおそれがある場合は、これを防止すること。	14 第2項第4号ハに規定する「使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止すること」とは、浄化装置を設置すること。	追加要求なし
ニ <u>水の漏えい及び水槽の水温の異常を検知</u> できること。	7 第4号ニに規定する「水の漏えい及び水温の異常を検知できる」とは、水槽の水位及び水			追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	<p>温を監視する装置を設置し、更に水槽の水位については、中央制御室へ警報を発する装置を設置すること</p>			<p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の第47条第1項に記載がある</p>
<p>ホ 燃料取扱い中に想定される燃料の落下時においてもその機能が損なわれないこと。</p>	<p>8 第4号ホに規定する「その機能が損なわれない」とは、落下した燃料によって使用済燃料プールの機能を失うような損傷は生じさせないよう必要な強度のライニングを施設すること。</p>	<p>ニ 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないこと。</p>	<p>15 第2項第4号ニに規定する「その機能が損なわれない」とは、落下した燃料体等やクレーン等の重量物によって使用済燃料貯蔵プール（BWR）の機能を失うような損傷は生じさせないよう必要な強度のライニングを施設すること。この場合において、クレーン等にあつては、適切な落下防止対策等を施すことにより、使用済燃料貯蔵プール（BWR）の機能を維持することとしてもよい。</p>	<p>追加要求</p>
<p>五 燃料落下により燃料が破損して放射性物質が放出されることに伴い公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合、放射性物質による原子力発電所外への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納する施設及び放射性物質の放出を低減する施設を施設すること。</p>	<p>9 第5号に規定する「放射性物質の放出を低減する施設」とは、空気系の浄化装置をいい、第32条第4号（原子炉格納施設の雰囲気浄化）に規定された施設を兼ねることができる。また、空気系の浄化装置として専用のものを施設する場合、その浄化装置の機能については、設置許可申請書添付書類十において評価した当該事象による放射性物質の放出量の評価の条件として設定した浄化装置の処理容量及びフィルターよう素除去効率に非保守的な変更がないことを確認すること。</p> <p>10 第5号に規定する「公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合」とは、燃料貯蔵プール等への燃料落下による敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成13年3月29日原子力安全委員会一部改訂）」にある「4.2事故（5）周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと」を満たさないことをいう。この場合において、核原料、核燃料及び原子炉の規制に関する法律第24条（または第26条）に基づき許可を受けた原子炉設置許可（変更）申請において確認されていることを、関連する設備が同申請要件を満たしていることにより確認することができる。</p>	<p>五 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質が放出されることに伴い公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、燃料貯蔵設備の格納施設及び放射性物質の放出を低減する発電用原子炉施設を施設すること。</p>	<p>16 第2項第5号に規定する「放射性物質の放出を低減する発電用原子炉施設」とは、空気系の浄化装置をいい、第44条第4号（原子炉格納施設の雰囲気浄化）に規定された施設を兼ねることができる。また、空気系の浄化装置として専用のものを施設する場合、その浄化装置の機能については、設置許可申請書において評価した当該事象による放射性物質の放出量の評価の条件として設定した浄化装置の処理容量及びフィルターよう素除去効率に非保守的な変更がないことを確認すること。</p> <p>17 第2項第5号に規定する「公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合」とは、燃料貯蔵プール等への燃料落下による敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）」にある「4.2事故（5）周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと」を満たさないことをいう。この場合において、核原料、核燃料及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の5（又は第43条の3の8）に基づき許可を受けた原子炉設置（変更）許可申請において確認されていることを、関連する設備が同申請要件を満たしていることにより確認することができる。</p>	<p>追加要求なし</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
六 使用済燃料を原子力発電所内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）は、次によること。	1 1 第6号に規定する「乾式キャスク」は、第25条第1号及び第2号で規定する臨界防止機能及び除熱機能に加え、第6号の要件を満足すること。	六 使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）は、次に定めるところによること。	1 8 第2項第6号に規定する「キャスク」とは、金属キャスクのことをいい、第1号及び第2号で規定する臨界防止機能及び除熱機能に加え、第6号の要件を満足すること。また、兼用キャスク以外のキャスクにあつては「原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について（平成4年8月27日原子力安全委員会了承）」の要件を満足すること。	追加要求 ただし、島根原子力発電所では乾式キャスクを保有していない。
イ 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視できること。	1 2 第6号イの規定は以下によること。 ・耐熱性、耐食性等を有し耐久性の高い金属ガスケット等のシールを採用すること ・蓋部を一次蓋と二次蓋の二重とし、一次蓋と二次蓋との間の圧力を監視することにより密封性を監視できること ・キャスク内部の負圧を維持できること	イ 使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視できること。	1 9 第2項第6号イの規定は以下によること。 ・耐熱性、耐食性等を有し耐久性の高い金属ガスケット等のシールを採用すること ・蓋部を一次蓋と二次蓋の二重とし、一次蓋と二次蓋との間の圧力を監視することにより密封性を監視できること ・キャスク内部の負圧を維持できること	追加要求なし
ロ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有すること。		ロ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有すること。		追加要求なし
ハ 使用済燃料の被覆の著しい腐食又は変形を防止できること。	1 3 第6号ハに規定する「腐食を防止できる」とは、キャスク内部に不活性ガスを保持できる構造とすることにより被覆管の腐食を防止すること。	ハ 使用済燃料の被覆材の著しい腐食又は変形を防止できること。	2 0 第2項第6号ハに規定する「腐食を防止できる」とは、キャスク内部に不活性ガスを保持できる構造とすることにより被覆管の腐食を防止すること。	追加要求なし
ニ キャスク本体等は、使用される温度、放射線、荷重その他の条件に対し、適切な材料及び構造であること。		ニ キャスク本体その他のキャスクを構成する部材は、使用される温度、放射線、荷重その他の条件に対し、適切な材料及び構造であること。		追加要求なし
七 取扱者以外の者がみだりに立ち入らないようにすること。		七 取扱者以外の者がみだりに立ち入らないようにすること。		追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(原子炉冷却材圧力バウンダリ)		(原子炉冷却材圧力バウンダリ)		
第十六条の二		第二十七条		
<p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る<u>施設の損壊等</u>に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加等に耐えるように施設しなければならない。</p>	<p>1 第16条の2に規定する「一次冷却系統に係る施設の損壊等に伴う衝撃」とは、原子炉冷却材喪失事故に伴うジェット反力等、安全弁等の開放に伴う荷重をいう。また、「炉心の反応度の変化による荷重の増加」とは、運転時の異常な過渡変化及び事故時において、反応度が炉心に投入されることにより1次冷却系の圧力が増加することに伴う荷重の増加をいう。この場合において、浸水燃料の破裂に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力等に伴う荷重の増加を含む。</p> <p>2 通常時閉・事故時閉であって、原子炉運転時にも短時間開となり事故時開になるおそれのある配管の弁（具体的には残留熱除去系配管の隔離弁）に対しては、日本電気協会「原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程」（JEAC4602-2004）の定義である「内側隔離弁までを原子炉冷却材圧力バウンダリとする」を適用するに当たって、以下の要件を満たすこと。</p> <p>－ 内側隔離弁からの漏えいを原因として原子炉冷却材の大量漏えいを防止するため、内側隔離弁から外側隔離弁までの配管、外側隔離弁が必要な耐圧機能を有すること。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る<u>発電用原子炉施設の損壊その他の異常</u>に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加<u>その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷</u>に耐えるように施設しなければならない。</p>	<p>1 第27条に規定する「一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃」とは、原子炉冷却材喪失事故に伴うジェット反力等、安全弁等の開放に伴う荷重をいう。</p> <p>2 第27条に規定する「炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において、反応度が炉心に投入されることにより1次冷却系の圧力が増加することに伴う荷重の増加をいう。この場合において、浸水燃料の破裂に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力等に伴う荷重の増加を含む。</p>	<p>追加要求なし</p> <p>ただし、第2条の解釈5にて原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大した。</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい等)		(原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等)		
第十六条の三		第二十八条		
原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材の流出を制限する <u>ために隔離装置を施設しなければならない。</u>	1 第1項に規定する「原子炉冷却材の流出」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管等が破損することによって原子炉冷却材が流出することをいう。	原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材の流出を制限する <u>よう</u> 、隔離装置を施設しなければならない。	1 第1項に規定する「原子炉冷却材の流出」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管等が破損することによって原子炉冷却材が流出することをいう。	追加要求なし ただし、第2条の解釈5にて原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大した。
2 <u>原子炉施設</u> には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。	2 第2項に規定する「原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置」とは、漏えい位置を特定できない格納容器内の漏えいに対しては、1時間以内に0.23立方メートルの漏えい量を検出する能力を有すること。 3 通常時閉・事故時閉であって、原子炉運転時にも短時間開となり事故時開になるおそれある配管の弁（具体的には残留熱除去系配管の隔離弁）に対しては、日本電気協会「原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程」（JEAC4602-2004）の定義である「内側隔離弁までを原子炉冷却材圧力バウンダリとする」を適用するに当たって、以下の要件を満たすこと。 － 内側隔離弁開による原子炉冷却材の大量漏えいを防止するため、低圧時にのみ開となること。	2 <u>発電用原子炉施設</u> には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。	2 第2項に規定する「原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置」とは、漏えい位置を特定できない格納容器内の漏えいに対しては、1時間以内に0.23立方メートルの漏えい量を検出する能力を有すること。	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める 命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める 省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(一次冷却材の排出)		(一次冷却材処理装置)		
第十八条		第二十九条		
放射性物質を含む一次冷却材（ <u>第十六条</u> 第四号の装置から排出される放射性物質を含む流体を含む。）を通常運転時において一次冷却系統外に排出する場合は、これを安全に処理する装置を施設しなければならない。	1 第十八条に規定する「安全に処理する装置」とは、放射性物質を含む一次冷却材を通常運転時において一次冷却系統外に排出する場合に、これを最終的に放射性廃棄物処理設備に適切に導く施設であること。	放射性物質を含む一次冷却材（ <u>第三十三条</u> 第四号の装置から排出される放射性物質を含む流体を含む。）を通常運転時において一次冷却系統外に排出する場合は、これを安全に処理する装置を施設しなければならない。	1 第二十九条に規定する「安全に処理する装置」とは、放射性物質を含む一次冷却材を通常運転時において一次冷却系統外に排出する場合に、これを最終的に放射性廃棄物処理設備に適切に導く施設であること。	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(逆止め弁の設置)		(逆止め弁)		
第十九条		第三十条		
<p>放射性物質を含む一次冷却材を内包する容器若しくは管又は放射性廃棄物を処理する設備（排気筒並びに第二十八条及び第三十一条に規定するものを除く。第二十一条において同じ。）へ放射性物質を含まない流体を導く管には、逆止め弁を設けなければならない。ただし、放射性物質を含む流体が放射性物質を含まない流体を導く管に逆流するおそれがない場合は、この限りでない。</p>	<p>1 第19条に規定する「逆流するおそれがない場合」とは、直接接続されていない場合、又は十分な圧力差を有している場合をいう。</p>	<p>放射性物質を含む一次冷却材を内包する容器若しくは管又は放射性廃棄物を処理する設備（排気筒並びに第四十条及び第四十三条に規定するものを除く。第四十七条において同じ。）へ放射性物質を含まない流体を導く管には、逆止め弁を設けなければならない。ただし、放射性物質を含む流体が放射性物質を含まない流体を導く管に逆流するおそれがない場合は、この限りでない。</p>	<p>1 第30条に規定する「逆流するおそれがない場合」とは、直接接続されていない場合、又は十分な圧力差を有している場合をいう。</p>	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(準用)		(蒸気タービン)		
第三十四条		第三十一条		
<p>3 <u>第九条第十五号の規定及び発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第三章の規定は、原子力発電所に施設する蒸気タービン及びその附属設備</u>について準用する。</p>	<p>2 第2項及び第3項において準用する第9条第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」とは、以下に掲げるものの溶接部をいう。原子力発電所に係る補助ボイラー、蒸気タービンに係る蒸気だめ、補助ボイラーに属する燃料燃焼設備若しくは蒸気タービンに係る熱交換器又は補助ボイラー若しくは蒸気タービンに係る管であって、外径150mm以上のもののうち、次の圧力以上の圧力が加えられるもの</p> <p>イ 水用の容器又は管であって、最高使用温度100℃未満のものについては、最高使用圧力1960kPa</p> <p>ロ イ以外の容器については、最高使用圧力98kPa</p> <p>ハ イ以外の管については、最高使用圧力980kPa（長手継手にあつては、490kPa）</p> <p>3 第2項及び第3項において準用する第9条第15号の規定に適合する溶接部とは、「溶接規格2007」及び「設計・建設規格2005(2007)」の規定に『日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって（別記-10）』の要件を付したものに適合した溶接部をいう。（溶接規格2007 技術評価書及び設計・建設規格2007 技術評価書）</p>	<p><u>第十七条第十五号の規定及び発電用火力設備に関する技術基準を定める省令（平成九年通商産業省令第五十一号）第三章の規定は、設計基準対象施設に施設する蒸気タービン</u>について準用する。</p>	<p>1 第31条において準用する第17条第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」とは、以下に掲げるものの溶接部をいう。</p> <p>(1) 設計基準対象施設の蒸気タービンに係る蒸気だめ又は熱交換器の次に定める圧力以上の圧力を加えられる部分（以下「耐圧部」）について溶接を必要とするもの</p> <p>イ 水用の容器又は管であって、最高使用温度100℃未満のものについては、最高使用圧力1960kPa</p> <p>ロ 液化ガス（通常の使用状態での温度における飽和圧力が196kPa以上であって現に液体の状態であるもの又は圧力が196kPaにおける飽和温度が35℃以下であって現に液体の状態であるものをいう。以下同じ。）用の容器又は管については、最高使用圧力0kPa</p> <p>ハ イ又はロに規定する容器以外の容器については、最高使用圧力98kPa</p> <p>ニ イ又はロに規定する管以外の管については、最高使用圧力980kPa（長手継手の部分にあつては、490kPa）</p> <p>(2) 設計基準対象施設の蒸気タービンに係る外径150mm以上の管のうち、耐圧部について溶接を必要とするもの</p> <p>2 第31条において準用する第17条第15号の規定に適合する溶接部は、次の(1)又は(2)のいずれかに適合したものをいう。</p> <p>(1) 「溶接規格2007」及び「設計・建設規格2005(2007)」の規定に「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって（別記-5）」の要件を付したもの</p> <p>(2) 「溶接規格2012(2013)」及び「設計・建設規格2012」の規定に「日本機械学会「設計・建設規格」及び「材料規格」の適用に当たって（別記-2）」及び「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって（別記-5）」の要件を付したもの（「溶接規格2007 技術評価書」、「溶接規格2012(2013) 技術評価書」、「設計・建設規格2007 技術評価書」及び「設計・建設規格2012 技術評価書」）</p> <p>3 第31条において蒸気タービン（その附属設備を含む）について「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」（平成9年3月2</p>	<p>追加要求</p> <p>液化ガスの記載が追加されているが、島根原子力発電所には該当設備はない。</p> <p>なお、蒸気タービンについては、従来「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」の規定を準用しており、追加要求はない。</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める 命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める 省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
			<p>7日通商産業省令第五十一号。以下「火力省令」という。）第3章の規定を準用する範囲は、PWRでは図-1、BWRでは図-2の区分図によること。</p> <p>4 火力省令の準用に当たっては、「発電用火力設備の技術基準の解釈」（2013507 商局第2号（平成25年5月17日経済産業省商務流通保安グループ制定））の該当部分によること。</p>	

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(非常用炉心冷却設備)		(非常用炉心冷却設備)		
第十七条		第三十二条		
<u>原子力発電所</u> には、非常用炉心冷却設備を施設しなければならない。		<u>発電用原子炉施設</u> には、非常用炉心冷却設備を施設しなければならない。		追加要求なし
2 非常用炉心冷却設備は、次の機能を有するものでなければならない。		2 非常用炉心冷却設備は、次の機能を有するものでなければならない。		追加要求なし
一 <u>燃料被覆管</u> の温度が燃料材の熔融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できるものであること。	1 第2項第1号に規定する「燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる」とは、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（平成4年6月11日 原子力安全委員会一部改定）」に基づいて想定冷却材喪失事故の解析を行った結果、燃料被覆の温度、燃料被覆の化学量論的酸化量が同指針に規定する判断基準を満足することをいい、具体的には、非常用炉心冷却設備の仕様が核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第24条（または第26条）に基づき許可を受けた原子炉の設置（変更）許可申請書（以下、設置許可申請書という。）添付書類八に規定された仕様を満足するとともに、添付書類十（添付書類八に記載のない事項）における評価条件と比較して非保守的な変更が無いことを確認すること。また、PWRにあっては、蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力及び保有水量に非保守的な変更がないことを確認すること。なお、第8条第2項に規定する試験及び検査並びに第17条第4項に規定する試験の非常用炉心冷却ポンプへの適用に際し、設置許可申請書添付書類八に記載された仕様値が同添付書類十に適用された入力仕様値と異なる場合には、既設プラントにおける測定上の制約及び設計時の裕度を考慮することができ、同添付書類十に適用された入力仕様値を満たすことにより確認することができる。	一 <u>燃料被覆材</u> の温度が燃料材の熔融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できるものであること。	1 第2項第1号に規定する「燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる」とは、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（平成4年6月11日 原子力安全委員会一部改定）」に基づいて想定冷却材喪失事故の解析を行った結果、燃料被覆の温度、燃料被覆の化学量論的酸化量が同指針に規定する判断基準を満足することをいい、具体的には、非常用炉心冷却設備の仕様が原子炉等規制法第43条の3の5（又は第43条の3の8）に基づき許可を受けた原子炉の設置（変更）許可申請書（以下「設置許可申請書」という。）添付書類八に記載された仕様を満足するとともに、設置（変更）許可申請書における評価条件と比較して非保守的な変更がないことを確認すること。また、PWRにあっては、蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力及び保有水量に非保守的な変更がないことを確認すること。	追加要求なし
二 <u>燃料被覆管</u> と冷却材との反応により著しく多量の水素を生ずるものでないこと。	2 第2項第2号に規定する「著しく多量の水素を生ずるものでない」とは、前号の要求条件に基づく想定冷却材喪失事故解析において発生する水素量が同指針に規定する判断基準を満足することをいい、具体的には、非常用炉心冷却設備の仕様が設置許可申請書添付書類八に規定された仕様を満足するとともに、同添付書類十における評価条件と比較して非保守的な変更が無いことを確認することをいう。なお、第8条第2項に規定する試験及び検査並びに第17条第4項に規定する試験の非常用炉心冷却ポンプへの適用	二 <u>燃料被覆材</u> と冷却材との反応により著しく多量の水素を生ずるものでないこと。	2 第2項第2号に規定する「著しく多量の水素を生ずるものでない」とは、前号の要求条件に基づく想定冷却材喪失事故解析において発生する水素量が同指針に規定する判断基準を満足することをいい、具体的には、非常用炉心冷却設備の仕様が設置（変更）許可申請書添付書類八に記載された仕様を満足するとともに、設置（変更）許可申請書における評価条件と比較して非保守的な変更がないことを確認することをいう。	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	<p>に際し、設置許可申請添付書類八に記載された仕様値が同添付書類十に適用された入力仕様値と異なる場合には、既設プラントにおける測定上の制約及び設計時の裕度を考慮することができ、同添付書類十に適用された入力仕様値を満たすことにより確認することができる。</p>			
<p>3 非常用炉心冷却設備は、原子炉压力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響につき想定される最も厳しい条件下においても、正常に機能する能力を有するものでなければならない。</p>	<p>3 第3項に規定する「想定される最も厳しい条件下」とは、予想される最も小さい有効吸込水頭をいい、非常用炉心冷却設備に係るろ過装置の性能については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）（平成20・02・12原院第5号）」によること。</p>	<p>3 非常用炉心冷却設備は、原子炉压力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響につき想定される最も厳しい条件下においても、正常に機能する能力を有するものでなければならない。</p>	<p>3 第3項に規定する「想定される最も厳しい条件下」とは、予想される最も小さい有効吸込水頭をいい、非常用炉心冷却設備に係るろ過装置の性能については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によること。</p>	<p>追加要求なし</p>
<p>4 非常用炉心冷却設備は、その能力の維持状況を確認するため、<u>原子炉</u>の運転中に試験ができるように施設しなければならない。</p>	<p>4 第4項に規定する「原子炉の運転中に試験ができるように施設しなければならない」機器とは、「動的機器（ポンプ及び事故時に動作する弁等）」をいう。</p>	<p>4 非常用炉心冷却設備は、その能力の維持状況を確認するため、<u>発電用原子炉</u>の運転中に試験ができるように施設しなければならない。</p>	<p>4 第4項に規定する「発電用原子炉の運転中に試験ができるように施設しなければならない」機器とは、動的機器（ポンプ及び事故時に動作する弁等）をいう。</p>	<p>追加要求なし</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考																																										
(循環設備等)		(循環設備等)																																												
第十六条		第三十三条																																												
<p>原子力発電所には、次の各号に掲げる設備を施設しなければならない。</p>	<p>1 第16条各号の設備として、少なくとも次の設備又は同等の機能を有する設備を保有すること。</p> <table border="1" data-bbox="825 489 1394 1560"> <thead> <tr> <th></th> <th>BWR</th> <th>PWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第1号に該当するもの</td> <td>原子炉再循環系</td> <td>一次冷却系</td> </tr> <tr> <td>第2号に該当するもの</td> <td>原子炉圧力制御系</td> <td>加圧器圧力制御系</td> </tr> <tr> <td>第3号に該当するもの</td> <td>原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系</td> <td>化学体積制御系</td> </tr> <tr> <td>第4号に該当するもの</td> <td>原子炉冷却材浄化系</td> <td>化学体積制御系</td> </tr> <tr> <td>第5号に該当するもの</td> <td>原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水器系(*1)</td> <td>補助給水系(*1) (*2) 余熱除去系(*2)</td> </tr> <tr> <td>第6号に該当するもの</td> <td>原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系</td> <td>原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系</td> </tr> </tbody> </table> <p>(*1) 短時間の全交流電源喪失時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備。ただし、補助給水系にあってはタービン駆動のものに限る。 (*2) 原子炉停止時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備。</p>		BWR	PWR	第1号に該当するもの	原子炉再循環系	一次冷却系	第2号に該当するもの	原子炉圧力制御系	加圧器圧力制御系	第3号に該当するもの	原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系	化学体積制御系	第4号に該当するもの	原子炉冷却材浄化系	化学体積制御系	第5号に該当するもの	原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水器系(*1)	補助給水系(*1) (*2) 余熱除去系(*2)	第6号に該当するもの	原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系	<p>発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を施設しなければならない。</p>	<p>1 第33条各号の設備として、少なくとも次の設備又は同等の機能を有する設備を保有すること。</p> <table border="1" data-bbox="2024 489 2594 1560"> <thead> <tr> <th></th> <th>BWR</th> <th>PWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第1号に該当するもの</td> <td>原子炉再循環系</td> <td>一次冷却系</td> </tr> <tr> <td>第2号に該当するもの</td> <td>原子炉圧力制御系</td> <td>加圧器圧力制御系</td> </tr> <tr> <td>第3号に該当するもの</td> <td>原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系</td> <td>化学体積制御系</td> </tr> <tr> <td>第4号に該当するもの</td> <td>原子炉冷却材浄化系</td> <td>化学体積制御系</td> </tr> <tr> <td>第5号に該当するもの</td> <td>原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水器系(*1)</td> <td>補助給水系(*1) (*2) 余熱除去系(*2)</td> </tr> <tr> <td>第6号に該当するもの</td> <td>原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系</td> <td>原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系</td> </tr> </tbody> </table> <p>(*1) 重大事故等に対処するために必要な電源設備からの電気の供給が開始されるまでの間の全交流動力電源喪失時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備。ただし、補助給水系にあってはタービン駆動のものに限る。 (*2) 原子炉停止時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備。</p>		BWR	PWR	第1号に該当するもの	原子炉再循環系	一次冷却系	第2号に該当するもの	原子炉圧力制御系	加圧器圧力制御系	第3号に該当するもの	原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系	化学体積制御系	第4号に該当するもの	原子炉冷却材浄化系	化学体積制御系	第5号に該当するもの	原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水器系(*1)	補助給水系(*1) (*2) 余熱除去系(*2)	第6号に該当するもの	原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系	<p>追加要求</p>
	BWR	PWR																																												
第1号に該当するもの	原子炉再循環系	一次冷却系																																												
第2号に該当するもの	原子炉圧力制御系	加圧器圧力制御系																																												
第3号に該当するもの	原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系	化学体積制御系																																												
第4号に該当するもの	原子炉冷却材浄化系	化学体積制御系																																												
第5号に該当するもの	原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水器系(*1)	補助給水系(*1) (*2) 余熱除去系(*2)																																												
第6号に該当するもの	原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系																																												
	BWR	PWR																																												
第1号に該当するもの	原子炉再循環系	一次冷却系																																												
第2号に該当するもの	原子炉圧力制御系	加圧器圧力制御系																																												
第3号に該当するもの	原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系	化学体積制御系																																												
第4号に該当するもの	原子炉冷却材浄化系	化学体積制御系																																												
第5号に該当するもの	原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水器系(*1)	補助給水系(*1) (*2) 余熱除去系(*2)																																												
第6号に該当するもの	原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系																																												
<p>一 原子炉圧力容器内において発生した熱を除去するために、熱を輸送することができる容</p>		<p>一 原子炉圧力容器内において発生した熱を除去するために、熱を輸送することができる容</p>		<p>追加要求なし</p>																																										

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
量の一次冷却材を循環させる設備		量の一次冷却材を循環させる設備		
二 負荷の変動等による原子炉圧力容器内の圧力の変動を自動的に調整する設備		二 負荷の変動その他の発電用原子炉の運転に伴う原子炉圧力容器内の圧力の変動を自動的に調整する設備		追加要求なし
三 通常運転時又は一次冷却材の小規模漏えい時等に生じた一次冷却材の減少分を自動的に補給する設備	2 第3号に規定する「一次冷却材の小規模漏えい時」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁、ポンプ等のシール部および原子炉冷却材圧力バウンダリの小亀裂等からの原子炉冷却材の漏えいをいう。なお、「漏えい時等」の「等」は、安全弁の正常な作動による原子炉冷却材の体積の減少をいう。	三 通常運転時又は一次冷却材の小規模漏えい時に発生した一次冷却材の減少分を自動的に補給する設備	2 第3号に規定する「一次冷却材の小規模漏えい時」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁、ポンプ等のシール部及び原子炉冷却材圧力バウンダリの小亀裂等からの原子炉冷却材の漏えいをいう。なお、「一次冷却材の減少」には、安全弁の正常な作動による原子炉冷却材の体積の減少も含まれる。	追加要求なし
四 一次冷却材中の不純物及び放射性物質の濃度を原子力発電所の運転に支障を及ぼさない値以下に保つ設備		四 一次冷却材中の不純物及び放射性物質の濃度を発電用原子炉施設の運転に支障を及ぼさない値以下に保つ設備		追加要求なし
五 原子炉停止時（短時間の全交流動力電源喪失時を含む。）に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備		五 発電用原子炉停止時（全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間を含む。）に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備		追加要求
六 前号の設備により除去された熱を最終的な熱の逃がし場へ輸送することができる設備	3 第6号の設備には第16条第5号の設備により除去された熱を最終的な熱の逃がし場へ輸送することが要求されているが、短時間の全交流動力電源喪失時における機能確保は要求されない。	六 前号の設備により除去された熱を最終ヒートシンクへ輸送することができる設備	3 第6号の設備には第5号の設備により除去された熱を最終的な熱の逃がし場へ輸送することが要求されているが、重大事故等に対処するために必要な電源設備からの電気の供給が開始されるまでの間の全交流動力電源喪失時における機能確保は要求されない。	追加要求

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める 命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める 省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(計測装置)		(計測装置)		
第二十条		第三十四条		
原子力発電所には、次の各号に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。この場合において、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置をもって替えることができる。	1 第20条における計測する手段としてはサンプリングによる測定、演算（炉周期）が含まれる。 第11号の計測の場合、「間接的に測定する装置をもって替えることができる。」とは、排水路の出口又はこれに近接する箇所における放射性物質の濃度を直接測定することが技術的に困難な場合、排水路の上流における濃度を測定することをいう。	発電用原子炉施設には、次に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。ただし、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。	1 第34条における計測する手段としてはサンプリングによる測定、演算（炉周期）が含まれる。第1項第11号の計測の場合、「間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。」とは、排水路の出口又はこれに近接する箇所における放射性物質の濃度を直接測定することが技術的に困難な場合、排水路の上流における濃度を測定することをいう。	追加要求なし
一 炉心における中性子束密度		一 炉心における中性子束密度		追加要求なし
二 炉周期		二 炉周期		追加要求なし
三 制御棒の位置及び液体制御材を使用する場合にあっては、その濃度		三 制御棒の位置及び液体制御材を使用する場合にあっては、その濃度		追加要求なし
四 一次冷却材に関する次の事項		四 一次冷却材に関する次の事項		追加要求なし
イ 放射性物質及び不純物の濃度		イ 放射性物質及び不純物の濃度		追加要求なし
ロ 原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量		ロ 原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量		追加要求なし
五 原子炉圧力容器（加圧器がある場合は、加圧器）内及び蒸気発生器内の水位		五 原子炉圧力容器（加圧器がある場合は、加圧器）内及び蒸気発生器内の水位		追加要求なし
六 原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率	2 第1項第6号に規定する「可燃性ガス濃度」とは、BWRにおいては、酸素・水素ガス濃度、PWRにおいては、水素ガス濃度をいう。	六 原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率	2 第1項第6号に規定する「可燃性ガスの濃度」とは、BWRにおいては、酸素・水素ガス濃度、PWRにおいては、水素ガス濃度をいう。	追加要求なし
七 主蒸気管中及び空気抽出器排ガス中等の放射性物質の濃度	3 第1項第7号はBWRに対して、第8号はPWRに対して適用される。	七 主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する設備であって放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度	3 第1項第7号はBWRに対して、第8号はPWRに対して適用される。	追加要求なし
八 蒸気発生器の出口における二次冷却材の圧力、温度及び流量並びに二次冷却材中の放射性物質の濃度		八 蒸気発生器の出口における二次冷却材の圧力、温度及び流量並びに二次冷却材中の放射性物質の濃度		追加要求なし
九 排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度		九 排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度		追加要求なし
十 排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度		十 排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度		追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
<p>十一 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが<u>第二条第九号の規定に基づき告示する線量</u>を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。以下同じ。）内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度</p>	<p>4 第1項第11号に規定する「放射性物質により汚染するおそれがある管理区域」とは、管理区域を規定する以下の3要素のうち外部放射線に係る線量のみが発電用原子力設備に関する放射線による線量等の技術基準（平成13年告示第188号）に規定される基準を超える管理区域以外の管理区域をいい、3要素のうちA、B及びCの組み合わせ、AとB若しくはAとCの組み合わせ、BとCの組み合わせ又はB若しくはCのみで規定される管理区域のことをいう。この場合において、管理区域の3要素は以下による。 A. その場所における外部放射線に係る線量が別に告示する実効線量を超えるおそれがあるもの。 B. 空気中の放射性物質（空気又は水のうちに自然に含まれているものを除く。）の濃度が別に告示する濃度を超えるおそれがあるもの。 C. 放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が別に告示する密度を超えるおそれがあるもの。</p>	<p>十一 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが<u>実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量</u>を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。以下同じ。）内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度</p>	<p>4 第1項第11号に規定する「放射性物質により汚染するおそれがある管理区域」とは、管理区域を規定する以下の3要素のうち外部放射線に係る線量のみが「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に規定される基準を超える管理区域以外の管理区域をいい、3要素のうちA、B及びCの組み合わせ、AとB若しくはAとCの組み合わせ、BとCの組み合わせ又はB若しくはCのみで規定される管理区域のことをいう。この場合において、管理区域の3要素は以下による。 A. その場所における外部放射線に係る線量が別に告示する実効線量を超えるおそれがあるもの。 B. 空気中の放射性物質（空気又は水のうちに自然に含まれているものを除く。）の濃度が別に告示する濃度を超えるおそれがあるもの。 C. 放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が別に告示する密度を超えるおそれがあるもの。</p>	<p>追加要求なし</p>
<p>十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所等をいう。）の線量当量率</p>		<p>十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（<u>燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所</u>をいう。）の線量当量率</p>		<p>追加要求なし</p>
<p>十三 周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質濃度</p>		<p>十三 周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質の濃度</p>	<p>5 <u>第1項第13号に規定する装置のうち、恒設のモニタリング設備については、非常用電源設備に接続するか、無停電電源装置などにより電源復旧までの期間の電気の供給を担保できる設計であること。また、必要な情報を原子炉制御室又は適切な場所に表示できる設計であること。さらに、そのデータ伝送系は多様性を有する設計であること。</u></p>	<p>追加要求</p>
		<p>十四 <u>使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位</u></p>		<p>追加要求なし 「発電用原子炉設備に関する技術基準を定める命令」の第二十五条第1項第四号ニに記載がある。</p>
<p>十四 <u>原子力発電所における風向及び風速</u></p>		<p>十五 <u>敷地内における風向及び風速</u></p>		<p>追加要求なし</p>
<p>2 前項第六号に掲げる装置であつて線量当量率を計測する装置にあつては、多重性及び独立性を有しなければならない。</p>		<p>2 前項第六号に掲げる装置であつて線量当量率を計測する装置にあつては、多重性及び独立性を確保しなければならない。</p>		<p>追加要求なし</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
		<p>3 第一項第十二号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置（同項第十二号に掲げる事項を計測する装置にあつては、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に属するものに限る。）にあつては、外部電源が喪失した場合においてもこれらの事項を計測することができるものでなければならない。</p>		追加要求
<p>3 第一項第一号及び第三号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置にあつては、計測結果を表示し、かつ、記録することができるものでなければならない。</p>	<p>5 第3項に規定する「計測結果を表示し、かつ、記録することができる」とは、事故時の情報を与える主たる放射線計測装置（「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会一部改訂）」に定める放射線計測系の分類1及び2の計測装置）以外にあつては、運転員等が測定結果を記録し、その確認ができることにかえることができる。</p>	<p>4 第一項第一号及び第三号から第十五号までに掲げる事項を計測する装置にあつては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存することができるものでなければならない。ただし、設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置以外の装置であつて、断続的に試料の分析を行う装置については、運転員その他の従事者が測定結果を記録し、及びこれを保存し、その記録を確認することをもって、これに代えることができる。</p>	<p>6 第4項に規定する「計測する装置にあつては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存する」には、計測、計測結果の表示、記録及び保存を、複数の装置の組み合わせにより実現してもよい。</p> <p>7 第4項に規定する「設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置」とは、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針（昭和56年7月23日原子力安全委員会決定）」に定める放射線計測系の分類1及び2の計測装置をいう。</p>	追加要求

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(安全保護装置)		(安全保護装置)		
第二十二條		第三十五條		
<p>原子力発電所には、安全保護装置を次の各号により施設しなければならない。</p>	<p>3 デジタル安全保護系の適用に当たっては、日本電気協会「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」(JEAC 4620-2008) (以下「JEAC 4620」という。) 5. 留意事項を除く本文、解説-4から6まで、解説-8及び解説-11から18まで並びに「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」(JEAG 4609-2008) 本文及び解説-9に以下の要件を付したのものによること。ただし、「デジタル」は「デジタル」と読み替えること。</p> <p>(1) JEAC4620の4.1の適用に当たっては、運転時の異常な過渡変化が生じる場合又は地震の発生等により原子炉の運転に支障が生じる場合において、原子炉停止系統及び工学的安全施設と併せて機能することにより、燃料許容損傷限界を超えないよう安全保護系の設定値を決定すること。</p> <p>(2) JEAC4620の4.18.3において検証及び妥当性確認の実施に際して作成された文書は、4.18.2の構成管理計画の中に文書の保存を定め、適切に管理すること。</p> <p>(3) JEAC4620の4.8における「想定される電源擾乱、電磁波等の外部からの外乱・ノイズの環境条件を考慮した設計とすること」を「想定される電源擾乱、サージ電圧、電磁波等の外部からの外乱・ノイズの環境条件を考慮して設計し、その設計による対策の妥当性が十分であることを確認すること」と読み替えること。</p> <p>(4) JEAC4620の4.5及び解説-5の適用に当たっては、デジタル安全保護系は、試験時を除き、計測制御系からの情報を受けないこと、又は計測制御系からの情報を受ける場合には、計測制御系の故障により、デジタル安全保護系が影響を受けないよう措置を講ずること。</p> <p>デジタル安全保護系及び計測制御系の伝送ラインを共用する場合、通信をつかさどる制御装置は発信側システムの装置とすること。</p> <p>(5) JEAC4620の4.16の「外部からの影響を防止し得る設計」を「外部影響の防</p>	<p>発電用原子炉施設には、安全保護装置を次に定めるところにより施設しなければならない。</p>	<p>4 デジタル安全保護系の適用に当たっては、日本電気協会「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」(JEAC 4620-2008) (以下「JEAC4620」という。) 5. 留意事項を除く本文、解説-4から6まで、解説-8及び解説-11から18まで並びに「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」(JEAG4609-2008) 本文及び解説-9に以下の要件を付したのものによること。ただし、「デジタル」は「デジタル」と読み替えること。</p> <p>(1) JEAC4620の4.1の適用に当たっては、運転時の異常な過渡変化が生じる場合又は地震の発生等により原子炉の運転に支障が生じる場合において、原子炉停止系統及び工学的安全施設と併せて機能することにより、燃料許容損傷限界を超えないよう安全保護系の設定値を決定すること。</p> <p>(2) JEAC4620の4.18.3において検証及び妥当性確認の実施に際して作成された文書は、4.18.2の構成管理計画の中に文書の保存を定め、適切に管理すること。</p> <p>(3) JEAC4620の4.8における「想定される電源擾乱、電磁波等の外部からの外乱・ノイズの環境条件を考慮した設計とすること」を「想定される電源擾乱、サージ電圧、電磁波等の外部からの外乱・ノイズの環境条件を考慮して設計し、その設計による対策の妥当性が十分であることを確認すること」と読み替えること。</p> <p>(4) JEAC4620の4.5及び解説-6の適用に当たっては、デジタル安全保護系は、試験時を除き、計測制御系からの情報を受けないこと。試験時に、計測制御系からの情報を受ける場合には、計測制御系の故障により、デジタル安全保護系が影響を受けないよう措置を講ずること。</p> <p>デジタル安全保護系及び計測制御系の伝送ラインを共用する場合、通信をつかさどる制御装置は発信側システムの装置とすること。</p> <p>(5) JEAC4620の4.16の「外部からの影</p>	<p>追加要求なし</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	<p>止された設備」と読み替えること。</p> <p>(6) JEAC4620の4.における安全保護機能に相応した高い信頼性を有するとは、デジタル安全保護系のトリップ失敗確率及び誤トリップする頻度を評価し、従来型のものと比較して同等以下とすること。また、デジタル安全保護系の信頼性評価において、ハードウェア構成要素に異常の検出、検出信号の伝送、入出力信号の処理、演算処理、トリップ信号の伝送、トリップの作動等、評価に必要な構成要素を含むこと。</p> <p>(7) 安全保護系に用いられるデジタル計算機の健全性を実証できない場合、安全保護機能の遂行を担保するための原理の異なる手段を別途用意すること。 （日本電気協会「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程（JEAC 4620-2008）」及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針（JEAG 4609-2008）」に関する技術評価書（平成23年1月））</p>		<p>響を防止し得る設計」を「外部影響の防止された設備」と読み替えること。</p> <p>(6) JEAC4620の4.における安全保護機能に相応した高い信頼性を有するとは、デジタル安全保護系のトリップ失敗確率及び誤トリップする頻度を評価し、従来型のものと比較して同等以下とすること。また、デジタル安全保護系の信頼性評価において、ハードウェア構成要素に異常の検出、検出信号の伝送、入出力信号の処理、演算処理、トリップ信号の伝送、トリップの作動等、評価に必要な構成要素を含むこと。</p> <p>(7) 安全保護系に用いられるデジタル計算機の健全性を実証できない場合、安全保護機能の遂行を担保するための原理の異なる手段を別途用意すること。 （「日本電気協会「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程（JEAC 4620-2008）」及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針（JEAG 4609-2008）」に関する技術評価書」（平成23年1月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ））</p>	
<p>一 運転時の異常な過渡変化が生じる場合又は地震の発生等により原子炉の運転に支障が生じる場合において、原子炉停止系統及び工学的安全施設と併せて機能することにより燃料許容損傷限界を超えないようにできるものであること。</p>	<p>1 第1号の安全保護装置の機能の確認については、設置許可申請書の添付書類八の設備仕様及び同添付書類十において評価した運転時の異常な過渡変化の評価の条件に非保守的な変更がないことを確認すること。</p>	<p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものであること。</p>	<p>1 第1号の安全保護装置の機能の確認については、設置許可申請書の添付書類八の設備仕様及び設置許可申請書において評価した運転時の異常な過渡変化の評価の条件に非保守的な変更がないことを確認すること。</p>	<p>追加要求なし</p>
<p>二 系統を構成する機械器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないように、多重性を有すること。</p>		<p>二 系統を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保すること。</p>		<p>追加要求なし</p>
<p>三 系統を構成するチャンネルは、相互を分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を有すること。</p>	<p>2 第3号に規定する「独立性を有すること」とは、チャンネル間の距離、バリア、電氣的隔離装置等により、相互を分離することをいう。</p>	<p>三 系統を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保すること。</p>	<p>2 第3号に規定する「独立性を確保すること」とは、チャンネル間の距離、バリア、電氣的隔離装置等により、相互を分離することをいう。</p>	<p>追加要求なし</p>
<p>四 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が生じた場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できること。</p>		<p>四 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が生じた場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できること。</p>		<p>追加要求なし</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
		<p>五 <u>不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置が講じられているものであること。</u></p>	<p>3 第5号に規定する「必要な措置が講じられているものであること」とは、外部ネットワークと物理的な分離又は機能的な分離を行うこと、有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入を防止すること、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止すること等の措置を講ずることをいう。なお、ソフトウェアの内部管理を強化するために、ウイルス等によるシステムの異常動作を検出させる場合には以下の機能を有すること。 <u>(1)ウイルス等によるシステムの異常動作を検出する機能を設ける場合には、ウイルス等を検知した場合に運転員等へ告知すること。</u> <u>(2)ウイルス等によるシステムの異常動作を検出する機能は、安全保護装置の機能に悪影響を及ぼさないこと。</u></p>	追加要求
<p>五 計測制御系の一部を安全保護装置と共用する場合には、その安全保護機能を失わないように、計測制御系から機能的に分離されたものであること。</p>		<p>六 計測制御系の一部を安全保護装置と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系から機能的に分離されたものであること。</p>		追加要求なし
<p>六 <u>原子炉</u>の運転中に、その能力を確認するための必要な試験ができるものであること。</p>		<p>七 <u>発電用原子炉</u>の運転中に、その能力を確認するための必要な試験ができるものであること。</p>		追加要求なし
<p>七 <u>安全保護装置は、</u>運転条件に応じて作動設定値を変更できるものであること。</p>		<p>八 運転条件に応じて作動設定値を変更できるものであること。</p>		追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(反応度制御系統及び原子炉停止系統)		(反応度制御系統及び原子炉停止系統)		
第二十三条		第三十六条		
<u>原子力発電所</u> には、 <u>反応度制御系統及び原子炉停止系統</u> を施設しなければならない。 <u>この場合において、反応度制御系統と原子炉停止系統とを独立させて設置しなくてもよい。</u>		<u>発電用原子炉施設</u> には、 <u>反応度制御系統</u> を施設しなければならない。		追加要求なし
2 反応度制御系統は、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有するものでなければならない。		2 反応度制御系統は、 <u>二つ以上の独立した制御棒、液体制御材その他の反応度を制御する系統を有するものであり、かつ、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有するものでなければならない。</u>		追加要求なし
3 原子炉停止系統は、 <u>制御棒、液体制御材等による二つ以上の独立した系統を有するものであり、かつ、次の能力を有するものでなければならない。</u>		3 原子炉停止系統は、次の能力を有するものでなければならない。		追加要求なし
一 通常運転時の高温状態において、二つ以上の独立した系統がそれぞれ <u>原子炉</u> を未臨界に移行し未臨界を維持できるものであり、かつ、運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、 <u>燃料許容損傷限界を超えることなく原子炉</u> を未臨界に移行し未臨界を維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備等の作動に伴って注入される液体制御材による反応度価値を加えることができる。	1 第3項第1号に規定する「高温状態において原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できること」とは、キセノン崩壊により反応度が添加されるまでの期間、未臨界を維持できること。キセノン崩壊により反応度が添加された以降の長期的な未臨界の維持は、他の原子炉停止系統（ほう酸注入系）、原子炉の停止能力を備えた原子炉停止系統以外の系統（非常用炉心冷却設備）の作動を含むことができる。	一 通常運転時の高温状態において、二つ以上の独立した系統がそれぞれ <u>発電用原子炉</u> を未臨界に移行し、 <u>及び未臨界を維持できるものであり、かつ、運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉</u> を未臨界に移行し、 <u>及び未臨界を維持できること。</u> この場合において、非常用炉心冷却設備 <u>その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備</u> の作動に伴って注入される液体制御材による反応度価値を加えることができる。	1 第3項第1号に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できる」とは、キセノン崩壊により反応度が添加されるまでの期間、未臨界を維持できること。キセノン崩壊により反応度が添加された以降の長期的な未臨界の維持は、他の原子炉停止系統（ほう酸注入系）、原子炉の停止能力を備えた原子炉停止系統以外の系統（非常用炉心冷却設備）の作動を含むことができる。	追加要求なし
二 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、少なくとも一つは、 <u>原子炉</u> を未臨界に移行し未臨界を維持できること。	2 第3項第2号に規定する「通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できる」とは、高温臨界未満の状態からキセノン崩壊及び一次冷却材温度変化による反応度添加を補償しつつ原子炉を低温状態で未臨界に移行して維持できること。	二 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、少なくとも一つは、 <u>発電用原子炉</u> を未臨界に移行し、 <u>及び未臨界を維持できること。</u>	2 第3項第2号に規定する「通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できる」とは、高温臨界未満の状態からキセノン崩壊及び一次冷却材温度変化による反応度添加を補償しつつ原子炉を低温状態で未臨界に移行して維持できること。	追加要求なし
三 一次冷却材喪失等の事故時において、少なくとも一つは、 <u>原子炉</u> を未臨界へ移行することができ、少なくとも一つは、 <u>原子炉</u> を未臨界に維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備等の作動に伴って注入される液体制御材による反応度価値を加えることができる。		三 一次冷却材喪失 <u>その他の設計基準事故時</u> において、少なくとも一つは、 <u>発電用原子炉</u> を未臨界へ移行することができ、 <u>かつ、少なくとも一つは、発電用原子炉</u> を未臨界に維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備 <u>その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備</u> の作動に伴って注入される液体制御材による反応度価値を加えることができる。		追加要求なし
四 制御棒を用いる場合にあつては、反応度価値の最も大きな制御棒一本が固着した場合に	3 第3項第4号に規定する「制御棒1本が固着した場合」とは、制御棒1本が、完全に炉心	四 制御棒を用いる場合にあつては、反応度価値の最も大きな制御棒一本が固着した場合に	3 第3項第4号に規定する「制御棒1本が固着した場合」とは、制御棒1本が、完全に炉心	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
<p>おいても第一号から第三号までの規定に適合すること。</p>	<p>の外に引き抜かれ、挿入できないことをいう。 なお、ABWRにあっては、同一の水圧制御ユニットに属する制御棒1組又は1本の固着を考慮すること。</p>	<p>おいても第一号から前号までの規定に適合すること。</p>	<p>の外に引き抜かれ、挿入できないことをいう。なお、ABWRにあっては、同一の水圧制御ユニットに属する制御棒1組又は1本の固着を考慮すること。また、固着時であっても第3項1号から3号の要求事項が満たされる必要がある。</p>	
<p>4 制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象（<u>原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。</u>）に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、<u>炉心冷却</u>を損なうような炉心等の損壊を起こさないものでなければならない。</p>	<p>4 第4項の規定は、設置許可申請書添付書類十における「<u>制御棒飛び出し（PWR）</u>」、「<u>制御棒落下（BWR）</u>」の評価で想定した下記の内容を確認することにより確認できる。 【BWR】 ・制御棒引抜手順が定められていること ・定められた制御棒引抜手順に沿った操作が行われていることを制御棒価値ミニマイザ又はそれに替わる運用管理によって確認できること ・制御棒落下速度を制限する装置 【PWR】 ・制御棒挿入限界</p>	<p>4 制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象（<u>発電用原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。</u>）に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、<u>炉心の冷却機能</u>を損なうような炉心、<u>炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物</u>の損壊を起こさないものでなければならない。</p>	<p>4 第4項の規定は、設置（変更）許可申請書における「<u>制御棒飛び出し（PWR）</u>」、「<u>制御棒落下（BWR）</u>」の評価で想定した下記の内容を確認することにより確認できる。 【BWR】 ・制御棒引抜手順が定められていること ・定められた制御棒引抜手順に沿った操作が行われていることを制御棒価値ミニマイザ又はそれに替わる運用管理によって確認できること ・制御棒落下速度を制限する装置 【PWR】 ・制御棒挿入限界</p>	<p>追加要求なし</p>
<p>5 制御棒、液体制御材等は、通常運転時における圧力、温度及び放射線によって起こる最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。</p>	<p>5 第5項に規定する「必要な物理的及び化学的性質」とは、物理的性質については耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質をいい、化学的性質については耐食性、化学的安定性をいう。</p>	<p>5 制御棒、液体制御材その他の反応度を制御する設備は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。</p>	<p>5 第5項に規定する「必要な物理的及び化学的性質」とは、物理的性質については耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質をいい、化学的性質については耐食性、化学的安定性をいう。</p>	<p>追加要求なし</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(制御材駆動装置)		(制御材駆動装置)		
第二十四条		第三十七条		
制御材を駆動する装置は、次の各号により施設しなければならない。		制御材を駆動する装置は、次に定めるところにより施設しなければならない。		追加要求なし
一 原子炉の特性に適合した速度で制御材を駆動できるものであること。	1 第1号に規定する「原子炉の特性に適合した速度で制御材を駆動できる」とは、原子炉の緊急停止時に制御棒の挿入による時間（この間に炉心に加えられる負の反応度）が、当該原子炉の燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷を防ぐために適切な値となるような速度で炉心内に挿入されること。ここで、緊急停止時の制御棒の挿入時間は、設置許可申請書添付書類八の仕様及び添付書類十における運転時の異常な過渡変化及び事故の評価で設定した時間を満たしていること。	一 発電用原子炉の特性に適合した速度で制御材を駆動できるものであること。	1 第1号に規定する「発電用原子炉の特性に適合した速度で制御材を駆動できる」とは、発電用原子炉の緊急停止時に制御棒の挿入による時間（この間に炉心に加えられる負の反応度）が、当該原子炉の燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷を防ぐために適切な値となるような速度で炉心内に挿入されること。ここで、緊急停止時の制御棒の挿入時間は、設置（変更）許可申請書添付書類八の仕様及び設置（変更）許可申請書における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価で設定した時間を満たしていること。	追加要求なし
二 原子炉の通常運転時において、制御棒の異常な引き抜きが生じた場合でも燃料許容損傷限界を超える速度で駆動できないものであること。	2 第2号に規定する「制御棒の異常な引き抜きが生じた場合でも燃料許容損傷限界を超える速度で駆動できないもの」とは、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」により、制御棒が異常に引き抜かれた場合でも、燃料許容損傷限界を超えないよう引き抜き速度が制限されていること。この場合において、設置許可申請書添付書類十において評価した「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の評価の条件として設定した制御棒引き抜き速度に非保守的な変更がないことを確認すること。	二 発電用原子炉の通常運転時において制御棒の異常な引き抜きが生じた場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超える速度で駆動できないものであること。	2 第2号に規定する「制御棒の異常な引き抜きが生じた場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超える速度で駆動できないもの」とは、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」により、制御棒が異常に引き抜かれた場合でも、燃料の許容損傷限界を超えないよう引き抜き速度が制限されていること。この場合において、設置（変更）許可申請書において評価した「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の評価の条件として設定した制御棒引き抜き速度に非保守的な変更がないことを確認すること。	追加要求なし
三 制御棒を駆動するための動力源がなくなった場合に、原子炉の反応度を増加させる方向に制御棒を動作させないものであること。	3 第3号に規定する「原子炉の反応度を増加させる方向に制御棒を動作させないものであること」とは、次の各号のいずれかに適合するものまたはこれと同等であること。 一 BWRにおいては、次によること。 ・水圧駆動による制御棒駆動装置にあっては、動力源としての制御棒駆動水ポンプ等による水圧が喪失した場合において、ラッチ機構により制御棒は現状位置に保持されること。 ・電動駆動による制御棒駆動装置にあっては、電磁ブレーキ等を有することにより、動力電源喪失時も現状位置に保持される機構を有すること。 二 PWRにおいては、制御棒駆動装置の動力源がなくなると制御棒は自重で落下すること。	三 制御棒の駆動動力源が喪失した場合に、発電用原子炉の反応度を増加させる方向に制御棒を動作させないものであること。	3 第3号に規定する「発電用原子炉の反応度を増加させる方向に制御棒を動作させないものであること」とは、次の各号のいずれかに適合するもの又はこれと同等であること。 一 BWRにおいては、次によること。 ・水圧駆動による制御棒駆動装置にあっては、動力源としての制御棒駆動水ポンプ等による水圧が喪失した場合において、ラッチ機構により制御棒は現状位置に保持されること。 ・電動駆動による制御棒駆動装置にあっては、電磁ブレーキ等を有することにより、動力電源喪失時も現状位置に保持される機構を有すること。 二 PWRにおいては、制御棒駆動装置の動力源がなくなると制御棒は自重で落下すること。	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める 命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める 省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
四 制御棒を駆動する装置にあつては、制御棒の挿入その他の衝撃により制御棒、燃料体、反射材等を損壊しないものであること。		四 制御棒を駆動する装置にあつては、制御棒の挿入その他の衝撃により制御棒、燃料体、反射材その他の炉心を構成するものを損壊しないものであること。		追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(原子炉制御室等)		(原子炉制御室等)		
第二十四条の二		第三十八条		
原子力発電所には、原子炉制御室を施設しなければならない。		発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。		追加要求なし
<p>2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備等非常時に原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の原子炉を安全に運転するための主要な装置（第二十一条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるように施設しなければならない。</p>	<p>1 第2項に規定する「原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械器具の動作状態」とは次の状態をいう。 (1) 原子炉制御棒の動作状態 (2) 原子炉及び一次冷却系統に係る主要なポンプの起動・停止状態 (3) 原子炉及び一次冷却系統に係る主要な弁の開閉状態</p> <p>2 第2項に規定する「その他の原子炉を安全に運転するための主要な装置」とは、警報装置、機械器具を操作する装置及び機械器具の動作状況を表示する装置をいう。</p> <p>3 第2項に規定する「主要計測装置の計測結果を表示する装置」とは、原子炉の炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関する系統の健全性を確認するために必要なパラメータを計測する装置であって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、中性子束、制御棒位置、一次冷却系統の圧力、温度、流量、水位等の重要なパラメータを計測し、かつ監視できる設備をいう。</p> <p>4 第2項に規定する「第21条第1項に規定する装置」を「集中し」施設するに当たり、当該設備の専用制御場所に集中して警報表示する場合は、原子炉制御室に一括して警報表示してもよい。また、複数の原子炉で廃棄物処理設備等を共用する場合にあっては、当該設備の属するいずれかの原子炉の原子炉制御室に一括して警報表示してもよい。</p> <p>5 第22条に規定する安全保護装置及びそれにより駆動又は制御される機器については、バイパス状態、使用不能状態について表示すること等により運転員が的確に認知できること。</p> <p>6 第2項に規定する安全設備を運転中に試験するため、電動弁用電動機に熱的過負荷保護装置（以下「保護装置」という。）を使用する場合には、保護装置の使用状態又は不使用状態を運転員が的確に識別できるように、表示装置が設けられていること。ただし、保護装置が常時使用され、事故時にのみ自動的にバイパスされるように設計されている場合、</p>	<p>2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるように施設しなければならない。</p>	<p>1 第2項に規定する「発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態」とは次の状態をいう。 (1) 発電用原子炉の制御棒の動作状態 (2) 発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要なポンプの起動・停止状態 (3) 発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な弁の開閉状態</p> <p>2 第2項に規定する「その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置」とは、警報装置、機械器具を操作する装置及び機械器具の動作状況を表示する装置をいう。</p> <p>3 第2項に規定する「主要計測装置の計測結果を表示する装置」とは、発電用原子炉の炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関する系統の健全性を確認するために必要なパラメータを計測する装置であって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、中性子束、制御棒位置、一次冷却系統の圧力、温度、流量、水位等の重要なパラメータを計測し、かつ監視できる設備をいう。</p> <p>4 第2項に規定する「第47条第1項に規定する装置」を「集中し」施設するに当たり、当該設備の専用制御場所に集中して警報表示する場合は、原子炉制御室に一括して警報表示してもよい。また、複数の発電用原子炉で廃棄物処理設備等を共用する場合にあっては、当該設備の属するいずれかの発電用原子炉の原子炉制御室に一括して警報表示してもよい。</p> <p>5 第35条に規定する安全保護装置及びそれにより駆動又は制御される機器については、バイパス状態、使用不能状態について表示すること等により運転員が的確に認知できること。</p> <p>6 第2項に規定する安全設備を運転中に試験するため、電動弁用電動機に熱的過負荷保護装置（以下「保護装置」という。）を使用する場合には、保護装置の使用状態又は不使用状態を運転員が的確に識別できるように、表示装置が設けられていること。ただし、保護装置が常時使用され、事故時にのみ自動的にバイパスされるように設計されている場合、</p>	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	<p>又は保護装置が事故時において不要な作動をしないように設定されている場合は、同表示装置の設置は不要である。</p> <p>7 第2項に規定する「誤操作することなく、適切に運転操作することができる」とは「原子炉制御室における誤操作防止のための設備面への要求事項(別記-8)」によること。</p>		<p>又は保護装置が事故時において不要な作動をしないように設定されている場合は、同表示装置の設置は不要である。</p> <p>7 第2項に規定する「誤操作することなく適切に運転操作することができる」とは「原子炉制御室における誤操作防止のための設備面への要求事項(別記-7)」によること。</p>	
		<p>3 原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。</p>	<p>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置」とは、発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象をカメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置をいう。</p>	追加要求
<p>4 原子炉発電所には、火災等により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p>	<p>1 3 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、中央制御室を構成する区画壁の外であって、制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、中央制御室以外の場所から原子炉を高温停止できる機能を有した装置であること。</p>	<p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p>	<p>9 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、原子炉制御室を構成する区画壁の外であって、原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。</p>	追加要求 【低温停止機能要求の明確化】 旧安全設計審査指針では「適切な手順を用いて原子炉を引き続き低温停止できること」と要求している。
<p>3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路等には、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉の運転の停止等の措置をとるため、従事者等が支障なく原子炉制御室に入り、かつ、一定期間とどまることができるように、遮蔽その他の適切な放射線防護措置及び制御室外の火災等により発生した有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。</p>	<p>9 第3項に規定する「これに連絡する通路等」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交代等のため入退域する通路及び区域をいう。</p> <p>8 第3項は、制御室等には事故・異常時においても従事者が制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る遮へい壁、放射線量率の計測装置の設置等の「適切な放射線防護措置」が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護具等運用面の対策も含まれる。「一定期間とどまる」とは、運転員が必要な交替も含め、一次冷却材喪失等の事故時に過剰な被ばくをしないこととどまり、必要な操作を行う期間をいう。</p> <p>1 0 第3項に規定する「遮へいその他の適切な放射線防護措置」とは、一次冷却材喪失等の事故時に、室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員が制御室に入り、とどまる間の被ばくを「実用発電用原子炉</p>	<p>5 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める防護措置を講じなければならない。</p>	<p>1 0 第5項に規定する「これに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交代等のため入退域する通路及び区域をいう。</p> <p>1 1 第5項においては、原子炉制御室等には事故・異常時においても従事者が原子炉制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る遮蔽壁、放射線量率の計測装置の設置等の「適切な放射線防護措置」が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、着用等運用面の対策も含まれる。「一定期間」とは、運転員が必要な交替も含め、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に過度の被ばくをしないこととどまり、必要な操作を行う期間をいう。</p> <p>1 2 第5項に規定する「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」とは、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に、原子炉制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員が原子炉制御室に入り、とどまる間の被ばく</p>	追加要求 2020年5月1日以後最初の施設定期検査の終了日又は2020年5月1日以後に発電用原子炉の運転を開始する日の前日のいずれか早い日までに実施。

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	<p>の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成13年3月21日通商産業省告示187号）」の第8条における緊急時作業に係る線量限度100mSv以下にできるものであることをいう。</p> <p>この場合における運転員の被ばく評価は、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第1号）に基づくこと。チャコールフィルターを通らない空気の制御室への流入量については、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第1号）に基づき、制御室換気設備の新設及び制御室換気設備再循環モード時における対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際、及び、定期的に測定し確認すること。なお、チャコールフィルターを通らない空気流入量が、評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。</p>		<p>を「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」第7条第1項における緊急時作業に係る線量限度100mSv以下にできるものであることをいう。</p> <p>この場合における運転員の被ばく評価は、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第1号（平成21年8月12日原子力安全・保安院制定））（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づくこと。</p> <p>チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価手法（内規）に基づき、原子炉制御室換気設備の新設の際、原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際、及び、定期的に測定を行い、運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。</p> <p>1.3 第5項に規定する「当該措置をとるための操作を行うことができる」には、有毒ガスの発生時において、原子炉制御室の運転員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とすることを含む。「防護措置」には、必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、着用等運用面の対策を含む。</p>	
		<p>一 <u>原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置</u></p>	<p>1.4 第5項第1号に規定する「工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置」については「有毒ガスの発生を検出し警報するための装置に関する要求事項（別記-9）」によること。</p>	<p>追加要求</p> <p>2020年5月1日以後最初の施設定期検査の終了日又は2020年5月1日以後に発電用原子炉の運転を開始する日の前日のいずれか早い日までに実施。</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	<p>1 1 第3項に規定する「火災等により発生した有毒ガス」とは、火災により発生する燃焼ガス、事故により放出することがあり得る気体状放射性物質をいう。</p> <p>1 2 第3項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」とは、制御室外の火災等により発生した有毒ガスを制御室に取り入れることのないよう原子炉制御室の換気設備の外気との連絡口を遮断可能であること、また、隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の運転が可能であること。その他適切な防護措置とは、必ずしも設備面の対策のみではなく防護具等運用面の対策も含まれる。</p>	<p>二 <u>原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域 遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置</u></p>	<p>1 5 第5項第2号に規定する「換気設備の隔離」とは、原子炉制御室外の火災により発生した燃焼ガスを原子炉制御室換気設備によって取り入れないように外気との連絡口を遮断することをいい、「換気設備」とは、隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の再開が可能であるものをいう。</p>	追加要求なし
		<p>6 <u>原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。</u></p>	<p>1 6 第6項に規定する「酸素濃度計」は、設計基準事故時において、外気から原子炉制御室への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障のない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</p>	追加要求

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(廃棄物処理設備等)		(廃棄物処理設備等)		
第三十条		第三十九条		
原子力発電所には、次の各号により放射性廃棄物を処理する設備（排気筒を含み、 <u>第二十八条及び次条</u> に規定するものを除く。）を施設しなければならない。		工場等には、次に定めるところにより放射性廃棄物を処理する設備（排気筒を含み、 <u>次条及び第四十三条</u> に規定するものを除く。）を施設しなければならない。		追加要求なし
一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度が、それぞれ別に告示する値以下になるように <u>原子力発電所</u> において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものであること。		一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度が、それぞれ <u>原子力規制委員会の定める濃度限度</u> 以下になるように <u>発電用原子炉施設</u> において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものであること。		追加要求なし
二 放射性廃棄物以外の廃棄物を処理する施設と区別して施設すること。ただし、放射性廃棄物以外の流体状の廃棄物を流体状の放射性廃棄物を処理する設備に導く場合において、流体状の放射性廃棄物が放射性廃棄物以外の廃棄物を取り扱う設備に逆流するおそれがない場合は、この限りでない。	1 第1項第2号に規定する「流体状の放射性廃棄物を処理する設備」とは、流体状の放射性廃棄物（第21条解釈第3項参照）に係る廃棄設備のうち、流体状の放射性廃棄物を処理する樹脂塔、熱交換器、濃縮器、ポンプ、タンク（処理の過程で一時的に貯蔵するもの）、弁等の機器をいい、貯蔵する設備（長期間貯蔵するタンク等）以外の設備をいう。なお、廃棄物処理設備に該当するタンク類としては、機器ドレンタンク、床ドレンタンクが含まれる。	二 放射性廃棄物以外の廃棄物を処理する設備と区別して施設すること。ただし、放射性廃棄物以外の流体状の廃棄物を流体状の放射性廃棄物を処理する設備に導く場合において、流体状の放射性廃棄物が放射性廃棄物以外の廃棄物を取り扱う設備に逆流するおそれがない場合は、この限りでない。	1 第1項第2号に規定する「流体状の放射性廃棄物」とは、液体状の放射性廃棄物及び液体にスラッジ等の固体が混入している状態のものをいう（以下、本解釈において同じ。）。 2 第1項第2号に規定する「流体状の放射性廃棄物を処理する設備」とは、流体状の放射性廃棄物に係る廃棄設備のうち、流体状の放射性廃棄物を処理する樹脂塔、熱交換器、濃縮器、ポンプ、タンク（処理の過程で一時的に貯蔵するもの）、弁等の機器をいい、貯蔵する設備（長期間貯蔵するタンク等）以外の設備をいう。なお、廃棄物処理設備に該当するタンク類としては、機器ドレンタンク、床ドレンタンクが含まれる。	追加要求なし
三 放射性廃棄物が漏えいし難い構造であり、かつ、 <u>化学薬品等</u> により著しく <u>腐しよくなるおそれがない</u> ものであること。	2 第1項第3号に規定する「化学薬品等」の等とは、不純物をいう。（第31条第1項第3号も同じ。）	三 放射性廃棄物が漏えいし難い構造であり、かつ、 <u>放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響その他の負荷</u> により著しく <u>腐食しない</u> ものであること。	3 第1項第3号に規定する「その他の負荷」とは、不純物の影響をいう。（技術基準規則第40条第1項第3号も同じ。）	追加要求なし
四 気体状の放射性廃棄物を処理する設備は、 <u>第二十八条第三号</u> の規定に準ずるほか、排気筒の出口以外の箇所において気体状の放射性廃棄物を排出しないこと。		四 気体状の放射性廃棄物を処理する設備は、 <u>第四十三条第三号</u> の規定に準ずるほか、排気筒の出口以外の箇所において気体状の放射性廃棄物を排出しないこと。		追加要求なし
五 流体状の放射性廃棄物及び原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性の固体状の放射性廃棄物を <u>原子力発電所内</u> において運搬するための容器は、 <u>取扱い中</u> における <u>衝撃、熱等</u> に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。	3 第1項第5号で対象とする「流体状の放射性廃棄物」は、内包する流体の放射性物質の濃度が37mBq/cm ³ （流体が液体の場合にあっては、37kBq/cm ³ ）以上のもの（クラス3相当）をいう。 4 第1項第5号における「原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性の固体状の放射性廃棄物」とは、炉内構造物取替工事により発生するシュラウド等、高線量（除染等により線量低減ができるものは除く）の主要な固体状放射性廃棄物をいう。なお、「高線量の主要な固体放射性	五 流体状の放射性廃棄物及び原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性の固体状の放射性廃棄物を <u>工場等内</u> において運搬するための容器は、 <u>取扱い中</u> における <u>衝撃その他の負荷</u> に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。	4 第1項第5号で対象とする「流体状の放射性廃棄物」は、内包する流体の放射性物質の濃度が37mBq/cm ³ （流体が液体の場合にあっては、37kBq/cm ³ ）以上のもの（クラス3相当）をいう。 5 第1項第5号に規定する「原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性の固体状の放射性廃棄物」とは、炉内構造物取替工事により発生するシュラウド等、高線量（除染等により線量低減ができるものは除く）の主要な固体状放射性廃棄物をいう。なお、「高線量の主要な固体放射	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	<p>廃棄物」とは、構内輸送する固体放射性廃棄物の放射エネルギーが「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示」（平成2年科学技術庁告示第5号）第3条第1号（最終改正平成18年12月26日文部科学省経済産業省国土交通省告示第1号）に規定するA₁値又はA₂値（2種類以上の放射性物質がある場合にあつては、それらの放射性物質の放射エネルギーの量のそれぞれその放射性物質についてのA₁値又はA₂値に対する割合の和が1）を超えるものをいう。</p> <p>5 第1項第5号に規定する「取扱中における衝撃、熱等に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。」とは、実用炉則第13条第1項第3号に規定されている「容易かつ安全に取り扱うことができ、且つ運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等によりき裂、破損等が生じるおそれのないもの」であること。また、流体状の放射性廃棄物を運搬する容器は、第9条のクラス3容器の規定を満足すること。主要な固体状放射性廃棄物を運搬する容器については、第31条第1項第2号及び第3号の規定を満足すること。</p>		<p>性廃棄物」とは、構内輸送する固体放射性廃棄物の放射エネルギーが科技庁告示第5号第3条第1号に規定するA₁値又はA₂値（2種類以上の放射性物質がある場合にあつては、それらの放射性物質の放射エネルギーの量のそれぞれその放射性物質についてのA₁値又はA₂値に対する割合の和が1）を超えるものをいう。</p> <p>6 第1項第5号に規定する「取扱中における衝撃その他の負荷に耐え、かつ、容易に破損しないものであること」とは、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第88条第1項第3号ロに規定されている「容易かつ安全に取り扱うことができ、かつ、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、亀裂、破損等が生じるおそれのないもの」であること。また、流体状の放射性廃棄物を運搬する容器は、技術基準規則第17条のクラス3容器の規定を満足すること。主要な固体状放射性廃棄物を運搬する容器については、同規則第40条第1項第2号及び第3号の規定を満足すること。</p>	
<p>六 前号の容器は、内部に放射性廃棄物を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一メートルの距離における線量当量率がそれぞれ別に告示する線量当量率を超えないように遮蔽できるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</p>		<p>六 前号の容器は、内部に放射性廃棄物を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一メートルの距離における線量当量率が原子力規制委員会の定める線量当量率を超えないように遮蔽できるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</p>		<p>追加要求なし</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
2 流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される施設（流体状の放射性廃棄物の漏えいが拡大するおそれがある部分に限る。以下この項において同じ。）は、 <u>次の各号</u> により施設しなければならない。	6 第2項に規定する「施設」とは、流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される建屋全部をいう（第31条において同じ）。また、「漏えいが拡大するおそれがある部分に限る。」とは、流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される施設内であっても、流体状の放射性物質が流入するおそれがない場所であって流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置されていない場所（例えば廃棄設備の制御室、換気空調室、電気室等）及び二重管構造等により流体状の放射性廃棄物が漏えいし難い構造となっている場所を適用除外にすることができる。	2 流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される放射性廃棄物処理施設（流体状の放射性廃棄物の漏えいが拡大するおそれがある部分に限る。以下この項において同じ。）は、 <u>次に定めるところ</u> により施設しなければならない。	7 第2項に規定する「流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される放射性廃棄物処理施設」とは、流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される建屋全部をいう（技術基準規則第40条において同じ）。また、「漏えいが拡大するおそれがある部分に限る」とは、流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される施設内であっても、流体状の放射性物質が流入するおそれがない場所であって流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置されていない場所（例えば廃棄設備の制御室、換気空調室、電気室等）及び二重管構造等により流体状の放射性廃棄物が漏えいし難い構造となっている場所を適用除外にすることができる。	追加要求なし
一 <u>施設内部</u> の床面及び壁面は、流体状の放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。	7 第2項第1号に規定する「漏えいし難い構造」とは、適切な高さまでの壁面、床面全部及び両者の接合部には耐水性を有する塗料が塗布されていること、並びに漏えい防止措置の必要な床面及び壁面の貫通部にはラバーブーツ又はモルタル等の充填が施されていること等、堰の機能を失わせないよう適切な耐漏えい措置が施された構造とすること（第31条において同じ。）	一 <u>放射性廃棄物処理施設内部</u> の床面及び壁面は、流体状の放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。	8 第2項第1号に規定する「漏えいし難い構造」とは、適切な高さまでの壁面、床面全部及び両者の接合部には耐水性を有する塗料が塗布されていること、並びに漏えい防止措置の必要な床面及び壁面の貫通部にはラバーブーツ又はモルタル等の充填が施されていること等、 <u>堰</u> の機能を失わせないよう適切な耐漏えい措置が施された構造とすること（技術基準規則第40条において同じ。）	追加要求なし
二 <u>施設内部</u> の床面は、床面の傾斜又は床面に設けられた <u>みぞ</u> の傾斜により流体状の放射性廃棄物が排液受け口に導かれる構造であり、かつ、流体状の放射性廃棄物を処理する設備の周辺部には、流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止するための <u>堰</u> が施設されていること。	8 第2項第2号に規定する「漏えいの拡大を防止するための堰」とは、ポンプのシールがリークした時、機器のメンテナンス時又は除染時等に飛散する液体状の放射性廃棄物が広範囲に拡大することを防止するために設けるものをいい、排水溝、床面段差等堰と同様の効果を有するものを含む。	二 <u>放射性廃棄物処理施設内部</u> の床面は、床面の傾斜又は床面に設けられた <u>溝</u> の傾斜により流体状の放射性廃棄物が排液受け口に導かれる構造であり、かつ、流体状の放射性廃棄物（気体状のものを除く。以下同じ。）を処理する設備の周辺部には、流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止するための <u>堰</u> が施設されていること。	9 第2項第2号に規定する「漏えいの拡大を防止するための <u>堰</u> 」とは、ポンプのシールがリークした時、機器のメンテナンス時又は除染時等に飛散する液体状の放射性廃棄物が広範囲に拡大することを防止するために設けるものをいい、排水溝、床面段差等 <u>堰</u> と同様の効果を有するものを含む。	追加要求なし
三 <u>施設外</u> に通じる出入口又はその周辺部には、流体状の放射性廃棄物が <u>施設外</u> へ漏えいすることを防止するための <u>堰</u> が施設されていること。ただし、 <u>施設内部</u> の床面が隣接する <u>施設</u> の床面又は地表面より低い場合であって <u>施設外</u> へ漏えいするおそれがない場合は、この限りでない。	9 第2項第3号に規定する「施設外へ漏えいすることを防止するための堰」とは、処理する設備に係わる配管について、長さが当該設備に接続される配管の内径の1/2、幅がその配管の肉厚の1/2の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大の漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止するため、当該貯蔵設備の周辺近傍に設けること。この場合の仮定は堰の能力を算定するためにのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備に1ヶ所想定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることができるまでの時間とし、床ドレンフ	三 <u>放射性廃棄物処理施設外</u> に通じる出入口又はその周辺部には、流体状の放射性廃棄物が <u>放射性廃棄物処理施設外</u> へ漏えいすることを防止するための <u>堰</u> が施設されていること。ただし、 <u>放射性廃棄物処理施設内部</u> の床面が隣接する発電用原子炉施設の床面又は地表面より低い場合であって、 <u>放射性廃棄物処理施設外</u> へ漏えいするおそれがない場合は、この限りでない。	10 第2項第3号に規定する「施設外へ漏えいすることを防止するための <u>堰</u> 」とは、処理する設備に係わる配管について、長さが当該設備に接続される配管の内径の1/2、幅がその配管の肉厚の1/2の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大の漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止するため、当該貯蔵設備の周辺近傍に設けること。この場合の仮定は <u>堰</u> の能力を算定するためにのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備に1ヶ所想定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることが	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	アンネルの排出能力は考慮できるものとする。		できるまでの時間とし、床ドレンファンネルの排出能力は考慮できるものとする。ただし、床ドレンファンネルの排出機能を期待する場合は、その機能が確実なものでなければならない。	
<p>四 <u>原子力発電所外</u>に排水を排出する排水路（<u>ゆう水</u>に係るものであって放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がないもの並びに排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備を施設するものを除く。）上に<u>施設内部</u>の床面がないように<u>施設</u>すること。</p>	<p>1 0 第2項第4号に規定する「ゆう水に係るものであって放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がないものを除く。」とは、自然発生的に地下から大量に湧き出し、この排出を止めることが技術的に不可能なゆう水に係る排水路は、放射性物質により汚染するおそれがある管理区域に開口部がない場合には本号を適用除外することができる。</p>	<p>四 <u>工場等外</u>に排水を排出する排水路（<u>湧水</u>に係るものであって放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がないもの並びに排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備を施設するものを除く。）上に<u>放射性廃棄物処理施設内部</u>の床面がないよう、<u>施設</u>すること。</p>	<p>1 1 第2項第4号に規定する「湧水に係るものであって放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がないものを除く。」とは、自然発生的に地下から大量に湧き出し、この排出を止めることが技術的に不可能な湧水に係る排水路は、放射性物質により汚染するおそれがある管理区域に開口部がない場合には本号を適用除外することができる。</p>	追加要求なし
<p>3 第一項第五号の流体状の放射性廃棄物を運搬するための容器は、第二項第三号に準じて流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止するように施設しなければならない。ただし、管理区域内においてのみ使用されるもの及び漏えいするおそれがない構造のものは、この限りでない。</p>	<p>1 1 第3項における「漏えいの拡大を防止するように施設しなければならない」とは、第2項第3号に準じて運搬容器の周辺に堰、受皿（トレイ）、吸収材を設置すること。「漏えいするおそれのない構造」とは、胴の二重容器構造やフランジ部の二重Oリング構造とすることを含む。</p>	<p>3 第一項第五号の流体状の放射性廃棄物を運搬するための容器は、前項第三号に準じて流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止するように施設しなければならない。ただし、管理区域内においてのみ使用されるもの及び漏えいするおそれがない構造のものは、この限りでない。</p>	<p>1 2 第3項における「漏えいの拡大を防止するように施設しなければならない」とは、第2項第3号に準じて運搬容器の周辺に堰、受皿（トレイ）、吸収材を設置すること。「漏えいするおそれのない構造」とは、胴の二重容器構造やフランジ部の二重Oリング構造とすることを含む。</p>	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(廃棄物貯蔵設備等)		(廃棄物貯蔵設備等)		
第三十一条		第四十条		
放射性廃棄物を貯蔵する設備は、 <u>次の各号</u> により施設しなければならない。		放射性廃棄物を貯蔵する設備は、 <u>次に定めるところ</u> により施設しなければならない。		追加要求なし
一 通常運転時に発生する放射性廃棄物を貯蔵する容量があること。	1 第1項第1号に規定する「貯蔵する容量」とは、発生量と処理能力、設備の稼働率を想定したものであること。	一 通常運転時に発生する放射性廃棄物を貯蔵する容量があること。	1 第1項第1号に規定する「貯蔵する容量」とは、発生量と処理能力、設備の稼働率を想定したものであること。	追加要求なし
二 放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。		二 放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。		追加要求なし
三 崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え、かつ、 <u>化学薬品等</u> により著しく腐しよくするおそれがないこと。		三 崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え、かつ、 <u>放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響その他の負荷</u> により著しく腐食しないこと。		追加要求なし
2 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される施設は、放射性廃棄物による汚染が広がらないように施設しなければならない。	2 第2項に規定する「汚染が広がらないように施設」とは、ドラム缶に詰める等汚染拡大防止措置を講ずること。	2 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される <u>発電用原子炉施設</u> は、放射性廃棄物による汚染が広がらないように施設しなければならない。	2 第2項に規定する「汚染が広がらないように施設」とは、ドラム缶に詰める等汚染拡大防止措置を講ずること。	追加要求なし
3 前条第二項の規定は、流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される施設に準用する。この場合において、「流体状の放射性廃棄物を処理する設備」とあるのは「流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備」と読み替えるものとする。	3 第3項に規定する「流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備」とは、貯蔵タンク等で、内包する放射性廃棄物の濃度が $37\text{Bq}/\text{cm}^3$ を超える設備をいう。ただし、当該設備に係る床ドレンサンプの容量が貯蔵容量を超える設備は適用除外とすることができる。また、第3項は第30条第2項の解釈7、8、10を準用するものとし、この場合「処理する」を「貯蔵する」と読み替えるものとする。 4 堰の設置に関しては、漏えいの拡大を防止するための堰として、貯蔵する設備について、長さが当該設備に接続される配管の内径の $1/2$ 、幅がその配管の肉厚の $1/2$ の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止するため、当該貯蔵設備の周辺に近傍に設けるものをいう。この場合の仮定は、堰の能力を算定するためにのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備1ヶ所想定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることができるまでの時間とし、床ドレンファンネルの排出能力は考慮できるものとする。また、施設外へ漏えいすることを防止するための堰は、漏えいの拡大を防止するための堰の想定に加え、開口を仮定する貯蔵設備が設置されている区画内の床ドレンファンネルが排出機能を喪失したとしても、流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えいを防止できる能力をもつも	3 前条第二項の規定は、流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される <u>放射性廃棄物処理施設</u> について準用する。この場合において、「流体状の放射性廃棄物を処理する設備」とあるのは「流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備」と読み替えるものとする。	3 第3項に規定する「流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備」とは、貯蔵タンク等で、内包する放射性廃棄物の濃度が $37\text{Bq}/\text{cm}^3$ を超える設備をいう。ただし、当該設備に係る床ドレンサンプの容量が貯蔵容量を超える設備は適用除外とすることができる。また、第3項は第39条第2項の解釈8、9、11を準用するものとし、この場合「処理する」を「貯蔵する」と読み替えるものとする。 4 堰の設置に関しては、漏えいの拡大を防止するための堰として、貯蔵する設備について、長さが当該設備に接続される配管の内径の $1/2$ 、幅がその配管の肉厚の $1/2$ の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止するため、当該貯蔵設備の周辺に近傍に設けるものをいう。この場合の仮定は、堰の能力を算定するためにのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備1ヶ所想定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることができるまでの時間とし、床ドレンファンネルの排出能力は考慮できるものとする。ただし、床ドレンファンネルの排出機能を期待する場合は、その機能が確実なものでなければならない。また、施設外へ漏えいすることを防止するための堰は、漏えいの拡大を防止するための堰の想定に加え、開口を仮定する貯蔵設備が設置	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める 命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める 省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	のとする。		されている区画内の床ドレンファンネルが 排出機能を喪失したとしても、流体状の放射 性廃棄物の施設外への漏えいを防止できる 能力をもつものとする。	

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(放射性物質による汚染の防止)		(放射性物質による汚染の防止)		
第二十九条		第四十一条		
<p>原子力発電所内の人が<u>ひん</u>繁に出入りする建物等の内部の壁、床その他の放射性物質により汚染されるおそれがある部分であって、人が触れるおそれがある部分の表面は、放射性物質による汚染を除去しやすいものでなければならない。</p>	<p>1 第1項に規定する「放射性物質により汚染されるおそれがある部分であって、人が触れるおそれがある部分」とは、管理区域内で人が頻繁に出入りする場所の床面、壁面（人が触れるおそれのある高さまで）、手摺、梯子をいう。また「表面は、放射性物質による汚染を除去し易いもの」とは、当該表面が平滑に施工されていること。</p>	<p>発電用原子炉施設のうち、人が<u>頻</u>繁に出入りする建物の内部の壁、床その他の放射性物質により汚染されるおそれがある部分であって、人が触れるおそれがある部分の表面は、放射性物質による汚染を除去し易いものでなければならない。</p>	<p>1 第1項に規定する「放射性物質により汚染されるおそれがある部分であって、人が触れるおそれがある部分」とは、管理区域内で人が頻繁に出入りする場所の床面、壁面（人が触れるおそれがある高さまで）、手摺、梯子をいう。また「表面は、放射性物質による汚染を除去しやすいもの」とは、当該表面が平滑に施工されていること。</p>	追加要求なし
<p>2 原子力発電所には、人が触れるおそれがある物の放射性物質による汚染を除去する設備を施設しなければならない。</p>		<p>2 発電用原子炉施設には、人が触れるおそれがある物の放射性物質による汚染を除去する設備を施設しなければならない。</p>		追加要求なし
第二十九条の二				
<p>放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がある排水路であって、<u>原子力発電所</u>外に排水を排出するものには、排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備を施設しなければならない。</p>	<p>1 第29条の2に規定する「排水監視設備」とは、排水中の放射性物質の濃度を測定することができる設備をいい、排出する排水が間欠的であるものはサンプリング分析等により、また連続的であるものは連続モニター等により排水中の放射性物質濃度が測定可能な設備であること。</p> <p>2 第29条の2に規定する「安全に処理する設備」とは、排水中の放射性物質の濃度に異常を検出した場合には、適切な処理により排水中の放射性物質の濃度を低下させ、周辺監視区域の外側の境界における水中の放射性物質の濃度が別に告示する値を超えないようにできる設備であること。（第30条第2項及び第31条第3項において同じ。）ここで、「適切な処理」とは、排水中の放射性物質の濃度を測定し、放射性物質の濃度の異常を検出した場合には、当該排水の排出をすみやかに停止することができ、ろ過、蒸発、イオン交換樹脂法等による吸着、放射能の時間による減衰、多量の水による希釈等の方法により排出中の放射性物質の濃度をできるだけ低下させること。</p>	<p>3 放射性物質により汚染されるおそれがある管理区域内に開口部がある排水路であって、<u>工場等</u>外に排水を排出するものには、排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備を施設しなければならない。</p>	<p>2 第3項に規定する「排水監視設備」とは、排水中の放射性物質の濃度を測定することができる設備をいい、排出する排水が間欠的であるものはサンプリング分析等により、また連続的であるものは連続モニター等により排水中の放射性物質濃度が測定可能な設備であること。</p> <p>3 第3項に規定する「安全に処理する設備」とは、排水中の放射性物質の濃度に異常を検出した場合には、適切な処理により排水中の放射性物質の濃度を低下させ、周辺監視区域の外側の境界における水中の放射性物質の濃度が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」第8条に定める濃度限度を超えないようにできる設備であること。（技術基準規則第39条第2項及び第40条第3項において同じ。）ここで、「適切な処理」とは、排水中の放射性物質の濃度を測定し、放射性物質の濃度の異常を検出した場合には、当該排水の排出をすみやかに停止することができ、ろ過、蒸発、イオン交換樹脂法等による吸着、放射能の時間による減衰、多量の水による希釈等の方法により排出中の放射性物質の濃度をできるだけ低下させること。</p>	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(生体遮蔽等)		(生体遮蔽等)		
第二十七条		第四十二条		
2 原子炉施設並びに一次冷却材により駆動される蒸気タービン及びその附属設備は、通常運転時において当該施設又は設備からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率が別に告示する線量限度を十分下回るよう施設しなければならない。	3 第2項は、第1項で規定する従事者の放射線障害を防止するために必要な生体遮蔽等を適切に施設すること及び原子炉施設と周辺監視区域境界までの距離とあいまって、敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減し、周辺監視区域外における線量限度（年間1mSv）に比べ十分下回る水準とすること。ここで、十分下回る水準とは、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について（平成13年3月29日原子力安全委員会一部改訂）」に記載の空気カーマで年間50μGy程度をいう。	設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による工場等周辺の空間線量率が原子力規制委員会の定める線量限度を十分下回るように施設しなければならない。	1 第1項においては、第2項で規定する従事者の放射線障害を防止するために必要な生体遮蔽等を適切に施設することに加えて、発電用原子炉施設から周辺監視区域境界までの距離とあいまって、敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減し、周辺監視区域外における線量限度（年間1mSv）に比べ十分下回る水準とすること。ここで、「十分下回る水準」とは、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について（平成元年3月27日原子力安全委員会了承）」を踏まえ、空気カーマで年間50μGy程度（工場等内にキャスクを設置する場合にあっては、工場等内の他の施設からのガンマ線とキャスクからの中性子及びガンマ線とを合算し、実効線量で年間50μSv程度）をいう。	追加要求 ただし、島根原子力発電所では乾式キャスクを保有していない。
原子力発電所内の場所であって、外部放射線による放射線障害を防止する必要があるものには、次の各号により生体遮蔽を施設しなければならない。		2 工場等内における外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場所には、次に定めるところにより生体遮蔽を施設しなければならない。		追加要求なし
一 放射線障害を防止するために必要な遮蔽能力を有するものであること。	1 第1項第1号に規定する「遮へい能力を有する」とは、通常運転時の作業員の被ばく線量が適切な作業管理と相まって、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成13年3月21日経済産業省告示第187号）第2条、第6条」を満足することを言い、これを遮へい計算により確認すること。なお、既に供用中の原子力発電施設にあっては、定期的な線量率の測定、従事者の被ばく線量の確認により上記告示を満足していることを確認すること。	一 放射線障害を防止するために必要な遮蔽能力を有するものであること。	2 第2項第1号に規定する「遮蔽能力を有する」とは、通常運転時の作業員の被ばく線量が適切な作業管理と相まって、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」第1条及び第5条を満足することをいい、これを遮蔽計算により確認すること。なお、既に供用中の原子力発電施設にあっては、定期的な線量率の測定、従事者の被ばく線量の確認により上記告示を満足していることを確認すること。	追加要求なし
二 開口部又は配管等の貫通部があるものにあつては、必要に応じて放射線漏えい防止措置が講じられていること。	2 第1項第2号に規定する「放射線漏えい防止措置」としては、次の措置によること。 (1) 開口部を設ける場合、人が容易に接近できないような場所（通路の行き止まり部、高所等）への開口部設置 (2) 貫通部に対する遮蔽補強（スリーブと配管との間隙への遮蔽材の充填等） (3) 線源機器と貫通孔との位置関係により、貫通孔から線源機器が直視できない措置 4 第27条に規定する「生体遮へい」及び遮蔽設計の具体的仕様に関する規定（第1項第	二 開口部又は配管その他の貫通部があるものにあつては、必要に応じて放射線漏えい防止措置が講じられていること。	3 第2項第2号に規定する「放射線漏えい防止措置」としては、次の措置によること。 (1) 開口部を設ける場合、人が容易に接近できないような場所（通路の行き止まり部、高所等）への開口部設置 (2) 貫通部に対する遮蔽補強（スリーブと配管との間隙への遮蔽材の充填等） (3) 線源機器と貫通孔との位置関係により、貫通孔から線源機器が直視できない措置 4 第42条に規定する「生体遮蔽」及び遮蔽設計の具体的仕様に関する規定（第2項第3号	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める 命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める 省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	<p>3号を除く。）は、日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程」（JEAC 4615-2008）の事故時の遮蔽設計に係る事項を除き、本文及び解説4-5に以下の条件を付したものであること。</p> <p>（1）4. 1. 2の適用に当たっては、「実効線量が1. 3 mSv/3月間以下となる区域は管理区域外として設定できる。」を除き、また、「設定にあたっては、管理区域の外側で作業する者」を「管理区域の外側の区域における遮へい設計基準線量率の設定に当たっては、その区域で作業する者」と、「超える区域」を「超えるおそれがある区域」と、「運転開始後の放射線管理の運用に支障のないよう」を「従事者の実効線量限度である年間50 mSv及び5年間で100 mSvを超えないように、」と読み替えるものとする。</p> <p>（2）解説4-5の適用に当たっては、[BWR] (1)の「目的がある」を「ものとする」と、[BWR] (2)の「外側区域の」を「外側の区域における」と、「ものである」を「ものとする」と、[BWR] (3)の「2次遮へいの外側区域の」を「2次遮へいは、その外側の区域における」と、「管理区域外の」を「管理区域の外側の区域における」と、「減衰させる」を「減衰させるものとする」と、[BWR] (4)の「外側区域の」を「外側の区域における」と、「ものである」を「ものとする」と、[BWR] (5)の「管理区域外の遮へい設計基準線量率以下、及び事故時においても、制御室に留まり事故対策操作を行う従事者が過度の被ばくを受けないように設計する」を「管理区域の外側の区域における遮へい設計基準線量率以下となるように設計するものとする」と、[PWR] (1)の「ものである」を「ものとする」と、[PWR] (2)の「ものである」を「ものとする」と、[PWR] (3)の「管理区域外の」を「管理区域の外側の区域における」と、「ものである」を「ものとする」と、[PWR] (4)の「補助建屋内」を「補助遮へい」と、「ものである」を「ものとする」と、[PWR] (5)の「管理区域外の遮へい設計基準線量率以下、及び事故時においても、制御室に留まり事故対策操作を行う</p>		<p>を除く。）は、日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程」（JEAC 4615-2008）の事故時の遮蔽設計に係る事項を除き、本文及び解説4-5に以下の条件を付したものであること。</p> <p>（1）4. 1. 2の適用に当たっては、「実効線量が1. 3 mSv/3月間以下となる区域は管理区域外として設定できる。」を除き、また、「設定にあたっては、管理区域の外側で作業する者」を「管理区域の外側の区域における遮蔽設計基準線量率の設定に当たっては、その区域で作業する者」と、「超える区域」を「超えるおそれがある区域」と、「運転開始後の放射線管理の運用に支障のないよう」を「従事者の実効線量限度である年間50 mSv及び5年間で100 mSvを超えないように、」と読み替えるものとする。</p> <p>（2）解説4-5の適用に当たっては、[BWR] (1)の「目的がある」を「ものとする」と、[BWR] (2)の「外側区域の」を「外側の区域における」と、「ものである」を「ものとする」と、[BWR] (3)の「2次遮へいの外側区域の」を「2次遮蔽は、その外側の区域における」と、「管理区域外の」を「管理区域の外側の区域における」と、「減衰させる」を「減衰させるものとする」と、[BWR] (4)の「外側区域の」を「外側の区域における」と、「ものである」を「ものとする」と、[BWR] (5)の「管理区域外の遮へい設計基準線量率以下、及び事故時においても、制御室に留まり事故対策操作を行う従事者が過度の被ばくを受けないように設計する」を「管理区域の外側の区域における遮蔽設計基準線量率以下となるように設計するものとする」と、[PWR] (1)の「ものである」を「ものとする」と、[PWR] (2)の「ものである」を「ものとする」と、[PWR] (3)の「管理区域外の」を「管理区域の外側の区域における」と、「ものである」を「ものとする」と、[PWR] (4)の「補助建屋内」を「補助遮蔽」と、「ものである」を「ものとする」と、[PWR] (5)の「管理区域外の遮へい設計基準線量率以下、及び事故時においても、制御室に留まり事故対策操作を行う従事者</p>	

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	<p>従事者が過度の被ばくを受けないように設計する」を「管理区域の外側の区域における遮へい設計基準線量率以下となるように設計するものとする」と読み替えるものとする。</p> <p>（日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程（JEAC4615-2008）」に関する技術評価書（平成23年3月））</p>		<p>が過度の被ばくを受けないように設計する」を「管理区域の外側の区域における遮蔽設計基準線量率以下となるように設計するものとする」と読み替えるものとする。</p> <p>（「日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程（JEAC4615-2008）」に関する技術評価書」（平成23年3月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ））</p>	
<p>三 自重、附加荷重および熱応力に耐えるものであること。</p>		<p>三 自重、附加荷重及び熱応力に耐えるものであること。</p>		<p>追加要求なし</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(換気設備)		(換気設備)		
第二十八条		第四十三条		
原子力発電所内の場所であって、放射性物質により汚染された空気による放射線障害を防止する必要があるものには、次の各号により換気設備を施設しなければならない。		発電用原子炉施設内の放射性物質により汚染された空気による放射線障害を防止する必要がある場所には、次に定めるところにより換気設備を施設しなければならない。		追加要求なし
一 放射線障害を防止するために必要な換気能力を有するものであること。		一 放射線障害を防止するために必要な換気能力を有するものであること。		追加要求なし
二 放射性物質により汚染された空気が漏えいし難い構造で、かつ、逆流するおそれがないこと。	1 第2号に規定する「漏えいし難い構造」とは、ダクトであって内包する流体の放射線物質の濃度が37mBq/cm ³ 以上のもの（クラス4管）は、第9条に基づく構造とするとともに第11条の耐圧試験により漏えいし難い構造であることが確認されていること。また、「逆流するおそれがない」とは、ファン、逆流防止用ダンパー等を設けること。	二 放射性物質により汚染された空気が漏えい及び逆流し難い構造であること。	1 第2号に規定する「漏えいし難い構造」とは、ダクトであって内包する流体の放射線物質の濃度が37mBq/cm ³ 以上のもの（クラス4管）は、第17条に基づく構造とするとともに第21条の耐圧試験により漏えいし難い構造であることが確認されていることをいう。また、「逆流し難い構造」とは、ファン、逆流防止用ダンパー等を設けることをいう。	追加要求なし
三 排出する空気を浄化する装置を設ける場合にあつては、ろ過装置の放射性物質による汚染の除去またはろ過装置の取替えが容易な構造であること。	2 第3号に規定する「ろ過装置」とは、気体状の放射性よう素を除去するよう素（チャコール又は同等品）フィルター及び放射性微粒子を除去する微粒子（高性能粒子又は同等品）フィルターを用いること。 3 第3号に規定する「ろ過装置の取替えが容易な構造であること」とは、換気設備がろ過装置交換に必要な空間を有するとともに、必要に応じて梯子等を設置し、ろ過装置の取替えが容易な構造であること。	三 排出する空気を浄化する装置を設ける場合にあつては、ろ過装置の放射性物質による汚染の除去又はろ過装置の取替えが容易な構造であること。	2 第3号に規定する「ろ過装置」とは、気体状の放射性よう素を除去するよう素（チャコール又は同等品）フィルター及び放射性微粒子を除去する微粒子（高性能粒子又は同等品）フィルターを用いることをいう。 3 第3号に規定する「ろ過装置の取替えが容易な構造であること」とは、換気設備がろ過装置交換に必要な空間を有するとともに、必要に応じて梯子等を設置し、ろ過装置の取替えが容易な構造であることをいう。	追加要求なし
四 吸気口は、放射性物質により汚染された空気を吸入し難いように施設すること。	4 第4号に規定する「汚染された空気を吸入し難い」は、排気筒から十分に離れた位置に設置すること。	四 吸気口は、放射性物質により汚染された空気を吸入し難いように施設すること。	4 第4号に規定する「汚染された空気を吸入し難い」は、排気筒から十分に離れた位置に設置することをいう。	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(原子炉格納施設)		(原子炉格納施設)		
第三十二条		第四十四条		
原子力発電所には、一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊の際の漏えい率が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがないよう、次の各号により原子炉格納施設を施設しなければならない。		発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがないよう、次に定めるところにより原子炉格納施設を施設しなければならない。		追加要求なし
一 原子炉格納容器にあつては、次によること。		一 原子炉格納容器にあつては、次に定めるところによること。		追加要求なし
イ 一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊の際に想定される最大の圧力及び最高の温度に耐えること。	1 第1号イに規定する「想定される最大の圧力及び最高の温度に耐えること」とは、安全評価指針付録1の3.4に示す下記の2項目の解析の条件により確認できる。 a) 原子炉冷却材喪失（PWR、BWR） b) 動荷重の発生（BWR）	イ 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に想定される最大の圧力及び最高の温度に耐えること。	1 第1号イに規定する「想定される最大の圧力及び最高の温度に耐えること」とは、安全評価指針付録1の3.4に示す下記の2項目の解析の条件により確認できる。 a) 原子炉冷却材喪失（PWR、BWR） b) 動荷重の発生（BWR）	追加要求なし
ロ 原子炉格納容器に開口部を設ける場合には気密性を確保すること。		ロ 原子炉格納容器に開口部を設ける場合には気密性を確保すること。		追加要求なし
ハ 原子炉格納容器を貫通する箇所及び出入口は、想定される漏えい量等に応じて漏えい試験ができること。	2 第1号ハに規定する「漏えい試験ができる」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2008)2.5に定めるB種試験ができること。なお、総合漏えい率の判定基準に見込む「漏えいの増加要因を考慮した余裕係数」を0.2とすること。 (日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2008)に関する技術評価書(平成21年2月))	ハ 原子炉格納容器を貫通する箇所及び出入口は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件に応じて漏えい試験ができること。	2 第1号ハに規定する「漏えい試験ができる」とは、漏えい率試験規程2008又は漏えい率試験規程2017の規定に「日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」の適用に当たって(別記-8)」の要件を付した試験ができること。 (「日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2008)に関する技術評価書」(平成21年2月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))及び「日本電気協会「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針(JEAG4217-2018)、軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程(JEAC4207-2016)及び原子炉格納容器の漏えい率試験規程(JEAC4203-2017)」に関する技術評価書」(原規技発第2107219号(令和3年7月21日原子力規制委員会決定))	追加要求なし
二 原子炉格納容器を貫通して取り付ける管には、次により隔離弁(閉鎖隔離弁(ロック装置が付されているものに限る。))又は自動隔離弁(隔離機能がない逆止め弁を除く。)をいう。以下同じ。)を設けること。	3 第2号に規定する閉鎖隔離弁(ロック装置が付されているものに限る。)とはキーロックにて管理されている遠隔操作閉止弁及びチェーンロックにて管理されている手動弁も含む。	二 原子炉格納容器を貫通して取り付ける管には、次により隔離弁(閉鎖隔離弁(ロック装置が付されているものに限る。))又は自動隔離弁(隔離機能がない逆止め弁を除く。)をいう。以下同じ。)を設けること。	(原子炉格納容器隔離弁) 3 第2号に規定する「閉鎖隔離弁(ロック装置が付されているものに限る。))とはキーロックにて管理されている遠隔操作閉止弁及びチェーンロックにて管理されている手動弁も含む。	追加要求なし
イ 原子炉格納容器に取り付ける管であつて原子炉格納容器を貫通するものには当該貫通箇所の内側及び外側であつて近接した箇所に一個の隔離弁を施設すること。	4 第2号に規定する「自動隔離弁」とは、次のいずれかの設備をいう。 ・安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動による隔離弁 ・隔離機能を有する逆止弁(強制閉鎖装置が付設しているもの、又は、逆止弁に対する逆圧	イ 原子炉格納容器に取り付ける管であつて原子炉格納容器を貫通するものには、当該貫通箇所の内側及び外側であつて近接した箇所に一個の隔離弁を施設すること。	4 第2号に規定する「自動隔離弁」とは、次のいずれかの設備をいう。 ・安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動による隔離弁 ・隔離機能を有する逆止弁(強制閉鎖装置が付設しているもの、又は、逆止弁に対する逆圧	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	がすべて喪失した場合にあっても必要な隔離機能が重力等に維持される逆止弁)		が全て喪失した場合にあっても必要な隔離機能が重力等に維持される逆止弁)	
ロ <u>前イ</u> にかかわらず、次に <u>よる</u> ことができる。		ロ <u>イの規定</u> にかかわらず、次に <u>掲げるところにより隔離弁を施設することをもって、イの規定による隔離弁の設置に代えることができる。</u>		追加要求なし
(1) 一次冷却系統に係る <u>施設内</u> 及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、一次冷却系統に係る <u>施設</u> の損壊の際に損壊するおそれがない管又は一次冷却系統に係る <u>施設</u> の損壊等の際に構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管にあっては貫通箇所の内側又は外側の近接した箇所に一個の隔離弁を施設すること。	5 第2号ロ(1)に規定する「一次冷却系統に係る施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく」とは、原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管をいう。この場合において、隔離弁は遠隔操作にて閉止可能な弁でもよい。 6 第2号ロ(1)に規定する「構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管」は、以下の要件を満たすこと。 － 原子炉冷却材喪失事故時においても原子炉格納容器内において水封が維持されること － 原子炉格納容器外側で閉じた系を構成すること － 格納容器外へ導かれた水の漏えいによる放射性物質の放出量が、原子炉冷却材喪失事故の格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さいこと	(1) 一次冷却系統に係る <u>発電用原子炉施設内</u> 及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、一次冷却系統に係る <u>発電用原子炉施設</u> の損壊の際に損壊するおそれがない管又は一次冷却系統に係る <u>発電用原子炉施設</u> の損壊 <u>その他の異常</u> の際に構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管にあっては、 <u>貫通箇所の内側</u> 又は外側の近接した箇所に一個の隔離弁を施設すること。	5 第2号ロ(1)に規定する「一次冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく」とは、原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管をいう。この場合において、隔離弁は遠隔操作にて閉止可能な弁でもよい。 6 第2号ロ(1)に規定する「構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管」は、以下の要件を満たすこと。 － 原子炉冷却材喪失事故時においても原子炉格納容器内において水封が維持されること － 原子炉格納容器外側で閉じた系を構成すること － 格納容器外へ導かれた水の漏えいによる放射性物質の放出量が、原子炉冷却材喪失事故の格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さいこと	追加要求なし
(2) 貫通箇所の内側又は外側に隔離弁を <u>設けた場合</u> 、一方の側の設置箇所における管であつて、 <u>湿気等</u> によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるものにあつては、貫通箇所の <u>他方の側</u> であつて近接した箇所に二個の隔離弁を施設すること。	7 第2号ロ(2)に規定する「湿気等によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるもの」とは、湿気や水滴等により隔離弁の駆動機構等の機能が著しく低下するおそれのある管、配管が狭隘部を貫通する場合であつて貫通部に近接した箇所に設置できないことにより隔離弁の機能が著しく低下するおそれのある管をいう。	(2) 貫通箇所の内側又は外側に隔離弁を <u>設ける場合には</u> 、一方の側の設置箇所における管であつて、 <u>湿気その他の隔離弁の機能に影響を与える環境条件</u> によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるものにあつては、貫通箇所の <u>外側</u> であつて近接した箇所に二個の隔離弁を施設すること。	7 第2号ロ(2)に規定する「湿気その他の隔離弁の機能に影響を与える環境条件によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるもの」とは、湿気や水滴等により隔離弁の駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある管、配管が狭隘部を貫通する場合であつて貫通部に近接した箇所に設置できないことにより隔離弁の機能が著しく低下するおそれがある管をいう。	追加要求なし
		(3) <u>前二号の規定にかかわらず、配管に圧力開放板を適切に設ける場合には、原子炉格納容器の内側又は外側に通常時において閉止された一個の隔離弁を設けること。</u>		追加要求
ハ <u>前イ</u> 及びロの規定にかかわらず、次の場合には隔離弁を設けることを要しない。		ハ <u>イ</u> 及びロの規定にかかわらず、次の場合には隔離弁を設けることを要しない。		追加要求なし
(1) <u>事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性に支障が生じるおそれ</u> があり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合。	8 第2号ハ(1)に規定する「配管」とは、第17条で規定する非常用炉心冷却設備又は第32条第3号、第4号（ただし、BWRの非常用ガス処理設備及びPWRのアンユラス空気浄化設備を除く）及び第5号で規定する原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を	(1) <u>設計基準事故及び重大事故等</u> の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより <u>安全性を損なうおそれ</u> があり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合	8 第2号ハ(1)に規定する「配管」とは、第32条で規定する非常用炉心冷却設備又は第44条第3号、第4号（ただし、BWRの非常用ガス処理設備及びPWRのアンユラス空気浄化設備を除く）及び第5号で規定する原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を	追加要求

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	設けることにより安全性に支障を生じるおそれがある配管をいう。ただし、原則遠隔操作が可能であり、隔離機能を有する弁（事故時に容易に閉鎖可能であり、運転管理により確実に対応できることが確認されている場合は手動操作弁も含む）を設置すること。		設けることにより安全性に支障を生じるおそれがある配管をいう。ただし、原則遠隔操作が可能であり、隔離機能を有する弁（事故時に容易に閉鎖可能であり、運転管理により確実に対応できることが確認されている場合は手動操作弁も含む）を設置すること。	
(2) 計測又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの場合。	9 第2号ハ(2)に規定する「配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの」とは、BWRの原子炉圧力容器計装用及び格納容器計装用の配管、PWRの格納容器圧力検出用の計測用配管、BWRの制御棒駆動水圧系配管のように安全上重要な計測系配管又は制御系配管であって、口径が小さい配管をいう。ここで、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される一次格納容器を貫通する計測系配管について隔離弁を設けない場合には、オリフィス又は過流量防止逆止弁の設置等流出量抑制対策を講ずること。	(2) 計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの場合	9 第2号ハ(2)に規定する「配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの」とは、BWRの原子炉圧力容器計装用及び格納容器計装用の配管、PWRの格納容器圧力検出用の計測用配管、BWRの制御棒駆動水圧系配管のように安全上重要な計測系配管又は制御系配管であって、口径が小さい配管をいう。ここで、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される一次格納容器を貫通する計測系配管について隔離弁を設けない場合には、オリフィス又は過流量防止逆止弁の設置等流出量抑制対策を講ずること。	追加要求なし
ニ 隔離弁は、閉止後において駆動動力源が喪失した場合でも隔離機能が失われないこと。		ニ 隔離弁は、閉止後において駆動動力源が喪失した場合においても隔離機能が失われないこと。		追加要求なし
ホ 隔離弁は、想定される漏えい量等に応じて漏えい試験ができること。	10 第2号ホに規定する「漏えい試験ができる」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2008)2.6に定めるC種試験ができること。なお、総合漏えい率の判定基準に見込む「漏えいの増加要因を考慮した余裕係数」を0.2とすること。 (日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2008)に関する技術評価書(平成21年2月))	ホ 隔離弁は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件に応じて漏えい試験ができること。	10 第2号ホに規定する「漏えい試験ができる」とは、漏えい率試験規程2008又は漏えい率試験規程2017の規定に「日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」の適用に当たって(別記-8)」の要件を付した試験ができること。 (「日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2008)に関する技術評価書」(平成21年2月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))及び「日本電気協会「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」(JEAG4217-2018)、軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程(JEAC4207-2016)及び原子炉格納容器の漏えい率試験規程(JEAC4203-2017)」に関する技術評価書(原規技発第2107219号(令和3年7月21日原子力規制委員会決定))	追加要求なし
三 一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊の際に生ずる水素及び酸素により原子炉格納容器の安全性に支障を生ずるおそれがある場合は、水素又は酸素の濃度を抑制する設備を施設すること。	(原子炉格納容器の可燃性ガスの濃度制御) 11 第3号に規定する「安全性に支障を生ずるおそれがある場合」とは、事故評価期間中に原子炉格納容器内の水素濃度が4%以上、かつ酸素濃度が5%以上であることをいう。	三 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生ずる水素及び酸素により原子炉格納容器の安全性を損なうおそれがある場合は、水素又は酸素の濃度を抑制する設備を施設すること。	(原子炉格納容器の可燃性ガスの濃度制御) 11 第3号に規定する「安全性を損なうおそれがある場合」とは、事故評価期間中に原子炉格納容器内の水素濃度が4%以上、かつ酸素濃度が5%以上であることをいう。 12 第3号における可燃性ガス濃度制御設備	追加要求なし

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	<p>1 2 第3号における可燃性ガス濃度制御設備は、設置許可申請書及び同添付書類八に規定された仕様を満たすものであること。</p>		<p>は、設置（変更）許可申請書及び同添付書類八に規定された仕様を満たすものであること。</p>	
<p>四 一次冷却系統に係る<u>施設の故障又は損壊</u>の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、当該放射性物質の濃度を低減する設備（当該放射性物質を格納する<u>施設</u>を含む。）を施設すること。</p>	<p>（放射性物質の濃度低減設備）</p> <p>1 3 第4号に規定する気体状の放射性物質を低減する装置とは具体的には以下の設備をいう。 BWR：格納容器スプレイ設備、非常用ガス処理設備 PWR：格納容器スプレイ設備、アニュラス空気浄化設備 また、「当該放射性物質を格納する施設」とは、具体的には以下の設備をいう。 BWR：原子炉建屋原子炉棟 PWR：アニュラス部 これらの施設に開口部を設ける場合には気密性を確保すること。</p> <p>1 4 第4号に規定する気体状の放射性物質を低減する装置の機能は、設置許可申請書添付書類十において評価した当該事象による放射性物質の放出量の評価の条件を確認することにより確認することができる。また当該設備は、設置許可申請書及び同添付書類八に規定された仕様を満たすものであること。この場合において、設置許可時の解析条件のうち以下の値に非保守的な変更がないことを確認すること。 （1）BWR a) 非常用ガス処理設備 ・ガス処理設備のフィルターのような素除去効率 ・ガス処理設備の処理容量 （2）PWR a) アニュラス空気浄化設備 ・浄化装置のフィルターのような素除去効率 ・アニュラス負圧達成時間 ・浄化装置の処理容量</p> <p>1 5 第4号に規定する「公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合」とは、一次冷却材系統に係る施設の故障又は損壊による敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日）解説 II. 3. 判断基準について」に規定する線量を超える場合をいう。</p>	<p>四 一次冷却系統に係る<u>発電用原子炉施設の損壊又は故障</u>の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、当該放射性物質の濃度を低減する設備（当該放射性物質を格納する<u>設備</u>を含む。）を施設すること。</p>	<p>（放射性物質の濃度低減設備）</p> <p>1 3 第4号に規定する気体状の放射性物質を低減する装置とは具体的には以下の設備をいう。 BWR：格納容器スプレイ設備、非常用ガス処理設備 PWR：格納容器スプレイ設備、アニュラス空気浄化設備 また、「当該放射性物質を格納」するものには、以下の設備も含む。 BWR：原子炉建屋原子炉棟 PWR：アニュラス部 これらの施設に開口部を設ける場合には気密性を確保すること。</p> <p>1 4 第4号に規定する気体状の放射性物質を低減する装置の機能は、設置（変更）許可申請書において評価した当該事象による放射性物質の放出量の評価の条件を確認することにより確認することができる。また当該設備は、設置（変更）許可申請書及び同添付書類八に規定された仕様を満たすものであること。この場合において、設置（変更）許可時の解析条件のうち以下の値に非保守的な変更がないことを確認すること。 （1）BWR a) 非常用ガス処理設備 ・ガス処理設備のフィルターのような素除去効率 ・ガス処理設備の処理容量 （2）PWR a) アニュラス空気浄化設備 ・浄化装置のフィルターのような素除去効率 ・アニュラス負圧達成時間 ・浄化装置の処理容量</p> <p>1 5 第4号に規定する「公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合」とは、一次冷却材系統に係る施設の損壊又は故障による敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」「解説 II. 3. 判断基準について」に規定する線量を超える場合をいう。</p>	<p>追加要求なし</p>
<p>五 一次冷却系統に係る<u>施設の故障又は損壊</u>の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、当該放射性物質の濃度を低減する設備（当該放射性物質を格納する<u>施設</u>を含む。）を施設すること。</p>	<p>1 6 第5号の「安全性に支障が生ずること」と</p>	<p>五 一次冷却系統に係る<u>発電用原子炉施設の損壊</u>又は<u>故障</u>の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、当該放射性物質の濃度を低減する設備（当該放射性物質を格納する<u>設備</u>を含む。）を施設すること。</p>	<p>（原子炉格納容器熱除去装置）</p>	<p>追加要求なし</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
<p>際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性に支障が生ずることを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備（以下「格納容器熱除去設備」という。）を次により施設すること。</p>	<p>は、一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊によるエネルギー放出によって生ずる圧力と温度に原子炉格納容器が耐えられないか又は原子炉格納容器漏えい率が公衆に放射線障害を及ぼすおそれが生ずるほど大きくなることをいう。</p>	<p>壊又は故障の際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備（以下「格納容器熱除去設備」という。）を次により施設すること。</p>	<p>16 第5号に規定する「安全性を損なうこと」とは、一次冷却系統に係る施設の損壊又は故障によるエネルギー放出によって生ずる圧力と温度に原子炉格納容器が耐えられないか又は原子炉格納容器漏えい率が公衆に放射線障害を及ぼすおそれが生ずるほど大きくなることをいう。</p>	
<p>イ 格納容器熱除去設備は、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響の想定される最も厳しい条件下においても、正常に機能すること。</p>	<p>17 第5号イに規定する「想定される最も厳しい条件下」とは、予想される最も小さい有効吸込水頭をいい、格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）（平成20・02・12原院第5号）」によること。</p> <p>18 第5号イに規定する「正常に機能する」とは、想定冷却材喪失事故における格納容器スプレイ設備のポンプの容量が設置許可申請書添付書類十で想定した評価の条件を満たしていることをいう。また当該設備は、設置許可申請書及び同添付書類八に規定された仕様を満たすものであること。なお、第8条第2項に規定する試験及び検査並びに第32条第5号ロに規定する試験の格納容器熱除去ポンプへの適用に際し、設置許可申請添付書類八に記載された仕様値が同添付書類十に適用された入力仕様値と異なる場合には、既設プラントにおける測定上の制約及び設計時の裕度を考慮することができ、同添付書類十に適用された入力仕様値を満たすことにより確認することができる。</p>	<p>イ 格納容器熱除去設備は、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響の想定される最も厳しい条件下においても、正常に機能すること。</p>	<p>17 第5号イに規定する「想定される最も厳しい条件下」とは、予想される最も小さい有効吸込水頭をいい、格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によること。</p> <p>18 第5号イに規定する「正常に機能する」とは、具体的には、格納容器熱除去設備の仕様値が設置許可申請書添付書類八に規定された仕様を満たすとともに、設置許可申請書における評価条件と比較して非保守的な変更がないことを確認することをいう。</p>	<p>追加要求なし</p>
<p>ロ 格納容器熱除去設備は、その能力を確認するために、<u>原子炉</u>の運転中に試験ができること。</p>	<p>19 第5号ロに規定する「原子炉の運転中に試験ができる」機器とは、「動的機器（ポンプ及び事故時に動作する弁等）」をいう。</p>	<p>ロ 格納容器熱除去設備は、その能力を確認するために、<u>発電用原子炉</u>の運転中に試験ができること。</p>	<p>19 第5号ロに規定する「発電用原子炉の運転中に試験ができる」機器とは、動的機器（ポンプ及び事故時に動作する弁等）をいう。</p>	<p>追加要求なし</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(保安電源設備)		(保安電源設備)		
第三十三条		第四十五条		
2 <u>原子力発電所には、前項の電線路及び当該原子力発電所において常時使用されている発電機からの電気の供給が停止した場合において保安を確保するために必要な装置の機能を維持するため、内燃機関を原動力とする発電設備又はこれと同等以上の機能を有する非常用予備動力装置を施設しなければならない。</u>	1 第2項に規定する「保安を確保するために必要な装置」とは、以下の装置をいう。 ・第2条第8号ホに規定される装置 ・燃料プール補給水系 ・第20条第1項第6号に規定する事故時監視計器 ・制御室外からの原子炉停止装置 ・PWRの加圧器逃がし弁（手動開閉機能）及び同元弁 ・非常用電源設備の機能を達成するための燃料系	<u>発電用原子炉施設には、電線路及び当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機からの電力の供給が停止した場合において発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、内燃機関を原動力とする発電設備又はこれと同等以上の機能を有する非常用電源設備を施設しなければならない。</u>	1 第1項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置」とは、以下の装置をいう。 ・第2条第2項第9号ホに規定される装置 ・燃料プール補給水系 ・第34条第1項第6号に規定する事故時監視計器 ・原子炉制御室外からの原子炉停止装置 ・PWRの加圧器逃がし弁（手動開閉機能）及び同元弁 ・非常用電源設備の機能を達成するための燃料系	追加要求なし
3 <u>原子力発電所の保安を確保するため特に必要な設備には、無停電電源装置又はこれと同等以上の機能を有する装置を施設しなければならない。</u>	2 第3項に規定する「特に必要な設備」とは、非常用炉心冷却系の計測制御用電源設備等をいう。「同等以上の機能を有する装置」とは、直流電源装置をいい、第33条第5項に規定する蓄電池を兼ねて設置してもよい。	2 <u>設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備には、無停電電源装置又はこれと同等以上の機能を有する装置を施設しなければならない。</u>	2 第2項に規定する「特に必要な設備」とは、非常用炉心冷却系の計測制御用電源設備等をいう。「同等以上の機能を有する装置」とは、直流電源装置をいい、第16条に規定する蓄電池を兼ねて設置してもよい。	追加要求なし
		3 <u>保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）には、第一項の電線路、当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置への電力の供給が停止することがないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。</u>	3 <u>第3項に規定する「常時使用される」とは、主発電機又は非常用電源設備から電気が供給されている状態をいう。</u>	追加要求
		一 <u>高エネルギーのアーク放電による電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置</u>	4 <u>第3項第1号に規定する「高エネルギーのアーク放電による電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置」とは、重要安全施設（設置許可基準規則第2条第2項第9号に規定する重要安全施設をいう。以下同じ。）への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤（安全施設（重要安全施設を除く。）への電力供給に係るものに限る。）について、遮断器の遮断時間の適切な設定等により、高エネルギーのアーク放電によるこれらの電気盤の損壊の拡大を防止することができることをいう。</u>	追加要求
		二 <u>前号に掲げるもののほか、機器の損壊、故障その他の異常を検知し、及びその拡大を防止するために必要な措置</u>	5 <u>第3項第2号に規定する「異常を検知し、及びその拡大を防止するために必要な措置」とは、短絡、地絡、母線の低電圧又は過電流などを検知し、遮断器等により故障箇所を隔離し、保安を確保するために必要な装置への影響を限定できる設計及び外部電源に直接接続している変圧器の一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合に、安</u>	追加要求

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
			全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策（手動操作による対策を含む。）を行うことによって、安全施設への電力の供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できる設計とすることをいう。	
原子力発電所に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、当該原子力発電所において受電可能なものであって、使用電圧が六万ボルトを超える特別高圧のものであり、かつ、それにより当該原子力発電所を電力系統に連系するように施設しなければならない。		4 設計基準対象施設に接続する第一項の電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであって、使用電圧が六万ボルトを超える特別高圧のものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するように施設しなければならない。	6 第4項に規定する「少なくとも二回線」とは、送受電可能な回線又は受電専用の回線の組み合わせにより、電力系統と非常用所内配電設備とを接続する外部電源受電回路を2つ以上設けることにより達成されることをいう。 7 第4項に規定する「互いに独立したもの」とは、2回線以上の電線路の上流側が一つの変電所又は開閉所のみで連系し、当該変電所又は開閉所が停止することによって、発電用原子炉施設に連系する全ての電線路が停止する事態にならないことをいう。	追加要求
		5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、当該設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるように施設しなければならない。	8 第5項に規定する「物理的に分離」とは、同一の送電鉄塔等に架線されていないことをいう。	追加要求
		6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の敷地内の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からそれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないように施設しなければならない。		追加要求

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
<p>4 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性、及び独立性を有し、その系統を構成する機械器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は一次冷却材喪失等の事故時において工学的安全施設等の設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。</p>	<p>3 第4項に規定する「附属設備」には、非常用電源設備の機能を達成するため燃料系を含めること。</p> <p>4 第4項に示す「工学的安全施設等の設備がその機能を確保するために十分な容量」とは、工学的安全施設等の設備が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に供給できる容量をいう。工学的安全施設等の設備に継続的に供給できる容量に達する時間は、設置許可申請書添付書類十において評価した冷却材喪失事故における工学的安全施設等の設備の作動開始時間を満足していることを確認すること。また当該設備は、設置許可申請書及び同添付資料書類八に規定された仕様を満たすものであること。</p>	<p>7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。</p>	<p>9 第7項に規定する「附属設備」には、非常用電源設備の機能を達成するための燃料系を含む。</p> <p>10 第7項に規定する「工学的安全施設等及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量」とは、工学的安全施設等の設備が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に供給できる容量をいう。工学的安全施設等の設備に継続的に供給できる容量に達する時間は、発電用原子炉設置（変更）許可申請書において評価した原子炉冷却材喪失事故における工学的安全施設等の設備の作動開始時間を満たすものであるとともに、7日間の外部電源喪失を仮定しても、電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内に貯蔵すること。また当該設備は、発電用原子炉設置（変更）許可申請書に規定された仕様を満たすものであること。</p>	<p>追加要求</p>
		<p>8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないように施設しなければならない。</p>		<p>追加要求</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(発電所緊急時対策所)		(緊急時対策所)		
第二十四条の三		第四十六条		
<p>原子力発電所には、一次冷却系統に係る施設の損壊等が生じた場合に適切な措置をとるための発電所緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に施設しなければならない。</p>	<p>1 第24条の3に規定する「発電所緊急時対策所」の機能としては、一次冷却材喪失事故等が発生した場合において、関係要員が必要な期間にわたり滞在でき、制御室内の運転員を介さずに事故状態等を正確にかつ速やかに把握できること。また、発電所内外関連箇所との通信連絡のための少なくとも一つの専用回線を含む多重の連絡回線を有すること。</p>	<p>工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に施設しなければならない。</p>	<p>1 第46条に規定する「緊急時対策所」の機能としては、一次冷却材喪失事故等が発生した場合において、関係要員が必要な期間にわたり滞在でき、原子炉制御室内の運転員を介さずに事故状態等を正確にかつ速やかに把握できること。また、発電所内の関係要員に指示できる通信連絡設備、並びに発電所外関連箇所と専用であって多様性を備えた通信回線にて連絡できる通信連絡設備及びデータを伝送できる設備を施設しなければならない。さらに、酸素濃度計を施設しなければならない。酸素濃度計は、設計基準事故時において、外気から緊急時対策所への空気を取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障がない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</p>	<p>追加要求</p>
		<p>2 緊急時対策所及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍には、有毒ガスが発生した場合に適切な措置をとるため、工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時対策所において自動的に警報するための装置の設置その他の適切な防護措置を講じなければならない。</p>	<p>2 第2項に規定する「有毒ガスが発生した場合」とは、緊急時対策所の指示要員の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護のための判断基準値を超えるおそれがあることをいう。「工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時対策所において自動的に警報するための装置の設置」については「有毒ガスの発生を検出し警報するための装置に関する要求事項（別記-9）」によること。</p>	<p>追加要求</p> <p>2020年5月1日以後最初の施設定期検査の終了日又は2020年5月1日以後に発電用原子炉の運転を開始する日の前日のいずれか早い日までに実施。</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考																																																			
(警報装置等)		(警報装置等)																																																					
第二十一条		第四十七条																																																					
<p>原子力発電所には、その機械器具の機能の喪失、誤操作等により原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合、前条第九号の放射性物質の濃度若しくは同条第十二号及び第十三号の線量当量率が著しく上昇した場合又は流体状の放射性廃棄物（気体状のものを除く。以下同じ。）を処理し、若しくは貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合にこれらを確実に検出して自動的に警報する装置を施設しなければならない。</p>	<p>1 第1項に規定する「警報する装置」とは、表示ランプ点灯だけでなく同時にブザー鳴動等を行うこと。</p> <p>2 第1項における警報すべきそれぞれの場合に対しては、少なくとも以下のものが施設されていること。</p> <table border="1" data-bbox="822 611 1397 1724"> <thead> <tr> <th>第21条</th> <th>BWR</th> <th>PWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">その機械器具の機能の喪失、誤操作等により原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合</td> <td>原子炉水位低又は高</td> <td>加圧器水位低又は高</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力高</td> <td>原子炉圧力高</td> </tr> <tr> <td>中性子束高</td> <td>中性子束高</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋放射能高</td> <td>原子炉格納容器内放射能高</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管放射能高</td> <td>復水器排気放射能高</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">第20条第9号の放射性物質の濃度若しくは同条第12号及び第13号の線量当量率が著しく上昇した場合</td> <td>排気筒放射能高</td> <td>排気筒放射能高</td> </tr> <tr> <td>エリア放射線モニタ放射能高</td> <td>エリア放射線モニタ放射能高</td> </tr> <tr> <td>周辺監視区域放射能高</td> <td>周辺監視区域放射能高</td> </tr> <tr> <td>流体状の放射性廃棄物（気体状のものを除く。以下同じ。）を処理し、若しくは貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合</td> <td>機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位</td> <td>機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位</td> </tr> </tbody> </table>	第21条	BWR	PWR	その機械器具の機能の喪失、誤操作等により原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合	原子炉水位低又は高	加圧器水位低又は高	原子炉圧力高	原子炉圧力高	中性子束高	中性子束高	原子炉建屋放射能高	原子炉格納容器内放射能高	主蒸気管放射能高	復水器排気放射能高	第20条第9号の放射性物質の濃度若しくは同条第12号及び第13号の線量当量率が著しく上昇した場合	排気筒放射能高	排気筒放射能高	エリア放射線モニタ放射能高	エリア放射線モニタ放射能高	周辺監視区域放射能高	周辺監視区域放射能高	流体状の放射性廃棄物（気体状のものを除く。以下同じ。）を処理し、若しくは貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位	<p>発電用原子炉施設には、その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合、第三十四条第一項第九号の放射性物質の濃度又は同項第十二号及び第十三号の線量当量率が著しく上昇した場合又は流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合においてこれらを確実に検出して自動的に警報する装置を施設しなければならない。</p>	<p>1 第1項に規定する「警報する装置」とは、表示ランプ点灯だけでなく同時にブザー鳴動等を行うこと。</p> <p>2 第1項における警報すべきそれぞれの場合に対しては、少なくとも以下のものが施設されていること。</p> <table border="1" data-bbox="2021 611 2597 1902"> <thead> <tr> <th>第47条</th> <th>BWR</th> <th>PWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合</td> <td>原子炉水位低又は高</td> <td>加圧器水位低又は高</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力高</td> <td>原子炉圧力高</td> </tr> <tr> <td>中性子束高</td> <td>中性子束高</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋放射能高</td> <td>原子炉格納容器内放射能高</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管放射能高</td> <td>復水器排気放射能高</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">第34条第1項第9号の放射性物質の濃度又は同条同項第12号及び第13号の線量当量率が著しく上昇した場合</td> <td>排気筒放射能高</td> <td>排気筒放射能高</td> </tr> <tr> <td>エリア放射線モニタ放射能高</td> <td>エリア放射線モニタ放射能高</td> </tr> <tr> <td>周辺監視区域放射能高</td> <td>周辺監視区域放射能高</td> </tr> <tr> <td>流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合</td> <td>機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位</td> <td>機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位</td> </tr> <tr> <td>第34条第1項第14号の水温が著しく上昇した場合若しくは水位が著しく下降した場合</td> <td>使用済燃料貯蔵プール水温高</td> <td>使用済燃料貯蔵ピット水温高</td> </tr> </tbody> </table>	第47条	BWR	PWR	その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合	原子炉水位低又は高	加圧器水位低又は高	原子炉圧力高	原子炉圧力高	中性子束高	中性子束高	原子炉建屋放射能高	原子炉格納容器内放射能高	主蒸気管放射能高	復水器排気放射能高	第34条第1項第9号の放射性物質の濃度又は同条同項第12号及び第13号の線量当量率が著しく上昇した場合	排気筒放射能高	排気筒放射能高	エリア放射線モニタ放射能高	エリア放射線モニタ放射能高	周辺監視区域放射能高	周辺監視区域放射能高	流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位	第34条第1項第14号の水温が著しく上昇した場合若しくは水位が著しく下降した場合	使用済燃料貯蔵プール水温高	使用済燃料貯蔵ピット水温高	<p>追加要求</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位については、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令」の第25条の解釈7に記載がある。</p>
第21条	BWR	PWR																																																					
その機械器具の機能の喪失、誤操作等により原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合	原子炉水位低又は高	加圧器水位低又は高																																																					
	原子炉圧力高	原子炉圧力高																																																					
	中性子束高	中性子束高																																																					
	原子炉建屋放射能高	原子炉格納容器内放射能高																																																					
	主蒸気管放射能高	復水器排気放射能高																																																					
第20条第9号の放射性物質の濃度若しくは同条第12号及び第13号の線量当量率が著しく上昇した場合	排気筒放射能高	排気筒放射能高																																																					
	エリア放射線モニタ放射能高	エリア放射線モニタ放射能高																																																					
	周辺監視区域放射能高	周辺監視区域放射能高																																																					
流体状の放射性廃棄物（気体状のものを除く。以下同じ。）を処理し、若しくは貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位																																																					
第47条	BWR	PWR																																																					
その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合	原子炉水位低又は高	加圧器水位低又は高																																																					
	原子炉圧力高	原子炉圧力高																																																					
	中性子束高	中性子束高																																																					
	原子炉建屋放射能高	原子炉格納容器内放射能高																																																					
	主蒸気管放射能高	復水器排気放射能高																																																					
第34条第1項第9号の放射性物質の濃度又は同条同項第12号及び第13号の線量当量率が著しく上昇した場合	排気筒放射能高	排気筒放射能高																																																					
	エリア放射線モニタ放射能高	エリア放射線モニタ放射能高																																																					
	周辺監視区域放射能高	周辺監視区域放射能高																																																					
流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位																																																					
第34条第1項第14号の水温が著しく上昇した場合若しくは水位が著しく下降した場合	使用済燃料貯蔵プール水温高	使用済燃料貯蔵ピット水温高																																																					

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考		
	<p>3 第1項に規定する「流体状の放射性廃棄物」とは、液体状の放射性廃棄物及び液体にスラッジ等の固体が混入している状態のものをいう。</p> <p>4 第1項に規定する「放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合にこれらを確実に検出して」とは、床への漏えい又はそのおそれ（数滴程度の微少漏えいを除く。）を早期に検出するよう、ポンプ及び弁からのシールリーク、タンクからのリーク等により、通常の運転状態から逸脱が生じた場合に、タンク又はサンプの水位の異常変化を検出すること。</p>		<table border="1" data-bbox="2021 285 2597 441"> <tr> <td data-bbox="2021 285 2297 441">使用済燃料貯蔵プール水位低</td> <td data-bbox="2297 285 2597 441">使用済燃料貯蔵ピット水位低</td> </tr> </table> <p>3 第1項に規定する「放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合にこれらを確実に検出して」とは、床への漏えい又はそのおそれ（数滴程度の微少漏えいを除く。）を早期に検出するよう、ポンプ及び弁からのシールリーク、タンクからのリーク等により、通常の運転状態から逸脱が生じた場合に、タンク又はサンプの水位の異常変化を検出すること。</p>	使用済燃料貯蔵プール水位低	使用済燃料貯蔵ピット水位低	
使用済燃料貯蔵プール水位低	使用済燃料貯蔵ピット水位低					
		<p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下を確実に検知し、自動的に警報する装置を施設しなければならない。ただし、発電用原子炉施設が、使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下に自動的に対処する機能を有している場合は、この限りでない。</p>		<p>追加要求</p> <p>使用済燃料貯蔵槽の水位については、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令」の第25条の解釈7に記載がある。</p>		
<p>2 原子力発電所には、<u>原子炉並びに一次冷却系統及び放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備に係る主要な機械器具の動作状態を表示する装置を施設しなければならない。</u></p>	<p>5 第2項における表示すべき動作状態の種類は、ポンプの運転・停止状態、弁の開・閉状態等を、表示方法としては表示ランプの点灯をいう。</p>	<p>3 <u>発電用原子炉施設には、発電用原子炉並びに一次冷却系統及び放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置を施設しなければならない。</u></p>	<p>4 第3項における表示すべき動作状態の種類は、ポンプの運転・停止状態、弁の開・閉状態等を、表示方法としては表示ランプの点灯をいう。</p>	<p>追加要求なし</p>		
<p>3 <u>原子力発電所には、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等の際に当該原子力発電所内の人に対し必要な指示ができるように適切な通信連絡設備を施設しなければならない。</u></p>	<p>6 第3項に規定する「適切な通信連絡設備を施設しなければならない」とは、原子力発電所における一次冷却材喪失事故等が発生した場合、人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の人に中央制御室等から操作、作業、退避の指示、連</p>	<p>4 <u>工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に発電用原子炉施設内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備を施設しなければならない。</u></p>	<p>5 第4項に規定する「一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障」とは、事故の発生等（一次冷却系に係る発電用原子炉施設の損傷又は故障を含む。）に伴い従業員等の一時退避、事故対策のための集合等を要する事態をいう。</p> <p>6 第4項に規定する「警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備」とは、原子炉制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の人に操作、作業、退避の指示等の連絡を、ブザー鳴動等により行うことができる設備及び音声によ</p>	<p>追加要求</p>		

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める 命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める 省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準 に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
	絡ができる設備を設置すること。		り行うことができる設備をいう。	
		5 <u>工場等には、設計基準事故が発生した場合において当該発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を施設しなければならない。</u>	7 第5項に規定する「当該発電用原子炉施設外の通信連絡」とは、原子炉制御室等から、使用制限を受けない専用の通信回線を通じて、所外必要箇所への事故の発生等（一次冷却系に係る発電用原子炉施設の損傷又は故障を含む。）に係る連絡をいう。	追加要求

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
(準用)		(準用)		
第三十四条		第四十八条		
<p><u>第八条第三項の規定は、原子力発電所に施設する一次冷却材により駆動する蒸気タービン及びその附属設備について準用する。</u></p>	<p>1 第1項の適用に当たっては、第8条第3項の解釈によること。BWRへの適用にあつては、高圧タービン等の軸封部からの漏えい防止のための衛帯（シール）蒸気及び低圧タービンの空気の流入防止のための衛帯（シール）蒸気を含めること。</p>			追加要求なし 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の第十五条の解釈2に記載がある。
<p>2 <u>第九条第十五号の規定及び発電用火力設備に関する技術基準を定める省令（平成九年通商産業省令第五十一号）第二章の規定は、原子力発電所に施設する補助ボイラーについて準用する。</u></p>	<p>2 第2項及び第3項において準用する第9条第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」とは、以下に掲げるものの溶接部をいう。 原子力発電所に係る補助ボイラー、蒸気タービンに係る蒸気だめ、補助ボイラーに属する燃料燃焼設備若しくは蒸気タービンに係る熱交換器又は補助ボイラー若しくは蒸気タービンに係る管であつて、外径150mm以上のもののうち、次の圧力以上の圧力が加えられるもの イ 水用の容器又は管であつて、最高使用温度100℃未満のものについては、最高使用圧力196kPa ロ イ以外の容器については、最高使用圧力98kPa ハ イ以外の管については、最高使用圧力980kPa（長手継手にあつては、490kPa）</p> <p>3 第2項及び第3項において準用する第9条第15号の規定に適合する溶接部とは、「溶接規格2007」及び「設計・建設規格2005(2007)」の規定に『日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって（別記-10）』の要件を付したものに適合した溶接部をいう。（溶接規格2007 技術評価書及び設計・建設規格2007 技術評価書）</p>	<p><u>第十七条第十五号の規定及び発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第二章の規定は、設計基準対象施設に施設する補助ボイラーについて準用する。</u></p>	<p>1 第1項において準用する第17条第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」とは、以下に掲げるものの溶接部をいう。 (1) 設計基準対象施設の補助ボイラーに属する容器のうち、次に定める圧力以上の圧力を加えられる部分（以下「耐圧部」という。）について溶接を必要とするもの イ 水用の容器又は管であつて、最高使用温度100℃未満のものについては、最高使用圧力196kPa ロ 液化ガス（通常の使用状態での温度における飽和圧力が196kPa以上であつて現に液体の状態であるもの又は圧力が196kPaにおける飽和温度が35℃以下であつて現に液体の状態であるものをいう。以下同じ。）用の容器又は管については、最高使用圧力0kPa ハ イ又はロに規定する容器以外の容器については、最高使用圧力98kPa ニ イ又はロに規定する管以外の管については、最高使用圧力980kPa（長手継手の部分にあつては、490kPa） (2) 設計基準対象施設の補助ボイラーに係る外径150mm以上の管のうち、耐圧部について溶接を必要とするもの 2 第1項において準用する第17条第15号の規定に適合する溶接部は、次の(1)又は(2)のいずれかに適合したものをいう。 (1)「溶接規格2007」及び「設計・建設規格2005(2007)」の規定に「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって（別記-5）」の要件を付したもの (2)「溶接規格2012(2013)」及び「設計・建設規格2012」の規定に「日本機械学</p>	<p>追加要求</p> <p>液化ガスの記載が追加されているが、島根原子力発電所には該当設備はない。 なお、補助ボイラーについては、従来「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」の規定を準用しており、追加要求はない。</p>

技術基準規則の新旧比較表

発電用原子力設備に関する技術基準を定める命令（令和元年7月1日）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成23年10月7日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日）	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（令和5年2月22日）	備考
			<p>会「設計・建設規格」及び「材料規格」の適用に当たって（別記－2）」及び「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって（別記－5）」の要件を付したものの（「溶接規格 2007 技術評価書」、「溶接規格 2012(2013) 技術評価書」、「設計・建設規格 2007 技術評価書」及び「設計・建設規格 2012 技術評価書」）</p>	
<p>4 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第十九条から第二十三条までの規定は、<u>原子力発電所に施設するガスタービン</u>について準用する。</p>		<p>2 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第十九条から第二十三条までの規定は、<u>設計基準対象施設</u>に施設するガスタービンについて準用する。</p>	<p>3 ガスタービンの附属設備に属する容器及び管は発電用原子炉施設に含まれることから、第17条、第20条及び第21条によりそれぞれ材料及び構造、安全弁等並びに耐圧試験の規定が適用される。</p>	<p>追加要求なし</p>
<p>5 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第二十五条から第二十九条までの規定は、<u>原子力発電所に施設する内燃機関</u>について準用する。</p>	<p>5 内燃機関の附属設備に属する容器及び管については、第9条、第10条及び第11条によりそれぞれ材料及び構造、安全弁等並びに耐圧試験の規定を適用すること。</p>	<p>3 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第二十五条から第二十九条までの規定は、<u>設計基準対象施設</u>に施設する内燃機関について準用する。</p>	<p>4 内燃機関の附属設備に属する容器及び管は発電用原子炉施設に含まれることから、第17条、第20条及び第21条によりそれぞれ材料及び構造、安全弁等並びに耐圧試験の規定が適用される。</p>	<p>追加要求なし</p>
<p>6 <u>発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第四条の規定は、原子力発電所に施設する電気工作物について準用する。</u></p>	<p>6 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令（平成9年通商産業省令第51号）の準用に当たっては、「発電用火力設備の技術基準の解釈（平成19年9月3日付け平成19・08・10原院第3号（NISA-234a-07-6）」の該当部分によること。ただし、平成9年3月26日までに施設し、または施設に着手した原子炉施設については、なお従前の例による。</p>	<p>4 <u>原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令（平成二十四年経済産業省令第七十号）第四条から第十六条まで、第十九条から第二十八条まで及び第三十条から第三十五条までの規定は、設計基準対象施設に施設する電気設備について準用する。</u></p>	<p>5 火力省令の準用に当たっては、「発電用火力設備の技術基準の解釈」の該当部分によること。 6 原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令（平成24年経済産業省令第70号）の準用に当たっては、「原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準の解釈」（原規技発第1306199号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））の該当部分によること。</p>	<p>追加要求なし 電気設備については、従来「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」の規定を準用しており、追加要求はない。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>第 3 条 設計基準対象施設の地盤 第 4 条 地震による損傷の防止 第 5 条 津波による損傷の防止 第 6 条 外部からの衝撃による損傷の防止 ー 第 7 条 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止 ー 第 8 条 火災による損傷の防止 第 9 条 溢水による損傷の防止等 第 10 条 誤操作の防止 第 11 条 安全避難通路等 第 12 条 安全施設 ー 第 13 条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止 第 14 条 全交流動力電源喪失対策設備 ー ー ー ー ー 第 15 条 炉心等 ー 第 16 条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設 ー 第 17 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ ー 第 18 条 蒸気タービン 第 19 条 非常用炉心冷却設備 第 20 条 一次冷却材の減少分を補給する設備 第 21 条 残留熱を除去することができる設備 第 22 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備 第 23 条 計測制御系統施設 第 24 条 安全保護回路 第 25 条 反応度制御系統及び原子炉停止系統 ー 第 26 条 原子炉制御室等 第 27 条 放射性廃棄物の処理施設</p>	<p>第 4 条 設計基準対象施設の地盤 第 5 条 地震による損傷の防止 第 6 条 津波による損傷の防止 第 7 条 外部からの衝撃による損傷の防止 第 8 条 立入りの防止 第 9 条 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止 第 10 条 急傾斜地の崩壊の防止 第 11 条 火災による損傷の防止 第 12 条 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止 第 38 条 原子炉制御室等 第 13 条 安全避難通路等 第 14 条 安全設備 第 15 条 設計基準対象施設の機能 第 15 条 設計基準対象施設の機能 第 16 条 全交流動力電源喪失対策設備 第 17 条 材料及び構造 第 18 条 使用中の亀裂等による破壊の防止 第 20 条 安全弁等 第 21 条 耐圧試験等 第 22 条 監視試験片 第 15 条 設計基準対象施設の機能 第 19 条 流体振動等による損傷の防止 第 23 条 炉心等 第 25 条 一次冷却材 第 24 条 熱遮蔽材 第 26 条 燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備 第 47 条 警報装置等 第 34 条 計測装置 第 27 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ 第 28 条 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等 第 30 条 逆止め弁 第 31 条 蒸気タービン 第 32 条 非常用炉心冷却設備 第 33 条 循環設備等 第 33 条 循環設備等 第 33 条 循環設備等 第 34 条 計測装置 第 35 条 安全保護装置 第 36 条 反応度制御系統及び原子炉停止系統 第 37 条 制御材駆動装置 第 38 条 原子炉制御室等 第 39 条 廃棄物処理設備等 第 41 条 放射性物質による汚染の防止 第 43 条 換気設備 第 29 条 一次冷却材処理装置</p>	<p style="text-align: center;">記載方針</p> <ul style="list-style-type: none"> ・用語の相違については下破線 ・記載内容の相違については下線 ・一方の規則にのみ要求されている内容で追加要求となる箇所については黄色ハッチング

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
第28条 放射性廃棄物の貯蔵施設	第34条 計測装置	
第29条 工場等周辺における直接線等からの防護	第47条 警報装置等	
第30条 放射線からの放射線業務従事者の防護	第40条 廃棄物貯蔵設備等	
第31条 監視設備	第47条 警報装置等	
第32条 原子炉格納施設	第42条 生体遮蔽等	
第33条 保安電源設備	第42条 生体遮蔽等	
第34条 緊急時対策所	第41条 放射性物質による汚染の防止	
第35条 通信連絡設備	第43条 換気設備	
第36条 補助ボイラー	第47条 警報装置等	
第37条 重大事故等の拡大の防止等	第34条 計測装置	
第38条 重大事故等対処施設の地盤	第34条 計測装置	
第39条 地震による損傷の防止	第47条 警報装置等	
第40条 津波による損傷の防止	第44条 原子炉格納施設	
第41条 火災による損傷の防止	第45条 保安電源設備	
第42条 特定重大事故等対処施設	第46条 緊急時対策所	
第43条 重大事故等対処設備	第47条 警報装置等	
—	第48条 準用	
—	—	
—	第49条 重大事故等対処施設の地盤	
—	第50条 地震による損傷の防止	
第44条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	第51条 津波による損傷の防止	
第45条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	第52条 火災による損傷の防止	
第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	第53条 特定重大事故等対処施設	
第47条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	第54条 重大事故等対処設備	
第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	第55条 材料及び構造	
第49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備	第56条 使用中の亀裂等による破壊の防止	
第50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	第57条 安全弁等	
第51条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	第58条 耐圧試験等	
第52条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	第59条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	
第53条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	第60条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	
第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	第61条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	
第55条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	第62条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	
第56条 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備	第63条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	
	第64条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備	
	第65条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	
	第66条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	
	第67条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	
	第68条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	
	第69条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	
	第70条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	
	第71条 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備	

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
第57条 電源設備 第58条 計装設備 第59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備 第60条 監視測定設備 第61条 緊急時対策所 第62条 通信連絡を行うために必要な設備 — 別記1 別記2 別記3	第72条 電源設備 第73条 計装設備 第74条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備 第75条 監視測定設備 第76条 緊急時対策所 第77条 通信連絡を行うために必要な設備 第78条 準用 — — —	

(注記)

1. 設置許可基準規則は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（令和5年2月22日公布）」及びその解釈（改正 令和5年2月22日 原規技発第20033110号）を記載する。
2. 技術基準規則は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（令和5年2月22日公布）」及びその解釈（改正 令和5年2月22日 原規技発第2001159号）を記載する。

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(設計基準対象施設の地盤)</p> <p>第三条 設計基準対象施設は、次条第二項の規定により算定する地震力(設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの(以下「耐震重要施設」という。)及び兼用キャスクにあっては、同条第三項に規定する基準地震動による地震力を含む。)が作用した場合においても当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。ただし、兼用キャスクにあっては、地盤により十分に支持されなくてもその安全機能が損なわれない方法により設けることができるときは、この限りでない。</p> <p>【解釈】 別記1のとおりとする。ただし、兼用キャスク及びその周辺施設(以下「兼用キャスク貯蔵施設」という。)については、別記4のとおりとする。</p> <p><別記1></p> <p>1 第3条第1項に規定する「設計基準対象施設を十分に支持することができる」とは、設計基準対象施設について、自重及び運転時の荷重等に加え、耐震重要度分類(本規程第4条2の「耐震重要度分類」をいう。以下同じ。)の各クラスに応じて算定する地震力(第3条第1項に規定する「耐震重要施設」(本規程第4条2のSクラスに属する施設をいう。)にあっては、第4条第3項に規定する「基準地震動による地震力」を含む。)が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する設計であることをいう。</p> <p>なお、耐震重要施設については、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれ等が発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能が確保されていることを確認することが含まれる。</p> <p>2 耐震重要施設及び兼用キャスクは、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。</p> <p>【解釈】 別記1のとおりとする。ただし、兼用キャスク及びその周辺施設(以下「兼用キャスク貯蔵施設」という。)については、別記4のとおりとする。</p> <p>3 耐震重要施設及び兼用キャスクは、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。ただし、兼用キャスクにあっては、地盤に変位が生じてもその安全機能が損なわれない方法により設けることができるときは、この限りでない。</p> <p>【解釈】 別記1のとおりとする。ただし、兼用キャスク及びその周辺施設(以下「兼用キャスク貯蔵施設」という。)については、別記4のとおりとする。</p>	<p>(設計基準対象施設の地盤)</p> <p>第四条 設計基準対象施設は、設置許可基準規則第三条第一項の地震力が作用した場合においても当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に施設しなければならない。ただし、兼用キャスクにあっては、地盤により十分に支持されなくてもその安全機能が損なわれない方法により設けることができるときは、この限りでない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第4条に規定する「十分に支持することができる」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第5号。以下「設置許可基準規則」という。)第3条第1項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、設計基準対象施設について、以下のいずれかを満たすことをいう。</p> <p>一 兼用キャスク貯蔵施設以外の設計基準対象施設にあっては、自重や運転時の荷重等に加え、設置許可基準規則第3条第1項の地震力(耐震重要度分類(実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(原規技発第1306193号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))の第4条の解釈中2に規定する耐震重要度分類をいう。以下同じ。)の各クラスに応じて設置許可基準規則第4条第2項の規定により算定する地震力(設置許可基準規則第3条第1項に規定する耐震重要施設にあっては、基準地震動による地震力(設置許可基準規則第4条第3項に規定する基準地震動による地震力をいう。以下同じ。)を含む。)をいう。)が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有すること。</p> <p>二 兼用キャスク貯蔵施設にあっては、自重その他の貯蔵時に想定18実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈される荷重に加え、設置許可基準規則第4条第2項の規定により算定する地震力(兼用キャスクにあっては、基準地震動による地震力を含む。)が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有すること。</p> <p>2 第4条に規定する「安全機能が損なわれない方法」とは、設置許可基準規則第3条第1項の方法をいう。</p>	<p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則で「耐震重要施設の弱面上のずれ等」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「耐震重要施設を設ける地盤」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「耐震重要施設を設ける地盤」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(地震による損傷の防止)</p> <p>第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</p> <p>【解釈】 別記2のとおりとする。 <別記2> 1、3該当 ただし、炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については以下のとおりとし、兼用キャスク貯蔵施設については別記4のとおりとする。 一 第1項に規定する「地震力に十分に耐える」とは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力(本規程別記2第4条第4項第1号に規定する弾性設計用地震動による地震力をいう。)又は静的地震力(同項第2号に規定する静的地震力をいい、Sクラスに属する機器に対し算定されるものに限る。)のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまることをいう。</p> <p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>【解釈】 別記2のとおりとする。 <別記2> 2、4該当</p> <p>3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>【解釈】 別記2 5、6、7のとおりとする。</p>	<p>(地震による損傷の防止)</p> <p>第五条 設計基準対象施設は、これに作用する地震力(設置許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力をいう。)による損壊により公衆に放射線障害を及ぼさないように施設しなければならない。</p> <p>【解釈】 1 第1項の規定は、設置許可基準規則第4条第1項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、設計基準対象施設が、設置許可基準規則第4条第2項の地震力に対し、施設の機能を維持していること又は構造強度を確保していることをいう。</p> <p>2 耐震重要施設(設置許可基準規則第三条第一項に規定する耐震重要施設をいう。以下同じ。)は、基準地震動による地震力(設置許可基準規則第四条第三項に規定する基準地震動による地震力をいう。以下同じ。)に対してその安全性が損なわれるおそれがないように施設しなければならない。</p> <p>【解釈】 2 第2項の規定は、設置許可基準規則第4条第3項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、耐震重要施設が、設置許可基準規則第4条第3項の基準地震動による地震力に対し、施設の機能を維持していること又は構造強度を確保していることをいう。</p> <p>3 動的機器に対する「施設の機能を維持していること」とは、基準地震動による応答に対して、当該機器に要求される機能を保持することをいう。具体的には、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行うこと、既往研究で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認することをいう。</p>	<p>○設置許可基準規則で炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能に関して、「地震力に十分に耐える」ことについて記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則の「放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。」は、技術基準規則では「放射線障害を及ぼさないように施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則の「おそれがないものでなければならない。」は、技術基準規則では「おそれがないように施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>【解釈】 別記2 8のとおりとする。</p> <p>5 炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>【解釈】 二 第5項に規定する「基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがない」とは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないことをいう。</p> <p>6 兼用キャスクは、次のいずれかの地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>一 兼用キャスクが地震力により安全機能を損なうかどうかをその設置される位置のいかんにかかわらず判断するために用いる合理的な地震力として原子力規制委員会が別に定めるもの</p> <p>二 基準地震動による地震力</p> <p>【解釈】 別記2のとおりとする。 ただし、炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については以下のとおりとし、兼用キャスク貯蔵施設については別記4のとおりとする。</p> <p>7 兼用キャスクは、地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>【解釈】 別記2のとおりとする。 ただし、炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については以下のとおりとし、兼用キャスク貯蔵施設については別記4のとおりとする。</p>	<p>3 耐震重要施設が設置許可基準規則第四条第三項の地震により生ずる斜面の崩壊によりその安全性が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>【解釈】 4 第3項の規定は、設置許可基準規則第4条第4項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、設置許可基準規則第4条第3項の地震により斜面の崩壊が生じるおそれがある場合には、耐震重要施設の安全性を損なわないよう、敷地内土木工作物による斜面の保持等の措置を講じること及びその機能を維持していることをいう。</p> <p>4 炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないように施設しなければならない。</p> <p>【解釈】 5 第4項に規定する「基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがない」とは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないことをいう。</p> <p>5 兼用キャスクは、設置許可基準規則第四条第六項に規定する地震力に対してその安全性が損なわれるおそれがないように施設しなければならない。</p> <p>【解釈】 6 第5項の規定は、設置許可基準規則第4条第6項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、兼用キャスクが、同項の地震力に対し、施設の機能を維持していること又は構造強度を確保していることをいう。</p> <p>6 兼用キャスクが設置許可基準規則第四条第七項の地震により生ずる斜面の崩壊によりその安全性が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>【解釈】 7 第6項の規定は、設置許可基準規則第4条第7項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、同項の斜面の崩壊が生じるおそれがある場合には、兼用キャスクの安全性を損なわないよう、敷地内土木工作物による斜面の保持等の措置を講じること及びその機能を維持していることをいう。</p>	<p>○設置許可基準規則の「おそれがないものでなければならない。」は、技術基準規則では「おそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則の「おそれがないものでなければならない。」は、技術基準規則では「おそれがないように施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則の「おそれがないものでなければならない。」は、技術基準規則では「おそれがないように施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則の「おそれがないものでなければならない。」は、技術基準規則では「おそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(津波による損傷の防止)</p> <p>第五条 設計基準対象施設（兼用キャスク及びその周辺施設を除く。）は、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>【解釈】 別記3のとおりとする。 ただし、兼用キャスク貯蔵施設については、別記4のとおりとする。</p> <p>2 兼用キャスク及びその周辺施設は、次のいずれかの津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>一 兼用キャスクが津波により安全機能を損なうかどうかをその設置される位置のいかんにかかわらず判断するために用いる合理的な津波として原子力規制委員会が別に定めるもの</p> <p>二 基準津波</p> <p>【解釈】 別記3のとおりとする。ただし、兼用キャスク貯蔵施設については、別記4のとおりとする。</p>	<p>(津波による損傷の防止)</p> <p>第六条 設計基準対象施設（兼用キャスク及びその周辺施設を除く。）が基準津波（設置許可基準規則第五条第一項に規定する基準津波をいう。以下同じ。）によりその安全性が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>【解釈】 1 第1項の規定は、設置許可基準規則第5条第1項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、基準津波（設置許可基準規則第5条第1項に規定する基準津波をいう。以下同じ。）により設計基準対象施設の安全性を損なわないよう、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設置等の措置を講じていること並びにそれらの機能を維持していることをいう。</p> <p>2 兼用キャスク及びその周辺施設が設置許可基準規則第五条第二項に規定する津波によりその安全性が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>【解釈】 2 第2項の規定は、設置許可基準規則第5条第2項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、設置許可基準規則第5条第2項に規定する津波に対して兼用キャスクが機能を維持していることをいう。</p>	<p>○設置許可基準規則の「おそれがないものでなければならない。」は、技術基準規則では「おそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則の「おそれがないものでなければならない。」は、技術基準規則では「おそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(外部からの衝撃による損傷の防止)</p> <p>第六条 <u>安全施設</u> (兼用キャスクを除く。) は、想定される自然現象 (地震及び津波を除く。次項において同じ。) が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項は、設計基準において想定される自然現象 (地震及び津波を除く。) に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等 (重大事故等対処設備を含む。) への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風 (台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>3 第1項に規定する「想定される自然現象 (地震及び津波を除く。) が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組み合わせに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。</p> <p>2 <u>重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>4 <u>第2項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)の「V. 2. (2) 自然現象に対する設計上の考慮」に示されるものとする。</u></p> <p>5 <u>第2項に規定する「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去の記録、現地調査の結果及び最新知見等を参考にし、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。</u></p> <p>6 <u>第2項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して適切に組み合わせる場合をいう。</u></p>	<p>(外部からの衝撃による損傷の防止)</p> <p>第七条 <u>設計基準対象施設</u> (兼用キャスクを除く。) が想定される自然現象 (地震及び津波を除く。) によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の<u>適切な措置を講じなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「想定される自然現象」には、台風、竜巻、降水、積雪、凍結、落雷、火山事象、生物学的事象、森林火災等を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「<u>適切な措置を講じなければならない</u>」には、<u>供用中における運転管理等の運用上の措置を含む。</u></p>	<p>○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「安全施設」、技術基準規則は「設計基準対象施設」を対象としている。</p> <p>○設置許可基準規則の「損なわないものでなければならない。」は、技術基準規則では「適切な措置を講じなければならない。」とし、お互いの解釈に具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「運転管理等の運用上の措置を含む。」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故等に生じる応力を適切に考慮したものでなければいけない」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>3 安全施設（兼用キャスクを除く。）は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。以下「人為による事象」という。）に対して<u>安全機能を損なわないものでなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>7 第3項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。</p> <p>なお、上記の航空機落下については、「<u>実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について</u>」（平成14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。</p> <p>4 兼用キャスクは、次に掲げる自然現象が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>一 兼用キャスクが竜巻により安全機能を損なうかどうかをその設置される位置のいかんにかかわらず判断するために用いる合理的な竜巻として原子力規制委員会が別に定めるもの</p> <p>二 想定される森林火災</p> <p>5 前項の規定は、兼用キャスクについて第一項の規定の例によることを妨げない。</p> <p>6 兼用キャスクは、次に掲げる人為による事象に対して<u>安全機能を損なわないものでなければならない。</u></p> <p>一 工場等内又はその周辺において想定される兼用キャスクの安全性を損なわせる原因となるおそれがある爆発</p> <p>二 工場等の周辺において想定される兼用キャスクの安全性を損なわせる原因となるおそれがある火災</p>	<p>2 周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合には、事業所における火災又は爆発事故、<u>危険物を搭載した車両</u>、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。以下「人為による事象」という。）により発電用原子炉施設（兼用キャスクを除く。）の<u>安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>3 第2項に規定する「事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」には、ダムの崩壊、船舶の衝突、電磁的障害等の敷地及び敷地周辺の状況から生じうる事故を含む。</p> <p>4 第2項に規定する「<u>適切な措置を講じなければならない</u>」には、<u>対象とする発生源から一定の距離を置くことを含む。</u></p> <p>3 航空機の墜落により発電用原子炉施設（兼用キャスクを除く。）の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>5 第3項の航空機の墜落については、「<u>実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について</u>」（平成21・06・25 原院第1号。平成21年6月30日原子力安全・保安院制定）に基づいて確認すること。この場合において、設置許可申請時の航路に変更がないことにより確認すること。</p> <p>4 兼用キャスクが設置許可基準規則第六条第四項又は第五項の規定により定める自然現象によりその安全性を損なう<u>おそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>6 第4項及び第5項に規定する「適切な措置を講じなければならない」には、供用中における運転管理等の運用上の措置及び対象とする発生源から一定の距離を置くことを含む。</p> <p>5 兼用キャスクが設置許可基準規則第六条第六項又は第七項の規定により定める人為による事象により<u>その安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>6 第4項及び第5項に規定する「適切な措置を講じなければならない」には、供用中における運転管理等の運用上の措置及び対象とする発生源から一定の距離を置くことを含む。</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「危険物を搭載した車両」の事故について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則の「安全機能を損なわないものでなければならない」は、技術基準規則では「安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「発生源から一定の距離を置くことを含む」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「その安全性を損なうおそれがある場合」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則の「安全機能を損なわないものでなければならない」は、技術基準規則では「その安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>7 前項の規定は、兼用キャスクについて第三項の規定の例によることを妨げない。 【解釈】 9 兼用キャスク貯蔵施設については、別記4のとおりとする。</p>		

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)</p> <p>第七条 工場等には、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件其他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。第二十四条第六号において同じ。）を防止するための設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第7条の要求には、工場等内の人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為、郵便物等による工場等外からの爆破物又は有害物質の持ち込み及びサイバーテロへの対策が含まれる。</p>	<p>(発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)</p> <p>第九条 工場等には、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件其他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。以下第三十五条第五号において同じ。）を防止するため、適切な措置を講じなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第9条に規定する「適切な措置」には、工場等内の人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為、郵便物などによる工場等外からの爆破物又は有害物質の持ち込み及びサイバーテロへの対策としての<u>柵等の障壁による区画、出入口の常時管理設備の施設等が含まれる。</u></p>	<p>○設置許可基準規則の「設備を設けなければならない。」は、技術基準規則では「適切な措置を講じなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では適切な措置として、「柵等の障壁による区画、出入口の常時管理設備の施設等が含まれる。」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(火災による損傷の防止)</p> <p>第八条 設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第8条については、設計基準において発生する火災により、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、設計基準対象施設に対して必要な機能（火災の発生防止、感知及び消火並びに火災による影響の軽減）を有することを求めている。</p> <p>また、上記の「発電用原子炉施設の安全性が損なわれない」とは、安全施設が安全機能を損なわないことを求めている。</p> <p>したがって、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがある火災に対して、発電用原子炉施設に対して必要な措置が求められる。</p> <p>2 第8条について、別途定める「<u>実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準</u>」（原規技発第1306195号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））に適合するものであること。</p>	<p>(火災による損傷の防止)</p> <p>第十一条 設計基準対象施設が火災によりその安全性が損なわれないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第11条に規定する措置とは、別途定める「<u>実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準</u>」（原規技発第1306195号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））によること。</p> <p>一 火災の発生を防止するため、次の措置を講ずること。</p> <p>イ <u>発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講ずること。</u></p> <p>ロ <u>安全施設（設置許可基準規則第二条第二項第八号に規定する安全施設をいう。以下同じ。）には、不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし、次に掲げる場合は、この限りでない。</u></p> <p>(1) <u>安全施設に使用する材料が、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下「代替材料」という。）である場合</u></p> <p>(2) <u>安全施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって、安全施設における火災に起因して他の安全施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合</u></p> <p>【解釈】</p> <p>2 第1号ロ(2)に規定する「安全施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって、安全施設における火災に起因して他の安全施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合」とは、ポンプ、弁等の駆動部の潤滑油、機器躯体内部に設置される電気配線、不燃材料の表面に塗布されるコーティング剤等、当該材料が発火した場合においても、他の構築物、系統又は機器において火災を生じさせるおそれが小さい場合をいう。</p> <p>ハ <u>避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。</u></p> <p>ニ <u>水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備にあつては、水素の燃焼が起きた場合においても発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう施設すること。</u></p> <p>ホ <u>放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講ずること。</u></p>	<p>○設置許可基準規則の「機能を有するものでなければならない。」は技術基準規則では「措置を講じなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則の「火災防護に係る審査基準」に基づく措置の要求と技術基準規則における「発火性又は引火性物質の漏えい防止その他の措置」については同義である。</p> <p>○設置許可基準規則の「火災防護に係る審査基準」に基づく措置の要求と技術基準規則における「不燃性材料又は難燃性材料の使用」については同義である。</p> <p>○設置許可基準規則の「火災防護に係る審査基準」に基づく措置の要求と技術基準規則における「自然現象による火災の発生防止設備」については同義である。</p> <p>○設置許可基準規則の「火災防護に係る審査基準」に基づく措置の要求と技術基準規則における「水素燃焼時の発電用原子炉施設の安全性」については同義である。</p> <p>○設置許可基準規則の「火災防護に係る審査基準」に基づく措置の要求と技術基準規則における「水素の蓄積を防止する措置」については同義である。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>2 <u>消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>3 第2項の規定について、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合のほか、火災感知設備の破損、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものであること。</p>	<p>【解釈】</p> <p>3 第1号ホの規定については、「<u>実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準</u>」のほか、以下によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 「放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合」とは、水の放射線分解によって発電用原子炉で発生する水素が滞留、蓄積される可能性のある配管等の損傷により、発電用原子炉の安全性を損なうおそれがあることをいう。この場合において、水素燃焼によっても破断可能性が極めて小さい配管内容積（1～30リットル程度）を有し、破断対策として元弁を閉じて破断部を隔離できる配管（計装系配管等）にあっては、発電用原子炉の安全性を損なうおそれがないものとみなすことができる。 ・ 「水素の蓄積を防止する措置」とは、「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン」（平成17年10月社団法人火力原子力発電技術協会）の本文のみならず、具体的な評価手法等を規定した解説によること。（「社団法人火力原子力発電技術協会「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン」に関する技術評価書」（平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ） <p>二 火災の感知及び消火のため、次に掲げるところにより、早期に火災発生を感知する設備（以下「<u>火災感知設備</u>」という。）及び早期に消火を行う設備（以下「<u>消火設備</u>」という。）を施設すること。</p> <p>イ <u>火災と同時に発生すると想定される自然現象により、その機能が損なわれることがないこと。</u></p> <p>ロ <u>消火設備にあっては、その損壊、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉施設の安全性が損なわれることがないこと。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>4 第2号ロの規定について、消火設備の損壊、誤作動又は誤操作が起きた場合のほか、火災感知設備の損壊、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものであること。</p> <p>三 火災の影響を軽減するため、<u>耐火性能を有する壁の設置その他の延焼を防止するための措置その他の発電用原子炉施設の火災により発電用原子炉を停止する機能が損なわれることがないようにするための措置を講ずること。</u></p>	<p>○設置許可基準規則の「火災防護に係る審査基準」に基づく措置の要求と技術基準規則における「想定される自然現象の同時発生」については同義である。</p> <p>○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「消火設備（安全施設に属するものに限る。）」、技術基準規則は「消火設備」を対象としている。</p> <p>○設置許可基準規則の「発電用原子炉を安全に停止されるための機能を損なわないものでなければならない。」は、技術基準規則では「発電用原子炉施設の安全性が損なわれることがないこと。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則の「火災防護に係る審査基準」に基づく措置の要求と技術基準規則における「火災の影響軽減の具体的措置」については同義である。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(溢水による損傷の防止等)</p> <p>第九条 <u>安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項は、設計基準において想定する溢水に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「発電用原子炉施設内における溢水」とは、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動、使用済燃料貯蔵槽等のスロッシングその他の事象により発生する溢水をいう。</p> <p>3 第1項に規定する「安全機能を損なわないもの」とは、発電用原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できることをいう。さらに、使用済燃料貯蔵槽においては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できることをいう。</p> <p>2 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体が<u>あふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>4 第2項に規定する「容器、配管その他の設備」には、次に掲げる設備を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ポンプ、弁 ・使用済燃料貯蔵プール（BWR）、使用済燃料貯蔵ピット（PWR） ・サイトバンカ貯蔵プール ・原子炉ウェル、機器貯蔵プール（BWR） ・原子炉キャビティ（チャンネルを含む。）（PWR） 	<p>(発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止)</p> <p>第十二条 <u>設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設内における溢水の発生」とは、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火系統等の作動、使用済燃料貯蔵プール（BWR）又は使用済燃料貯蔵ピット（PWR）等のスロッシングその他の事象により発生する溢水をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「防護措置その他の適切な措置」とは、発電用原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、運転状態にある場合は原子炉を高温停止及び、引き続き低温停止することができ、並びに放射性物質の閉じ込め機能を維持できる措置をすること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる措置をいう。さらに、使用済燃料貯蔵プール（BWR）又は使用済燃料貯蔵ピット（PWR）においては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できる措置をいう。</p> <p>2 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体が<u>あふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>3 第2項に規定する「容器、配管その他の設備」には、次に掲げる設備を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ポンプ、弁 ・使用済燃料貯蔵プール（BWR）、使用済燃料貯蔵ピット（PWR） ・サイトバンカ貯蔵プール ・原子炉ウェル、機器貯蔵プール（BWR） ・原子炉キャビティ（チャンネルを含む。）（PWR） 	<p>○主語の相違【結果：相違なし】</p> <p>設置許可基準規則は「安全施設」、技術基準規則は「設計基準対象施設」を対象としている。</p> <p>○設置許可基準規則の「溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。」は、技術基準規則では「溢水の発生により安全性が損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則の「あふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。」は、技術基準規則では「あふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。」とし、必要な措置が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(誤操作の防止)</p> <p>第十条 <u>設計基準対象施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「誤操作を防止するための措置を講じたもの」とは、人間工学上の諸因子を考慮して、盤の配置及び操作器具並びに弁等の操作性に留意すること、計器表示及び警報表示において発電用原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるよう留意すること並びに保守点検において誤りを生じにくいよう留意すること等の措置を講じた設計であることをいう。また、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後、ある時間までは、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保される設計であることをいう。</p>	<p>(原子炉制御室等)</p> <p>第三十八条</p> <p>2 <u>原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第2項に規定する「発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態」とは次の状態をいう。 (1) 発電用原子炉の制御棒の動作状態 (2) 発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要なポンプの起動・停止状態 (3) 発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な弁の開閉状態</p> <p>2 第2項に規定する「その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置」とは、警報装置、機械器具を操作する装置及び機械器具の動作状況を表示する装置をいう。</p> <p>3 第2項に規定する「主要計測装置の計測結果を表示する装置」とは、発電用原子炉の炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関する系統の健全性を確認するために必要なパラメータを計測する装置であって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、中性子束、制御棒位置、一次冷却系統の圧力、温度、流量、水位等の重要なパラメータを計測し、かつ監視できる設備をいう。</p> <p>4 第2項に規定する「第47条第1項に規定する装置」を「集中し」施設するに当たり、当該設備の専用制御場所に集中して警報表示する場合は、原子炉制御室に一括して警報表示してもよい。また、複数の発電用原子炉で廃棄物処理設備等を共用する場合にあっては、当該設備の属するいずれかの発電用原子炉の原子炉制御室に一括して警報表示してもよい。</p> <p>5 第35条に規定する安全保護装置及びそれにより駆動又は制御される機器については、バイパス状態、使用不能状態について表示すること等により運転員が的確に認知できること。</p> <p>6 第2項に規定する安全設備を運転中に試験するため、電動弁用電動機に熱的過負荷保護装置（以下「保護装置」という。）を使用する場合には、保護装置の使用状態又は不使用状態を運転員が的確に識別できるように、表示装置が設けられていること。ただし、保護装置が常時使用され、事故時にのみ自動的にバイパスされるように設計されている場合、又は保護装置が事故時において不要な作動をしないように設定されている場合は、同表示装置の設置は不要である。</p>	<p>○主語の相違【結果：相違あり】</p> <p>設置許可基準規則は「設計基準対象施設」、技術基準規則は「原子炉制御室」を対象としており、設置許可基準規則の方が対象範囲は広い。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「誤操作を防止するための措置」について具体的に記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>2 安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 第2項に規定する「容易に操作することができる」とは、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（余震等を含む。）及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に設備を運転できる設計であることをいう。</p>	<p>7 第2項に規定する「誤操作することなく適切に運転操作することができる」とは「原子炉制御室における誤操作防止のための設備面への要求事項(別記-7)」によること。</p>	<p>○技術基準規則での対応条文はない。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(安全避難通路等) 第十一条 発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。 <u>らない。</u> 【解釈】 1 第11条は、設計基準において想定される事象に対して発電用原子炉施設の安全性が損なわれない（安全施設が安全機能を損なわない。）ために必要な安全施設以外の施設又は設備等への措置を含む。</p> <p>一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路</p> <p>二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明 【解釈】 2 第2号に規定する「避難用の照明」の電力は、非常用電源から供給されること、又は電源を内蔵した照明装置を装備すること。</p> <p>三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源 【解釈】 3 第3号に規定する「設計基準事故が発生した場合に用いる照明」とは、昼夜及び場所を問わず、発電用原子炉施設内で事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となる照明のことをいう。なお、現場作業の緊急性との関連において、仮設照明の準備に時間的猶予がある場合には、仮設照明（可搬型）による対応を考慮してもよい。</p>	<p>(安全避難通路等) 第十三条 発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を施設しなければならない。 <u>ならない。</u></p> <p>一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路</p> <p>二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明</p> <p>三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源 【解釈】 1 第3号に規定する「設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源」は、昼夜、場所を問わず、発電用原子炉施設内で事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となる照明及び電源を施設すること。なお、現場作業の緊急性との関連において、仮設照明（可搬型）の準備に時間的余裕がある場合には、仮設照明による対応を考慮してもよい。</p>	<p>○設置許可基準規則の「設備を設けなければならない。」は、技術基準規則では「設備を施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考																																
<p>(安全施設)</p> <p>第十二条 <u>安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたもの」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」による。ここで、当該指針における「安全機能を有する構築物、系統及び機器」は本規定の「安全施設」に読み替える。</p> <p>2 <u>安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>2 第2項の「単一故障」は、従属要因に基づく多重故障に含まれる。</p> <p>3 第2項に規定する「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」は、上記の指針を踏まえ、以下に示す機能を有するものとする。</p> <p>一 その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能</p>	<p>(安全設備)</p> <p>第十四条 <u>第二条第二項第九号ハ及びホに掲げる安全設備は、当該安全設備を構成する機械又は器具の単一故障（設置許可基準規則第十二条第二項に規定する単一故障をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するよう、施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「単一故障」は、短期間では動的機器の単一故障を、長期間では動的機器の単一故障又は静的機器の想定される単一故障のいずれかをいう。ここで、短期間と長期間の境界は24時間を基本とし、例えば、PWRの非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切り替え等のように、運転モードの切り替えを行う場合は、その時点を短期間と長期間の境界とする。</p>	<p>○設置許可基準規則第十二条第1項に「安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。」と記載があり、第2項以降に技術基準規則に対応する条文がある。</p> <p>○主語の相違【結果：相違あり】</p> <p>設置許可基準規則は「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」、技術基準規則では「第二条第二項第九号ハ及びホに掲げる安全設備」を対象としており、設置許可基準規則の方が対象範囲は広い。</p> <p>○設置許可基準規則の「多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。」は、技術基準規則では「多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するよう、施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>																																
<table border="1"> <tr><td colspan="2">原子炉の緊急停止機能</td></tr> <tr><td colspan="2">未臨界維持機能</td></tr> <tr><td colspan="2">原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能</td></tr> <tr><td colspan="2">原子炉停止後における除熱のための</td></tr> <tr> <td rowspan="3">(PWR)</td> <td>残留熱除去機能</td> </tr> <tr> <td>二次系からの除熱機能</td> </tr> <tr> <td>二次系への補給水機能</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">(BWR)</td> <td>崩壊熱除去機能</td> </tr> <tr> <td>原子炉が隔離された場合の注水機能</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能</td> </tr> <tr><td colspan="2">事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための</td></tr> <tr> <td rowspan="2">(PWR)</td> <td>原子炉内高圧時における注水機能</td> </tr> <tr> <td>原子炉内低圧時における注水機能</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">(BWR)</td> <td>原子炉内高圧時における注水機能</td> </tr> <tr> <td>原子炉内低圧時における注水機能</td> </tr> <tr> <td>原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能</td> </tr> <tr><td colspan="2">格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能</td></tr> <tr><td colspan="2">格納容器の冷却機能</td></tr> <tr><td colspan="2">格納容器内の可燃性ガス制御機能</td></tr> </table>	原子炉の緊急停止機能		未臨界維持機能		原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能		原子炉停止後における除熱のための		(PWR)	残留熱除去機能	二次系からの除熱機能	二次系への補給水機能	(BWR)	崩壊熱除去機能	原子炉が隔離された場合の注水機能		原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための		(PWR)	原子炉内高圧時における注水機能	原子炉内低圧時における注水機能	(BWR)	原子炉内高圧時における注水機能	原子炉内低圧時における注水機能	原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能		格納容器の冷却機能		格納容器内の可燃性ガス制御機能			
原子炉の緊急停止機能																																		
未臨界維持機能																																		
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能																																		
原子炉停止後における除熱のための																																		
(PWR)	残留熱除去機能																																	
	二次系からの除熱機能																																	
	二次系への補給水機能																																	
(BWR)	崩壊熱除去機能																																	
	原子炉が隔離された場合の注水機能																																	
	原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能																																	
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための																																		
(PWR)	原子炉内高圧時における注水機能																																	
	原子炉内低圧時における注水機能																																	
(BWR)	原子炉内高圧時における注水機能																																	
	原子炉内低圧時における注水機能																																	
	原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能																																	
格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能																																		
格納容器の冷却機能																																		
格納容器内の可燃性ガス制御機能																																		

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 非常用の交流電源機能 非常用の直流電源機能 非常用の計測制御用直流電源機能 補機冷却機能 冷却用海水供給機能 原子炉制御室非常用換気空調機能 圧縮空気供給機能	2 <u>安全設備</u> は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、 <u>その機能を発揮することができるように、施設しなければならない。</u>	○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「安全施設」、技術基準規則は「安全設備」を対象としている。
二 その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能 原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能 原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能 工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能 事故時の原子炉の停止状態の把握機能 事故時の炉心冷却状態の把握機能 事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能 事故時のプラント操作のための情報の把握機能		
4 第2項に規定する「単一故障」は、動的機器の単一故障及び静的機器の単一故障に分けられる。重要度の特に高い安全機能を有する系統は、短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を達成できるように設計されていることが必要である。 5 第2項について、短期間と長期間の境界は 24 時間を基本とし、運転モードの切替えを行う場合はその時点を短期間と長期間の境界とする。例えば運転モードの切替えとして、加圧水型軽水炉の非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切替えがある。 また、動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。 さらに、単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。 3 <u>安全施設</u> は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、 <u>その機能を発揮することができるものでなければならない。</u>		

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>【解釈】</p> <p>6 第3項に規定する「想定される全ての環境条件」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、その機能が期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられる全ての環境条件をいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>2 <u>第2項の規定は、安全設備のほか、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」において規定される安全機能を有する構築物、系統及び機器についても適用するものとする。</u></p> <p>3 第2項に規定する「想定される全ての環境条件」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、所定の機能を期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられる全ての環境条件のことで、<u>格納容器内の安全設備であれば通常運転からLOCA（冷却材喪失事故）時までの状態において考えられる圧力、温度、放射線、湿度をいう。また、「環境条件」には、冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む）が含まれる。なお、配管内円柱状構造物が流体振動により破損物として冷却材に流入することの評価に当たっては、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針（JSME S012）」を適用すること。</u></p> <p>4 <u>第2項について、安全設備のうち供用期間中において中性子照射脆化の影響を受ける原子炉圧力容器にあっては、日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（JEAC4206-2007）」（以下「破壊靱性の確認試験方法（JEAC 4206-2007）」という。）の規定に「日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（JEAC 4206-2007）」の適用に当たって（別記-1）」の要件を付したものに掲げる、破壊じん性の要求を満足すること。この場合において、監視試験を行うに当たっては、日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）」（以下「監視試験方法（JEAC 4201-2007）」という。）、「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2010年追補版]」（以下「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2010）」という。）及び「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2013年追補版]」（以下「監視試験方法（JEAC 4201-2007/2013）」という。）の規定に「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201）」の適用に当たって（別記-6）」の要件を付したものによること。</u> <u>（「日本電気協会規格「原子炉構造材の監視試験方法」（JEAC4201-2007）及び「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」（JEAC 4206-2007）に関する技術評価書」（平成21年8月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）、「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2010年追補版]」に関する技術評価書」（平成23年5月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）及び「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007）[2013年追補版]」に関する技術評価書」（原規技発 1510073号（平成27年10月7日原子力規制委員会決定））」</u></p>	<p>○設置許可基準規則の「その機能を発揮することができるものでなければならない。」は、技術基準規則では「その機能を発揮することができるよう、施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「安全設備の設計に考慮すべき具体的な環境条件」や「配管内円柱状構造物の流力振動に対する考慮」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では原子炉圧力容器の破壊じん性について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考																
<p>4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>7 第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実系統を用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。</p> <p>8 第4項に規定する「試験又は検査」については、次の各号によること。</p> <p>一 発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第6号。以下「技術基準規則」という。）に規定される試験又は検査を含む。）ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができること。</p> <p>二 運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあつては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。</p> <p>三 発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。</p> <p>9 第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。</p>	<p>（設計基準対象施設の機能）</p> <p>第十五条</p> <p>2 設計基準対象施設は、その健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができるよう、施設しなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第2項に規定する「保守点検（試験及び検査を含む。）ができるよう、施設しなければならない」とは、<u>発電用原子炉施設が所要の性能を確認するために必要な保守及び点検が可能な構造であり、かつ、そのために必要な配置、空間等を備えたものであること。</u>また、試験及び検査には、原子炉等規制法第43条の3の11（使用前事業者検査等）及び同法第43条の3の16（定期事業者検査）に規定する検査並びに技術基準規則第21条、同規則第32条第4項、同規則第35条第7号、同規則第44条第1号ハ、同条第2号ホ及び同条第5号ロに規定する試験を含む。</p>	<p>○主語の相違【結果：相違あり】</p> <p>設置許可基準規則は「安全施設」、技術基準規則は「設計基準対象施設」を対象としており、技術基準規則の方が対象範囲は広い。</p> <p>○設置許可基準規則の「試験又は検査ができるものでなければならない。」は、技術基準規則では「必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができるよう、施設しなければならない。」とし、保守及び点検が可能となるよう、具体的な内容が記載されている。</p>																
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="210 1201 617 1234">構築物、系統及び機器</th> <th data-bbox="617 1201 1029 1234">要求事項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="210 1234 617 1268">反応度制御系及び原子炉停止系</td> <td data-bbox="617 1234 1029 1268">試験のできる設計であること</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 1268 617 1344">原子炉冷却材圧力バウンダリ</td> <td data-bbox="617 1268 1029 1344">原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計であること</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 1344 617 1377">残留熱を除去する系統</td> <td data-bbox="617 1344 1029 1377">試験のできる設計であること</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 1377 617 1549">非常用炉心冷却系</td> <td data-bbox="617 1377 1029 1549">定期的に試験及び検査できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計であること</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 1549 617 1625">最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統</td> <td data-bbox="617 1549 1029 1625">試験のできる設計であること</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 1625 617 1831">原子炉格納容器</td> <td data-bbox="617 1625 1029 1831">定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏えい率測定ができる設計であること 電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができること</td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 1831 617 1864">隔離弁</td> <td data-bbox="617 1831 1029 1864">隔離弁は、定期的な動作試験が可</td> </tr> </tbody> </table>	構築物、系統及び機器	要求事項	反応度制御系及び原子炉停止系	試験のできる設計であること	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計であること	残留熱を除去する系統	試験のできる設計であること	非常用炉心冷却系	定期的に試験及び検査できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計であること	最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	試験のできる設計であること	原子炉格納容器	定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏えい率測定ができる設計であること 電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができること	隔離弁	隔離弁は、定期的な動作試験が可		
構築物、系統及び機器	要求事項																	
反応度制御系及び原子炉停止系	試験のできる設計であること																	
原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計であること																	
残留熱を除去する系統	試験のできる設計であること																	
非常用炉心冷却系	定期的に試験及び検査できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計であること																	
最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	試験のできる設計であること																	
原子炉格納容器	定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏えい率測定ができる設計であること 電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができること																	
隔離弁	隔離弁は、定期的な動作試験が可																	

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則		技術基準規則	備考
	能であり、かつ、重要な弁については、漏えい試験ができること		
原子炉格納容器熱除去系	試験のできる設計であること		
原子炉格納施設雰囲気制御する系統	試験のできる設計であること		
安全保護系	原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること		
電気系統	重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計であること		
燃料の貯蔵設備及び取扱設備	安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができること		
5 <u>安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。</u> 【解釈】 10 第5項に規定する「蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物」とは、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発又は重量機器の落下等によって発生する飛散物をいう。なお、二次的飛散物、火災、化学反応、電氣的損傷、配管の破損又は機器の故障等の二次的影響も考慮するものとする。また、上記の「発生する飛散物」の評価については、「タービンミサイル評価について」(昭和52年7月20日原子力委員会原子炉安全専門審査会)等によること。	4 <u>設計基準対象施設に属する設備であって、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるもの</u> には、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。 【解釈】 3 第4項に規定する「蒸気タービンの損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定される」とは、タービンミサイル発生時の対象物を破損する確率が 10^{-7} 回/炉・年を超える場合をいう。 「ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定される」とは、PWRの原子炉冷却材ポンプフライホイールにあつては、限界回転数が予想される最大回転数に比べて十分大きいことを確認すれば安全性を損なうことが想定されないものと判断する。 4 第4項に規定する「その他の損傷防止措置」とは、(1) 想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとること、又は、(2) 想定される飛散物の飛散方向を考慮し、防護対象を損傷し安全性を損なうことがないよう配置上の配慮又は多重性を考慮すること。	○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「安全施設」、技術基準規則は「設計基準対象施設に属する設備であって、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるもの」を対象としている。 ○設置許可基準規則の「安全性を損なわないものでなければならない。」は、技術基準規則では「損傷防止措置を講じなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。	
6 <u>重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りでない。</u> 【解釈】 11 第6項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に	5 <u>設計基準対象施設に属する安全設備であって、第二条第二項第九号ハに掲げるもの</u> は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りでない。 【解釈】	○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「重要安全施設」、技術基準規則は「設計基準対象施設に属する安全設備であって、第二条第二項九号ハに掲げるもの」を対象としている。	

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>においてクラスMS－1に分類される下記の機能を有する構築物等を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の緊急停止機能 ・未臨界維持機能 ・原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 ・原子炉停止後の除熱機能 ・炉心冷却機能 ・放射性物質の閉じ込め機能並びに放射線の遮蔽及び放出低減機能（ただし、可搬型再結合装置及び沸騰水型発電用原子炉施設の排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能を持つ構造物）を除く。） ・工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 ・安全上特に重要な関連機能（ただし、原子炉制御室遮蔽、取水口及び排水口を除く。） <p>1 2 第6項に規定する「安全性が向上する場合」とは、例えば、ツインプラントにおいて運転員の融通ができるように居住性を考慮して原子炉制御室を共用した設計のように、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件を満たしつつ、共用することにより安全性が向上するとの評価及び設計がなされた場合をいう。</p> <p>1 3 第6項に規定する「共用」とは、2基以上の発電用原子炉施設間で、同一の構築物、系統又は機器を使用することをいう。</p> <p>1 4 第6項に規定する「相互に接続」とは、2基以上の発電用原子炉施設間で、系統又は機器を結合することをいう。</p> <p>7 <u>安全施設（重要安全施設を除く。）</u>は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、<u>発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。</u></p>	<p>5 第5項に規定する「設計基準対象施設に属する安全設備であって、第二条第二項第九号ハに掲げるもの」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）において、クラスMS－1に分類される下記の機能を有する設備を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の緊急停止機能 ・未臨界維持機能 ・原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 ・原子炉停止後の除熱機能 ・炉心冷却機能 ・放射性物質の閉じ込め機能並びに放射線の遮蔽及び放出低減機能（ただし、可搬型再結合装置及び沸騰水型発電用原子炉施設の排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能を持つ構造物）を除く。） ・工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 ・安全上特に重要な関連機能（第2条第2項第9号ホに掲げるものを含む。ただし、原子炉制御室遮蔽、取水口及び排水口を除く。） <p>6 <u>前項の安全設備以外の安全設備</u>を二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、<u>発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>6 <u>第6項に規定する「前項の安全設備以外の安全設備」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）において規定される安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、第5項に規定する「設計基準対象施設に属する安全設備であって、第二条第二項第九号ハに掲げるもの」以外の設備を対象とする。</u></p> <p>第十五条 <u>設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。</u></p> <p>3 <u>設計基準対象施設は、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械又は器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを</u></p>	<p>○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「安全施設（重要安全施設を除く。）」、技術基準規則は「前項の安全設備以外の安全設備」を対象としている。</p> <p>○設置許可基準規則の「安全性を損なわないものでなければならない。」は、技術基準規則では「安全性を損なわないよう、施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の反応度制御並びに発電用原子炉固有の出力抑制特性」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「設計基準対象施設から液体放射性物質が漏えいした場合の液体放射性廃棄物処理設備の施設」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
	<p><u>安全に処理するように施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>2 第3項に規定する「これを安全に処理するように施設しなければならない」とは、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械器具からの放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合（BWRの原子炉再循環ポンプ軸封部のコントロールリーク、高圧タービン等の軸封部からの漏えい防止のための衛帯（シール）蒸気及び低圧タービンの空気の流入防止のための衛帯（シール）蒸気を含む。）、液体にあつてはこれらを原子炉格納容器内、原子炉建屋、タービン建屋、原子炉補助建屋等に設けられた機器又は床のそれぞれのドレンサンプ又はタンクに収集し、サンプ又はタンクから放射性廃棄物処理設備に移送して適切に処理ができるような施設とすること。</p>	

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止)</p> <p>第十三条 設計基準対象施設は、<u>次に掲げる要件を満たすものでなければならない。</u></p> <p>一 <u>運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1号に規定する「設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない」については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定)等に基づいて実施すること。</p> <p>イ <u>最小限界熱流束比(燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束(単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。)と運転時の熱流束との比の最小値をいう。)又は最小限界出力比(燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。)が許容限界値以上であること。</u></p> <p>ロ <u>燃料被覆材が破損しないものであること。</u></p> <p>ハ <u>燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。</u></p> <p>ニ <u>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・一倍以下となること。</u></p> <p>二 <u>設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。</u></p> <p>イ <u>炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</u></p> <p>ロ <u>燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。</u></p> <p>ハ <u>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・二倍以下となること。</u></p> <p>ニ <u>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。</u></p> <p>ホ <u>設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。</u></p>	<p>(設計基準対象施設の機能)</p> <p>第十五条 設計基準対象施設は、<u>通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。</u></p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「通常運転時の反応度制御」について記載がある。</p> <p>○技術基準規則では「核分裂の連鎖反応制御」について記載はあるが、設置許可基準規則では第十五条(炉心等)に記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則では「運転時の異常な過渡変化時に満たすべき具体的な要件」について記載はあるが、技術基準規則では満足すべき具体的な要件の記載がない。</p> <p>○設置許可基準規則では「設計基準事故時の要件」について記載はあるが、技術基準規則では満足すべき具体的な要件の記載がない。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(全交流動力電源喪失対策設備)</p> <p>第十四条 発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、<u>これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第14条について、全交流動力電源喪失（外部電源喪失及び非常用所内交流動力電源喪失の重畳）に備えて、非常用所内直流電源設備は、原子炉の安全停止、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保のために必要とする電気容量を一定時間（重大事故等に対処するための電源設備から電力が供給されるまでの間）確保できること。</p>	<p>(全交流動力電源喪失対策設備)</p> <p>第十六条 発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等（重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）又は重大事故をいう。以下同じ。）に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための<u>電源設備を施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第16条に規定する「必要な容量」とは、発電用原子炉の停止、停止後の冷却、原子炉格納容器の健全性の確保のために施設されている設備に必要な容量をいう。</p>	<p>○主語の相違【結果：相違なし】</p> <p>設置許可基準規則は「電源設備（安全施設に属するものに限る。）」、技術基準規則は「電源設備」を対象としている。</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(炉心等)</p> <p>第十五条 設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉固有の出力抑制特性を有する」とは、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料の損傷を防止又は緩和するため、ドップラ係数、減速材温度係数、減速材ボイド係数及び圧力係数等を総合した反応度フィードバックが、急速な固有の出力抑制効果を持つことを意味する。</p> <p>2 第1項に規定する「反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する」とは、出力振動が発生した場合にあってもそれを容易に制御できることを含む。ここで、「容易に制御できる」とは、燃料の許容損傷限界を超える状態に至らないよう十分な減衰特性を持ち、又は出力振動を制御し得ることを意味する。</p> <p>2 <u>炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないものでなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>3 第2項について、燃料の許容損傷限界の設定は、燃料ペレットの最高温度、燃料被覆管の最高温度、最大熱流束、最小限界熱流束比、最小限界出力比、燃料ペレットの最大エンタルピー、燃料被覆管の最大変形量及び最大線出力密度（BWR）等が判断の基礎となる。なお、具体的な評価は「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（昭和59年1月19日原子力安全委員会決定）等による。</p> <p>3 <u>燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものでなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>4 第3項に規定する「燃料体」については、燃料棒以外の燃料集合体の構成要素を意味する。また、「減速材及び反射材並びに炉心支持構造物」とは、原子炉圧力容器内で炉心付近に位置する燃料集合体以外の構成要素を意味する。</p> <p>5 第3項の要求は、所要の運転期間において、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、燃料集合体の制御棒挿入性及び冷却可能な形状が確保される設計であることが求められる。</p>	<p>(設計基準対象施設の機能)</p> <p>第十五条 設計基準対象施設は、<u>通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。</u></p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「通常運転時」及び「運転時の異常な過渡変化時」に燃料要素の許容設計限界を超えないための炉心の機能（原子炉冷却系統，原子炉停止系統，反応度制御系統，計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せた機能）について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「発電用原子炉の停止及び停止後の炉心冷却機能維持」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>4 燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により<u>損傷を受けないものでなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>6 第5項に規定する「通常運転時における圧力、温度及び放射</p>	<p>(流体振動等による損傷の防止)</p> <p>第十九条 燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により<u>損傷を受けないように施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 「<u>流体振動により損傷を受けないように施設しなければならない</u>」とは、<u>流れの乱れ、渦、気泡等に起因する高サイクル疲労による損傷の発生防止を規定するものであり、以下の措置を講じること。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器伝熱管群の曲げ部については、日本機械学会「<u>発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版）（JSME SNC1-2005）</u>」（以下「<u>設計・建設規格2005</u>」）という。）<u>PVB-3600 又は「設計・建設規格2012」PVB-3600 に「日本機械学会「設計・建設規格」及び「材料規格」の適用に当たって（別記-2）の要件を付したものであること。</u> ・管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものについては、日本機械学会「<u>配管内円柱状構造物の流力振動評価指針</u>」（JSME S012）に規定する手法を適用すること。 （「<u>日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME SNC1）」（2005年改訂版）並びに流力振動及び高サイクル熱疲労に関する評価指針の技術評価書</u>」（平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）及び「<u>設計・建設規格2012技術評価書</u>」） <p>2 「<u>温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない</u>」とは、日本機械学会「<u>配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針</u>」（JSME S017）に規定する手法を適用し、<u>損傷の発生防止措置を講じること。</u> （「<u>日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME SNC1）」（2005年改訂版）並びに流力振動及び高サイクル熱疲労に関する評価指針の技術評価書</u>」（平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ））</p> <p>3 <u>配管内円柱状構造物の流力振動及び配管の高サイクル熱疲労については、一次冷却材が循環する施設として、原子炉冷却材浄化系、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）（BWR）及び化学体積制御系、余熱除去系（PWR）を含めて措置を講じること。</u></p> <p>(炉心等)</p> <p>第二十三条 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物の材料は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p>	<p>○設置許可基準規則の「<u>損傷を受けないものでなければならない。</u>」は技術基準規則では「<u>損傷を受けないように施設しなければならない。</u>」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「<u>流体振動等による損傷の防止のための、具体的な手法及び措置</u>」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「<u>減速材及び反射材並びに炉心支持構造物の材料</u>」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>線に起因する最も厳しい条件」とは、燃料棒の内外圧差、燃料棒及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力及び温度の変化、化学的効果、静的及び動的荷重、燃料ペレットの変形並びに燃料棒内封入ガスの組成の変化等をいう。</p> <p>6 <u>燃料体は、次に掲げるものでなければならない。</u> 【解釈】 8 具体的な評価は「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」（昭和63年5月12日原子力安全委員会了承）等による。</p> <p>一 <u>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする。</u> 【解釈】 7 第6項第1号の要求は、所要の運転期間において、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能が確保される設計であることが求められる。</p> <p>二 <u>輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないものとする。</u></p>	<p>1 第1項に規定する「最も厳しい条件」とは、原子炉運転状態に対応した圧力及び温度条件、燃料使用期間中の<u>燃焼度</u>、中性子照射量等の組み合わせのうち想定される最も厳しい条件をいう。また、「必要な物理的及び化学的性質」とは、<u>物理的性質については耐放射線性、寸法安定性、耐熱性及び核性質等をいい、化学的性質については耐食性及び化学的安定性等をいう。</u></p> <p>3 第1項及び第2項の燃料体の物理的性質、化学的性質及び強度等については「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について（昭和63年5月12日 原子力安全委員会了承）」及び「燃料体に関する要求事項（別記-10）」によること。</p> <p>2 <u>燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、最高使用圧力、自重、附加荷重その他の燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物に加わる負荷に耐えるものでなければならない。</u> 【解釈】 2 第2項における「<u>その他の燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物に加わる負荷</u>」には、<u>燃料体における核分裂生成物質の蓄積による燃料被覆管の内圧上昇及び熱応力等の荷重を含むものとする。</u></p> <p>3 第1項及び第2項の燃料体の物理的性質、化学的性質及び強度等については「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について（昭和63年5月12日 原子力安全委員会了承）」及び「燃料体に関する要求事項（別記-10）」によること。</p> <p>(一次冷却材) 第二十五条 <u>一次冷却材は、通常運転時における圧力、温度及び放射線によって起る最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。</u> 【解釈】 1 <u>第25条に規定する「必要な物理的性質」は、核的性質と熱水力的性質に分けられ、核的性質としては核反応断面積が核反応維持のために適切であること、熱水力的性質については冷却能力が適切であること。また、「必要な化学的性質」は、燃料体及び構造材の健全性を妨げることのない性質であること及び通常運転時において放射線に対して化学的に安定であること。</u></p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「燃焼度」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「物理的及び化学的性質の具体的な内容」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「減速材及び反射材並びに炉心支持構造物」の記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「評価にあたっての具体的な荷重」について記載がある</p> <p>○設置許可基準規則で「輸送中又は取扱中における著しい変形」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「一次冷却材の物理的及び化学的性質の保持」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)</p> <p>第十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、<u>通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。</u></p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項第1号に規定する「燃料体等を取り扱う能力」とは、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取り扱いにおいて、関連する機器間を連携し、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる能力があること。</p> <p>二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする。</p>	<p>(燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備)</p> <p>第二十六条 <u>通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）を取り扱う設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 <u>第1項に規定する「燃料体又は使用済燃料を取り扱う設備」とは、新燃料、再使用燃料又は使用済燃料の装荷、取出又は保管等を行うために使用する設備をいう。</u></p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有するものであること。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 第1項第1号に規定する「燃料体等を取り扱う能力」とは、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取り扱いにおいて、関連する機器間を連携し、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる能力があること。</p> <p>二 燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。</p> <p>【解釈】</p> <p>3 <u>第1項第2号に規定する「燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること」とは、臨界計算により燃料が臨界に達しないことを確認された構造であること。</u></p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。</p> <p>【解釈】</p> <p>4 <u>第1項第3号に規定する「燃料体等が溶融しないものであること」とは、設計計算により、燃料が溶融しないことを確認された冷却能力を有すること。</u></p> <p>五 <u>燃料体等を封入する容器は、取扱中における衝撃、熱その他の容器に加わる負荷に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>6 第1項第5号に規定する「容易に破損しないものであること」とは、「<u>「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）」第88条第1項第3号口に規定されている「容易かつ安全に取扱うことができ、かつ、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、き裂、破損等が生じるおそれがないものであること」。</u>なお、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則第3条等の規定に基づく核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等」（以下「<u>「科技庁告示第5号」という。</u>）を満たすものを、「燃料体等を封入する容器」として用いてもよい。</p> <p>7 第1項第5号に規定する「容器」は、「<u>「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」を準用し、理論的若しくは適切な試験又は実験により所定の機能が満足されていること。</u></p>	<p>○主語の相違【結果：相違なし】</p> <p>設置許可基準規則は「通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）」、技術基準規則は「通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）を取り扱う設備」を対象としている。</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「燃料取扱設備の定義」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「臨界防止構造の具体的な要件」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「燃料体等の溶融防止に必要な能力」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「燃料体等を封入する容器に加わる負荷及び容器への要求」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p> <p>五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、<u>燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。</u></p> <p>一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。 イ 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、</p>	<p>六 前号の容器は、<u>内部に燃料体等を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一メートルの距離における線量当量率がそれぞれ原子力規制委員会の定める線量当量率を超えないように遮蔽できるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</u></p> <p>四 取扱中に燃料体等が破損しないこと。 【解釈】 5 第1項第4号に規定する「燃料体等が破損しないこと」とは、以下によること。 ・<u>燃料交換機にあつては、掴み機構のワイヤーを二重化すること。</u> ・<u>燃料交換機にあつては、燃料取扱中に過荷重となった場合は上昇阻止される措置がなされていること。この場合において、取扱い時の荷重監視等による運転管理による対応も含まれる。</u> ・<u>原子炉建屋天井クレーンにあつては、吊り上げられた使用済燃料運搬用容器等重量物が燃料プールに貯蔵された燃料上を走行できない措置を行うこと。ただし、措置には、運用管理での対応も含むものとする。この運用管理にあつては、運搬用容器等重量物が燃料上に行かないことを確実にするものであること。また、フックのワイヤー外れ止めを設けること。なお、ここでの「使用済燃料運搬用容器等」の等には、燃料交換機又は原子炉建屋天井クレーンを用いて取扱うものであつて、その落下によって燃料を破損させるおそれがあるものを含む。</u> ・<u>燃料交換機、原子炉建屋天井クレーン等にあつては、適切な落下防止対策等を施すことにより、その落下により燃料を破損するおそれがないとしてもよい。</u></p> <p>七 <u>燃料体等の取扱中に燃料体等を取り扱うための動力源がなくなった場合に、燃料体等を保持する構造を有する機器を設けることにより燃料体等の落下を防止できること。</u> 【解釈】 8 第1項第7号に規定する「燃料体等の取扱中に燃料体等を取り扱うための動力源がなくなった場合に、燃料体等を保持する構造」とは、動力源である電源又は空気等が喪失した場合でも燃料を保持できる性能を有すること。</p> <p>2 <u>燃料体等を貯蔵する設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。</u></p> <p>五 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質が放出されることに伴い公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、燃料貯蔵設備の格納施設及び放射性物質の放出を低減する発電用原子炉施設を施</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「燃料体等を封入する容器の遮蔽能力」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「燃料体等の取扱中における落下防止の具体的対策」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「燃料取扱設備の動力源喪失時における燃料体等落下防止対策」について記載がある。</p> <p>○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。」、技術基準規則は「燃料体等を貯蔵する設備」を対象としている。 ○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納するもの及び放射性物質の放出を低減するものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 第2項第1号イに規定する「燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合」とは、燃料貯蔵槽等への燃料落下による敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」にある「4. 2事故(5)周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと」を満たさないことをいう。「放射性物質の放出を低減するもの」とは、空気系の浄化装置をいい、第32条第7項に規定された施設を兼ねることができる。</p> <p>3 第2項第1号イについて、使用済燃料の貯蔵設備として乾式キャスクを用いる場合において、その蓋部を開放することなく、かつ、内包する放射性物質の閉じ込めが乾式キャスクのみで担保できる場合にあつては、放射性物質の放出を低減するものを設けなくてもよい。</p> <p>ロ 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>4 第2項第1号ロに規定する「燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有する」とは、発電用原子炉に全て燃料が装荷されている状態で、使用済燃料及び貯蔵されている取替燃料に加えて、1炉心分以上貯蔵することができる容量を確保すること。この場合において、「容量」には、第4項に規定するキャスク貯蔵分を含むことができる。</p> <p>ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>9 第2項第1号ハ及び第4項において、兼用キャスクの設計については、別記4のとおりとする。</p> <p>二 使用済燃料の貯蔵施設(キャスクを除く。)にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。</p> <p>【解釈】</p> <p>5 第2項第2号に規定する「キャスク」とは、使用済燃料の収納後にその内部を乾燥させ、使用済燃料を不活性ガスとともに封入(装荷)し貯蔵する容器をいい、キャスク本体、蓋部(二重)及びバスケット等で構成される。</p>	<p>設すること。</p> <p>【解釈】</p> <p>16 第2項第5号に規定する「放射性物質の放出を低減する発電用原子炉施設」とは、空気系の浄化装置をいい、第44条第4号(原子炉格納施設の雰囲気浄化)に規定された施設を兼ねることができる。また、<u>空気系の浄化装置として専用のものを施設する場合、その浄化装置の機能については、設置許可申請書において評価した当該事象による放射性物質の放出量の評価の条件として設定した浄化装置の処理容量及びフィルターよ素除去効率に非保守的な変更がないことを確認すること。</u></p> <p>17 第2項第5号に規定する「公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合」とは、燃料貯蔵プール等への燃料落下による敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)」にある「4. 2事故(5)周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと」を満たさないことをいう。<u>この場合において、核原料、核燃料及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の5(又は第43条の3の8)に基づき許可を受けた原子炉設置(変更)許可申請において確認されていることを、関連する設備が同申請要件を満たしていることにより確認することができる。</u></p> <p>三 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものであること。</p> <p>【解釈】</p> <p>11 第2項第3号に規定する「燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有する」とは、発電用原子炉に全て燃料が装荷されている状態で、使用済燃料及び貯蔵されている取替燃料に加えて、1炉心分以上の容量を確保すること。この場合において、「容量」には、第6号に規定するキャスク貯蔵分を含むことができる。</p> <p>一 燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。</p> <p>【解釈】</p> <p>9 <u>第2項第1号に規定する「燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること」とは、臨界計算により、燃料が臨界に達しないことを確認された構造であること。</u></p> <p>四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽(以下「使用済燃料貯蔵槽」という。)は、次に定めるところによること。</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「専用の空気系浄化装置の機能」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射性物質による敷地外への影響低減機能を有すると判断するにあたっての判断基準」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「燃料体等の臨界防止構造」について記載がある。</p> <p>○技術基準規則に「その他高放射性の燃料体」が追記されているが、貯蔵している「使用済燃料貯蔵槽」と同義である。以下、その他高放射性の燃料体を含めた記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>イ <u>使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</u></p> <p>ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであって、<u>最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする。</u></p> <p>ハ 使用済燃料貯蔵槽（安全施設に属するものに限る。以下この項及び次項において同じ。）から放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであって、<u>使用済燃料貯蔵槽から水が漏れいした場合において水の漏れいを検知することができるものとする。</u></p> <p>ニ 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする。</p>	<p>ロ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の放射線を遮蔽するために<u>必要な量の水があること。</u></p> <p>【解釈】 1 3 第2項第4号ロに規定する「<u>使用済燃料その他高放射性の燃料体の放射線を遮蔽するために必要な量の水</u>」とは、燃料取替作業時に線量限度（「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示（平成27年原子力規制委員会告示第8号）」による。）を超えないよう放射線を遮蔽するために必要な量をいう。 <u>この場合において、常用の補給水系統の一つが機能しない場合においても、放射線を遮蔽するために必要な水量が確保できること。</u></p> <p>二 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。</p> <p>【解釈】 1 0 第2項第2号に規定する「<u>燃料体等が溶融しないものであること</u>」とは、設計計算により、燃料が溶融しないことを確認された冷却能力を有すること。</p> <p>四 ハ <u>使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止すること。</u></p> <p>【解釈】 1 4 第2項第4号ハに規定する「<u>使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止すること</u>」とは、浄化装置を設置すること。</p> <p>イ 放射性物質を含む水があふれ、又は漏れない構造であること。</p> <p>【解釈】 1 2 第2項第4号イに規定する「<u>漏れない構造</u>」とは、プール内面をステンレス鋼等でライニングすること、燃料プールに必要な水位より低い位置に排水口を設けないこと。</p> <p>ニ 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないこと。</p> <p>【解釈】 1 5 第2項第4号ニに規定する「<u>その機能が損なわれない</u>」とは、<u>落下した燃料体等やクレーン等の重量物によって使用済燃料プールの機能を失うような損傷は生じさせないよう必要な強度のライニングを施設すること。この場合において、クレーン等にあつては、適切な落下防止対策等を施すことにより、使用済燃料プールの機能を維持することとしてもよい。</u></p>	<p>○設置許可基準規則の「適切な遮蔽能力を有するものとする。」は、技術基準規則では「必要な量の水があること。」として具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「燃料体等の溶融防止に必要な能力」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則の「最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系」のうち「浄化系」は、技術基準規則では「使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆の著しい腐食防止」として具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則では「使用済燃料貯蔵槽からの水の漏れい検知」について記載があり、技術基準規則では第四十七条（警報装置）に記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「漏れない構造とするための具体的対策」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「燃料体等及び重量物の落下時に機能を損なわないための具体的対策」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、<u>使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。</u></p> <p>一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>6 第3項第1号に規定する「使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え」とは、異常時において燃料取扱場所への立入りが制限される場合においても、原子炉制御室でモニタリングが可能であることをいう。</p> <p>二 外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>7 第3項第2号に規定する「外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるもの」については、外部電源の喪失時においても使用済燃料貯蔵槽の状態の監視が可能であることを求めているが、当該状態の監視方法には、直接的な測定方法に加え間接的な測定方法を含めてもよい。</p>	<p>(警報装置等)</p> <p>第四十七条</p> <p>2 発電用原子炉施設には、<u>使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下を確実に検知し、自動的に警報する装置を設けなければならない。</u>ただし、発電用原子炉施設が、使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下に自動的に対処する機能を有している場合は、この限りでない。</p> <p>(計測装置)</p> <p>第三十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げる事項を計測する装置を設けなければならない。ただし、<u>直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置を設けることをもって、これに代えることができる。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 <u>第34条における計測する手段としてはサンプリングによる測定、演算（炉周期）が含まれる。</u></p> <p>十二 <u>管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率</u></p> <p>十四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位</p> <p>3 第一項第十二号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置（同項第十二号に掲げる事項を計測する装置にあつては、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に属するものに限る。）にあつては、外部電源が喪失した場合においてもこれらの事項を計測することができるものでなければならない。</p> <p>4 <u>第一項第一号及び第三号から第十五号までに掲げる事項を計測する装置にあつては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存することができるものでなければならない。ただし、設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置以外の装置であつて、断続的に試料の分析を行う装置については、運転員その他の従事者が測定結果を記録し、及びこれを保存し、その記録を確認することをもって、これに代えることができる。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>6 第4項に規定する「計測する装置にあつては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存する」には、計測、計測結果の表示、記録及び保存を、複数の装置の組み合わせにより実現してもよい。</p> <p>7 第4項に規定する「設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置」とは、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針（昭和56年7月23日原子力安全委員会決定）」に定める放射線計測</p>	<p>○設置許可基準規則の「使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。」は、技術基準規則では「使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下を確実に検知し、自動的に警報する装置を設けなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「直接計測することが困難な場合の代替手段」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「計測手段の補足」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「計測結果の表示、記録及び保存」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>4 キャスクを設ける場合には、そのキャスクは、第二項第一号に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p> <p>二 使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるものとする。</p> <p>三 使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>8 第4項において、兼用キャスク以外のキャスクの設計の妥当性については、「原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について」（平成4年8月27日原子力安全委員会了承）に基づき確認する。なお、工場等周辺における線量の評価については、第29条の規定による。</p> <p>9 第2項第1号ハ及び第4項において、兼用キャスクの設計については、別記4のとおりとする。</p>	<p>系の分類1及び2の計測装置をいう。</p> <p>(燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備)</p> <p>第二十六条</p> <p>2 燃料体等を貯蔵する設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>六 使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）は、次に定めるところによること。</p> <p>【解釈】</p> <p>18 第2項第6号に規定する「乾式キャスク」は、金属キャスクのことをいい、第1号及び第2号で規定する臨界防止機能及び除熱機能に加え、第6号の要件及び「原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について（平成4年8月27日原子力安全委員会了承）」の要件を満足すること。</p> <p>イ 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視できること。</p> <p>【解釈】</p> <p>19 第2項第6号イの規定は以下によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐熱性、耐食性等を有し耐久性の高い金属ガスケット等のシールを採用すること ・蓋部を一次蓋と二次蓋の二重とし、一次蓋と二次蓋との間の圧力を監視することにより密封性を監視できること ・キャスク内部の負圧を維持できること <p>ロ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有すること。</p> <p>ハ <u>使用済燃料の被覆材の著しい腐食又は変形を防止できること。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>20 <u>第2項第6号ハに規定する「腐食を防止できる」とは、キャスク内部に不活性ガスを保持できる構造とすることにより被覆管の腐食を防止すること。</u></p> <p>ニ <u>キャスク本体その他のキャスクを構成する部材は、使用される温度、放射線、荷重その他の条件に対し、適切な材料及び構造であること。</u></p> <p>七 <u>取扱者以外の者がみだりに立ち入らないようにすること。</u></p>	<p>○技術基準規則では「使用済燃料の著しい腐食又は変形の防止」として具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「キャスクの構成部材の材料及び構造」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「燃料体等貯蔵設備への取扱者以外の者の立ち入り防止」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリ)</p> <p>第十七条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管をいう。</p> <p>一 原子炉圧力容器及びその付属物（本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等）</p> <p>二 原子炉冷却材系を構成する機器及び配管（ただし、加圧水型軽水炉においては一次冷却材ポンプ、蒸気発生器の水室・管板・管、加圧器、一次冷却系配管及び弁等をいい、また、沸騰水型軽水炉においては、主蒸気管及び給水管のうち原子炉側からみて第2隔離弁を含むまでの範囲とする。）</p> <p>三 接続配管</p> <p>イ 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>ロ 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>ハ 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、ロ)以外のものは、原子炉側からみて、第1隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>ニ 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等もイ)に準ずる。</p> <p>ホ 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。</p> <p>一 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる荷重に耐えるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 第1号に規定する「衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる荷重に耐えるもの」とは、原子炉停止系、原子炉冷却系、計測制御系、安全保護系又は安全弁等の機能によって、原子炉冷却材圧力バウンダリの急冷・急熱及び異常な圧力上昇を抑制し、原子炉冷却材圧力バウンダリ自体は、その遭遇する温度変化及び圧力に対して十分耐え、異常な原子炉冷却材の漏えい又は破損の発生する可能性が極めて小さくなるよう考慮された設計をいう。</p>	<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリ)</p> <p>第二十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる荷重に耐えるように施設しなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 <u>第27条に規定する「一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃」とは、原子炉冷却材喪失事故に伴うジェット反力等、安全弁等の開放に伴う荷重をいう。</u></p> <p>2 <u>第27条に規定する「炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる荷重」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において、反応度が炉心に投入されることにより1次冷却系の圧力が増加することに伴う荷重の増加をいう。この場合において、浸水燃料の破裂に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力等に伴う荷重の増加を含む。</u></p>	<p>○主語の相違【結果：相違なし】</p> <p>設置許可基準規則は「原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。）」、技術基準規則は「原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器」を対象としている。</p> <p>○ 設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「衝撃及び負荷の定義」について記載がある。</p> <p>○ 設置許可基準規則第十七条解釈の5において要求される「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」にて、技術基準規則に記載する「燃料破損等に伴う荷重」における、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器の評価が示されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする こと。 【解釈】 3 第2号に規定する「原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するもの」とは、原子炉冷却材系に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系に関しては、原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、原子炉冷却材の喪失を停止させるため、配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切な隔離弁を設けた設計をいう。また、ここでいう「原子炉冷却材の流出を制限する」とは、必ず流出を防止することを求めるものではなく、原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの、過圧防護の機能を持つ安全弁を設置するためのものについては、隔離弁を設けなくてもよいことをいう。</p> <p>三 <u>通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものとする</u> こと。 【解釈】 4 第3号に規定する「瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するもの」とは、脆性的挙動を示さず、かつ急速な伝播型破断を生じさせないことを意味する。（第32条第2項において同じ。）</p> <p>四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする こと。 【解釈】 5 具体的な評価は「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（昭和59年1月19日原子力安全委員会決定）等による。</p>	<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等) 第二十八条 原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材の流出を制限するよう、隔離装置を施設しなければならない。 【解釈】 1 <u>第1項に規定する「原子炉冷却材の流出」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管等が破損することによって原子炉冷却材が流出することをいう。</u></p> <p>(原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等) 第二十八条 2 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。 【解釈】 2 <u>第2項に規定する「原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置」とは、漏えい位置を特定できない格納容器内の漏えいに対しては、1時間以内に0.23立方メートルの漏えい量を検出する能力を有すること。</u></p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「原子炉冷却材の流出の定義」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器の破壊じん性」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「検出する装置の能力」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(蒸気タービン) 第十八条 <u>蒸気タービン（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）は、当該蒸気タービンが損壊し、又は故障した場合においても、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。</u> 【解釈】 1 第1項及び第2項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわない」とは、想定される環境条件において材料に及ぼす化学的及び物理的影響に対し、耐性を有する材料が用いられ、かつ、蒸気タービンの振動対策及び過速度対策を含み、十分な構造強度を有するとともに、その破損時においても発電用原子炉施設の安全性に影響を与えないことをいう。 2 <u>蒸気タービンには、当該蒸気タービンが損壊し、又は故障した場合においても発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、その運転状態を監視できる設備を設けなければならない。</u> 【解釈】 1 第1項及び第2項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわない」とは、想定される環境条件において材料に及ぼす化学的及び物理的影響に対し、耐性を有する材料が用いられ、かつ、蒸気タービンの振動対策及び過速度対策を含み、十分な構造強度を有するとともに、その破損時においても発電用原子炉施設の安全性に影響を与えないことをいう。</p>	<p>(蒸気タービン) 第三十一条 第十七条第十五号の規定及び発電用火力設備に関する技術基準を定める省令（平成九年通商産業省令第五十一号）第三章の規定は、<u>設計基準対象施設に施設する蒸気タービンについて準用する。</u> 【解釈】 1 <u>第31条において準用する第17条第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」とは、以下に掲げるものの溶接部をいう。</u> (1) <u>設計基準対象施設の蒸気タービンに係る蒸気だめ又は熱交換器の次に定める圧力以上の圧力を加えられる部分（以下「耐圧部」）について溶接を必要とするもの</u> イ <u>水用の容器又は管であって、最高使用温度100℃未満のものについては、最高使用圧力1960kPa</u> ロ <u>液化ガス（通常の使用状態での温度における飽和圧力が196kPa以上であって現に液体の状態であるもの又は圧力が196kPaにおける飽和温度が35℃以下であって現に液体の状態であるものをいう。以下同じ。）用の容器又は管については、最高使用圧力0kPa</u> ハ <u>イ又はロに規定する容器以外の容器については、最高使用圧力98kPa</u> ニ <u>イ又はロに規定する管以外の管については、最高使用圧力980kPa（長手継手の部分にあつては、490kPa）</u> (2) <u>設計基準対象施設の蒸気タービンに係る外径150mm以上の管のうち、耐圧部について溶接を必要とするもの</u> 2 <u>第31条において準用する第17条第15号の規定に適合する溶接部は、次の（1）又は（2）のいずれかに適合したものをいう。</u> (1) <u>「溶接規格2007」及び「設計・建設規格2005(2007)」の規定に「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって（別記－5）」の要件を付したものの（2）「溶接規格2012(2013)」及び「設計・建設規格2012」の規定に「日本機械学会「設計・建設規格」及び「材料規格」の適用に当たって（別記－2）」及び「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって（別記－5）」の要件を付したものの（「溶接規格2007 技術評価書」、「溶接規格2012(2013)技術評価書」、「設計・建設規格2007 技術評価書」及び「設計・建設規格2012 技術評価書」）</u> 3 <u>第31条において蒸気タービン（その附属設備を含む）について「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」（平成9年3月27日通商産業省令第五十一号。以下「火力省令」という。）第三章の規定を準用する範囲は、PWRでは図－1、BWRでは図－2の区分図によること。</u> 4 <u>火力省令の準用に当たっては、「発電用火力設備の技術基準の解釈」（2013507 商局第2号（平成25年5月17日経済産業省商務流通保安グループ制定））の該当部分によること。</u></p>	<p>○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「蒸気タービン（安全施設に属するものに限る。）」、技術基準規則は「設計基準対象施設に施設する蒸気タービン」を対象としている。 ○設置許可基準規則で「蒸気タービン故障時の運転状態監視」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(非常用炉心冷却設備) 第十九条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、<u>非常用炉心冷却設備（安全施設に属するものに限る。）</u>を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 具体的な評価は「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定）等による。</p> <p>一 一次冷却材を喪失した場合においても、燃料被覆材の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい損傷を生ずる温度を超えて上昇することを防止できるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 第1号及び第2号に規定する「一次冷却材を喪失した場合」とは、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」で定義される「想定冷却材喪失事故」を意味する。</p> <p>3 第1号及び第2号に規定する「一次冷却材を喪失した場合」には、例えば逃がし弁の開固着のように、物理的破断は発生しないものの原子炉冷却材喪失を生じさせる事象を含むことを意味する。</p> <p>4 第1号に規定する「一次冷却材を喪失した場合においても、燃料被覆材の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい損傷を生ずる温度を超えて上昇することを防止できるもの」の判断については、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」による。</p> <p>二 一次冷却材を喪失した場合においても、燃料被覆材と冷却材との反応により著しく多量の水素を生じないものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 第1号及び第2号に規定する「一次冷却材を喪失した場合」とは、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」で定義される「想定冷却材喪失事故」を意味する。</p> <p>3 第1号及び第2号に規定する「一次冷却材を喪失した場合」には、例えば逃がし弁の開固着のように、物理的破断は発生しないものの原子炉冷却材喪失を生じさせる事象を含むことを意味する。</p>	<p>(非常用炉心冷却設備) 第三十二条 発電用原子炉施設には、<u>非常用炉心冷却設備を施設しなければならない。</u></p> <p>2 非常用炉心冷却設備は、次の機能を有するものでなければならない。</p> <p>一 燃料被覆材の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できるものであること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第2項第1号に規定する「燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる」とは、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（平成4年6月11日 原子力安全委員会一部改定）」に基づいて想定冷却材喪失事故の解析を行った結果、燃料被覆の温度、燃料被覆の化学量論的酸化量が同指針に規定する判断基準を満足することをいい、具体的には、<u>非常用炉心冷却設備の仕様が原子炉等規制法第43条の3の5（または第43条の3の8）に基づき許可を受けた原子炉の設置（変更）許可申請書（以下設置許可申請書という。）添付書類八に記載された仕様を満足するとともに、設置（変更）許可申請書における評価条件と比較して非保守的な変更がないことを確認すること。</u>また、PWRにあつては、蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力及び保有水量に非保守的な変更がないことを確認すること。</p> <p>二 燃料被覆材と冷却材との反応により著しく多量の水素を生ずるものでないこと。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 <u>第2項第2号に規定する「著しく多量の水素を生ずるものでない」とは、前号の要求条件に基づく想定冷却材喪失事故解析において発生する水素量が同指針に規定する判断基準を満足することをいい、具体的には、非常用炉心冷却設備の仕様が設置（変更）許可申請書添付書類八に記載された仕様を満足するとともに、設置（変更）許可申請書における評価条件と比較して非保守的な変更がないことを確認することをいう。</u></p> <p>3 <u>非常用炉心冷却設備は、原子炉压力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響につき想定される最も厳しい条件下においても、正常に機能する能力を有するものでなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>3 第3項に規定する「想定される最も厳しい条件下」とは、予想される最も小さい有効吸込水頭をいい、非常用炉心冷却設備に係るろ過装置の性能については「非常用炉心冷却設備又は格</p>	<p>○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「非常用炉心冷却設備（安全施設に属するものに限る。）」、技術基準規則は「非常用炉心冷却設備」を対象としている。</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「燃料体の温度上昇を防止できることの具体的な判断基準」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「多量の水素発生を防止できることの具体的な判断基準」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「非常用炉心冷却設備が機能を維持すべき環境条件」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
	<p>納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によること。</p> <p>4 <u>非常用炉心冷却設備は、その能力の維持状況を確認するため、発電用原子炉の運転中に試験ができるように施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>4 第4項に規定する「発電用原子炉の運転中に試験ができるように施設しなければならない」機器とは、動的機器（ポンプ及び事故時に動作する弁等）をいう。</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「発電用原子炉の運転中における非常用炉心冷却設備の試験」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考																					
<p>(一次冷却材の減少分を補給する設備) 第二十条 発電用原子炉施設には、通常運転時又は一次冷却材の小規模漏えい時に発生した一次冷却材の減少分を補給する設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。 【解釈】 1 第20条に規定する「一次冷却材の小規模漏えい」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁及びポンプ等のシール部並びに原子炉冷却材圧力バウンダリの小亀裂等からの原子炉冷却材の漏えいをいう。</p>	<p>(循環設備等) 第三十三条 発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を施設しなければならない。 三 通常運転時又は一次冷却材の小規模漏えい時に発生した一次冷却材の減少分を自動的に補給する設備 【解釈】 1 第33条各号の設備として、少なくとも次の設備又は同等の機能を有する設備を保有すること。</p> <table border="1" data-bbox="1056 562 1872 1098"> <thead> <tr> <th></th> <th>BWR</th> <th>PWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第1号に該当するもの</td> <td>原子炉再循環系</td> <td>一次冷却系</td> </tr> <tr> <td>第2号に該当するもの</td> <td>原子炉圧力制御系</td> <td>加圧器圧力制御系</td> </tr> <tr> <td>第3号に該当するもの</td> <td>原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系</td> <td>化学体積制御系</td> </tr> <tr> <td>第4号に該当するもの</td> <td>原子炉冷却材浄化系</td> <td>化学体積制御系</td> </tr> <tr> <td>第5号に該当するもの</td> <td>原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水器系(*1)</td> <td>補助給水系(*1)(*2) 余熱除去系(*2)</td> </tr> <tr> <td>第6号に該当するもの</td> <td>原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系</td> <td>原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系</td> </tr> </tbody> </table> <p>(*1) 重大事故等に対処するために必要な電源設備からの電気の供給が開始されるまでの間の全交流動力電源喪失時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備。ただし、補助給水系にあってはタービン駆動のものに限る。 (*2) 原子炉停止時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備。 2 第3号に規定する「一次冷却材の小規模漏えい時」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁、ポンプ等のシール部および原子炉冷却材圧力バウンダリの小き裂等からの原子炉冷却材の漏えいをいう。なお、「一次冷却材の減少」には、安全弁の正常な作動による原子炉冷却材の体積の減少も含まれる。</p>		BWR	PWR	第1号に該当するもの	原子炉再循環系	一次冷却系	第2号に該当するもの	原子炉圧力制御系	加圧器圧力制御系	第3号に該当するもの	原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系	化学体積制御系	第4号に該当するもの	原子炉冷却材浄化系	化学体積制御系	第5号に該当するもの	原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水器系(*1)	補助給水系(*1)(*2) 余熱除去系(*2)	第6号に該当するもの	原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系	<p>○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「一次冷却材の減少分を補給する設備（安全施設に属するものに限る。）」、技術基準規則は「一次冷却材の減少分を自動的に補給する設備」を対象としている。 ○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。 ○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「原子炉給水制御系、原子炉隔離時冷却系、制御棒駆動水圧系」について記載がある。 ○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「一次冷却材の減少」について記載がある。</p>
	BWR	PWR																					
第1号に該当するもの	原子炉再循環系	一次冷却系																					
第2号に該当するもの	原子炉圧力制御系	加圧器圧力制御系																					
第3号に該当するもの	原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系	化学体積制御系																					
第4号に該当するもの	原子炉冷却材浄化系	化学体積制御系																					
第5号に該当するもの	原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水器系(*1)	補助給水系(*1)(*2) 余熱除去系(*2)																					
第6号に該当するもの	原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系																					

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考																					
<p>(残留熱を除去することができる設備)</p> <p>第二十一条 発電用原子炉施設には、発電用原子炉を停止した場合において、<u>燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備（安全施設に属するものに限る。）</u>を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第21条に規定する「燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため」とは、燃料の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えないことをいう。</p> <p>2 第21条に規定する「原子炉圧力容器内において発生した残留熱」には、燃料の核分裂生成物の崩壊熱及び機器等から発生する熱に加えて通常運転中に炉心、原子炉冷却材系等の構成材並びに原子炉冷却材及び二次冷却材（加圧水型軽水炉の場合）に蓄積された熱を含む。</p>	<p>(循環設備等)</p> <p>第三十三条 発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を施設しなければならない。</p> <p>五 発電用原子炉停止時 <u>（全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間を含む。）</u>に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第33条各号の設備として、少なくとも次の設備又は同等の機能を有する設備を保有すること。</p> <table border="1" data-bbox="1056 636 1872 1171"> <thead> <tr> <th></th> <th>BWR</th> <th>PWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第1号に該当するもの</td> <td>原子炉再循環系</td> <td>一次冷却系</td> </tr> <tr> <td>第2号に該当するもの</td> <td>原子炉圧力制御系</td> <td>加圧器圧力制御系</td> </tr> <tr> <td>第3号に該当するもの</td> <td>原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系</td> <td>化学体積制御系</td> </tr> <tr> <td>第4号に該当するもの</td> <td>原子炉冷却材浄化系</td> <td>化学体積制御系</td> </tr> <tr> <td>第5号に該当するもの</td> <td>原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水器系(*1)</td> <td>補助給水系(*1)(*2) 余熱除去系(*2)</td> </tr> <tr> <td>第6号に該当するもの</td> <td>原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系</td> <td>原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系</td> </tr> </tbody> </table> <p>(*1) 重大事故等に対処するために必要な電源設備からの電気の供給が開始されるまでの間の全交流動力電源喪失時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備。ただし、補助給水系にあつてはタービン駆動のものに限る。</p> <p>(*2) 原子炉停止時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備。</p>		BWR	PWR	第1号に該当するもの	原子炉再循環系	一次冷却系	第2号に該当するもの	原子炉圧力制御系	加圧器圧力制御系	第3号に該当するもの	原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系	化学体積制御系	第4号に該当するもの	原子炉冷却材浄化系	化学体積制御系	第5号に該当するもの	原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水器系(*1)	補助給水系(*1)(*2) 余熱除去系(*2)	第6号に該当するもの	原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系	<p>○主語の相違【結果：相違なし】</p> <p>設置許可基準規則は「原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備（安全施設に属するものに限る。）」、技術基準規則は「原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備」を対象としている。</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則で「残留熱除去の目的」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「具体的な要求対象期間」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系、隔離時復水器系」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「具体的な残留熱除去設備」について記載がある。</p>
	BWR	PWR																					
第1号に該当するもの	原子炉再循環系	一次冷却系																					
第2号に該当するもの	原子炉圧力制御系	加圧器圧力制御系																					
第3号に該当するもの	原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系	化学体積制御系																					
第4号に該当するもの	原子炉冷却材浄化系	化学体積制御系																					
第5号に該当するもの	原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水器系(*1)	補助給水系(*1)(*2) 余熱除去系(*2)																					
第6号に該当するもの	原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系																					

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考																					
<p>(最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備)</p> <p>第二十二条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、<u>最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備（安全施設に属するものに限る。）</u>を設けなければならない。</p> <p>一 原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を除去することができるものとする。</p> <p>二 <u>津波、溢水又は工場等内若しくはその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であつて人為によるものに対して安全性を損なわないもの</u>とすること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第22条に規定する「最終ヒートシンク」とは、最終的な熱の逃がし場を意味しており、海、河、池、湖又は大気をいう。</p> <p>2 第22条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備」とは、非常用炉心冷却系又は残留熱を除去する系統等から最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統（原子炉補機冷却設備及び原子炉補機冷却海水設備等）をいう。</p>	<p>(循環設備等)</p> <p>第三十三条 発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を施設しなければならない。</p> <p>六 前号の設備により<u>除去された熱を最終ヒートシンクへ輸送することができる設備</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第33条各号の設備として、少なくとも次の設備又は同等の機能を有する設備を保有すること。</p> <table border="1" data-bbox="1056 562 1872 1098"> <thead> <tr> <th></th> <th>BWR</th> <th>PWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第1号に該当するもの</td> <td>原子炉再循環系</td> <td>一次冷却系</td> </tr> <tr> <td>第2号に該当するもの</td> <td>原子炉圧力制御系</td> <td>加圧器圧力制御系</td> </tr> <tr> <td>第3号に該当するもの</td> <td>原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系</td> <td>化学体積制御系</td> </tr> <tr> <td>第4号に該当するもの</td> <td>原子炉冷却材浄化系</td> <td>化学体積制御系</td> </tr> <tr> <td>第5号に該当するもの</td> <td>原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水器系(*1)</td> <td>補助給水系(*1)(*2) 余熱除去系(*2)</td> </tr> <tr> <td>第6号に該当するもの</td> <td>原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系</td> <td>原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系</td> </tr> </tbody> </table> <p>(*1) 重大事故等に対処するために必要な電源設備からの電気の供給が開始されるまでの間の全交流動力電源喪失時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備。ただし、補助給水系にあってはタービン駆動のものに限る。</p> <p>(*2) 原子炉停止時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備。</p> <p>3 <u>第6号の設備には第5号の設備により除去された熱を最終的な熱の逃がし場へ輸送することが要求されているが、重大事故等に対処するために必要な電源設備からの電気の供給が開始されるまでの間の全交流動力電源喪失時における機能確保は要求されない。</u></p>		BWR	PWR	第1号に該当するもの	原子炉再循環系	一次冷却系	第2号に該当するもの	原子炉圧力制御系	加圧器圧力制御系	第3号に該当するもの	原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系	化学体積制御系	第4号に該当するもの	原子炉冷却材浄化系	化学体積制御系	第5号に該当するもの	原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水器系(*1)	補助給水系(*1)(*2) 余熱除去系(*2)	第6号に該当するもの	原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系	<p>○主語の相違【結果：相違なし】</p> <p>設置許可基準規則は「最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備（安全施設に属するものに限る。）」、技術基準規則は「除去された熱を最終ヒートシンクへ輸送することができる設備」を対象としている。</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則で「重要安全施設で発生した熱の除去」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「設備の安全性を損なわないこと」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「具体的な熱輸送設備」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「熱輸送設備の要求除外期間」について記載がある。</p>
	BWR	PWR																					
第1号に該当するもの	原子炉再循環系	一次冷却系																					
第2号に該当するもの	原子炉圧力制御系	加圧器圧力制御系																					
第3号に該当するもの	原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系	化学体積制御系																					
第4号に該当するもの	原子炉冷却材浄化系	化学体積制御系																					
第5号に該当するもの	原子炉隔離時冷却系(*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水器系(*1)	補助給水系(*1)(*2) 余熱除去系(*2)																					
第6号に該当するもの	原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系																					

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(計測制御系統施設)</p> <p>第二十三条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、計測制御系統施設を設けなければならない。</p> <p>一 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータは、<u>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるものとする</u>こと。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1号に規定する「健全性を確保するために監視することが必要なパラメータ」とは、炉心の中性子束、中性子束分布、原子炉水位、原子炉冷却材系の圧力、温度及び流量、原子炉冷却材の水質並びに原子炉格納容器内の圧力、温度及び雰囲気ガス濃度等をいう。</p> <p>二 前号のパラメータは、<u>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内で監視できるものとする</u>こと。</p> <p>三 <u>設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータは、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視できるものとする</u>こと。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 第3号に規定する「設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータ」とは、原子炉格納容器内雰囲気圧力の圧力、温度、水素ガス濃度及び放射性物質濃度等をいう。</p> <p>5 設計基準事故時における計測制御系統施設については、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」(昭和56年7月23日原子力安全委員会決定)に定めるところによる。</p> <p>四 前号のパラメータのうち、<u>発電用原子炉の停止及び炉心の冷却に係るものについては、設計基準事故時においても二種類以上監視し、又は推定することができるものとする</u>こと。</p> <p>【解釈】</p> <p>5 設計基準事故時における計測制御系統施設については、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」(昭和56年7月23日原子力安全委員会決定)に定めるところによる。</p>	<p>(計測装置)</p> <p>第三十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。ただし、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第34条における計測する手段としてはサンプリングによる測定、演算(炉周期)が含まれる。 第1項第11号の計測の場合、「間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。」とは、排水路の出口又はこれに近接する箇所における放射性物質の濃度を直接測定することが技術的に困難な場合、排水路の上流における濃度を測定することをいう。</p> <p>一 <u>炉心における中性子束密度</u></p> <p>二 <u>炉周期</u></p> <p>三 <u>制御棒の位置及び液体制御材を使用する場合にあっては、その濃度</u></p> <p>四 <u>一次冷却材に関する次の事項</u> イ <u>放射性物質及び不純物の濃度</u> ロ <u>原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量</u></p> <p>五 <u>原子炉圧力容器(加圧器がある場合は、加圧器)内及び蒸気発生器内の水位</u></p> <p>六 <u>原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率</u></p> <p>【解釈】</p> <p>2 第1項第6号に規定する「可燃性ガスの濃度」とは、BWRにおいては、酸素・水素ガス濃度、PWRにおいては、水素ガス濃度をいう。</p> <p>七 <u>主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する設備であって放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度</u></p> <p>【解釈】</p> <p>3 第1項第7号はBWRに対して、第8号はPWRに対して適用される。</p> <p>八 <u>蒸気発生器の出口における二次冷却材の圧力、温度及び流量並びに二次冷却材中の放射性物質の濃度</u></p>	<p>○設置許可基準規則の「計測制御系統施設を設けなければならない。」は、技術基準規則では「計測する装置を施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「間接的測定の容認」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「パラメータを想定される範囲内に制御できるものとする」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「具体的な計測パラメータ」及び「計測装置の定義」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時の監視について」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「十分な計測範囲及び期間にわたり監視できる」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「発電用原子炉の停止及び炉心の冷却に係るものの要件」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
	<p>九 <u>排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度</u></p> <p>十 <u>排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度</u></p> <p>十一 <u>放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。以下同じ。）内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 <u>第34条における計測する手段としてはサンプリングによる測定、演算（炉周期）が含まれる。</u> <u>第1項第11号の計測の場合、「間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。」とは、排水路の出口又はこれに近接する箇所における放射性物質の濃度を直接測定することが技術的に困難な場合、排水路の上流における濃度を測定することをいう。</u></p> <p>4 <u>第1項第11号に規定する「放射性物質により汚染するおそれがある管理区域」とは、管理区域を規定する以下の3要素のうち外部放射線に係る線量のみが「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に規定される基準を超える管理区域以外の管理区域をいい、3要素のうちA、B及びCの組み合わせ、AとB若しくはAとCの組み合わせ、BとCの組み合わせ又はB若しくはCのみで規定される管理区域のことをいう。この場合において、管理区域の3要素は以下による。</u> A. <u>その場所における外部放射線に係る線量が別に告示する実効線量を超えるおそれがあるもの。</u> B. <u>空気中の放射性物質（空気又は水のうちに自然に含まれているものを除く。）の濃度が別に告示する濃度を超えるおそれがあるもの。</u> C. <u>放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が別に告示する密度を超えるおそれがあるもの。</u></p> <p>十二 <u>管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率</u></p> <p>十三 <u>周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質の濃度</u></p> <p>【解釈】</p> <p>5 <u>第1項第13号に規定する装置のうち、恒設のモニタリング設備については、非常用電源設備に接続するか、無停電電源装</u></p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「電源復旧までの期間の電気の供給を担保できる設計であること」について記載</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>五 発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても確実に記録され、及び当該記録が保存されるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>3 第5号に規定する「必要なパラメータ」とは、安全確保上最も重要な原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの三つの機能の状況を監視するのに必要な炉心の中性子束、原子炉水位及び原子炉冷却材系の圧力・温度等をいう。</p> <p>4 第5号に規定する「記録され、及び当該記録が保存されるもの」とは、事象の経過後において、上記3の「必要なパラメータ」が参照可能であることをいう。</p> <p>5 設計基準事故時における計測制御系統施設については、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」(昭和56年7月23日原子力安全委員会決定)に定めるところによる。</p>	<p><u>置などにより電源復旧までの期間の電気の供給を担保できる設計であること。また、必要な情報を原子炉制御室又は適切な場所に表示できる設計であること。さらに、そのデータ伝送系は多様性を有する設計であること。</u></p> <p>十四 <u>使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位</u></p> <p>十五 <u>敷地内における風向及び風速</u></p> <p>2 前項第六号に掲げる装置であって線量当量率を計測する装置にあつては、<u>多重性及び独立性を確保しなければならない。</u></p> <p>3 <u>第一項第十二号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置(同項第十二号に掲げる事項を計測する装置にあつては、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に属するものに限る。)にあつては、外部電源が喪失した場合においてもこれらの事項を計測することができるものでなければならない。</u></p> <p>4 第一項第一号及び第三号から第十五号までに掲げる事項を計測する装置にあつては、<u>計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存することができるものでなければならない。ただし、設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置以外の装置であつて、断続的に試料の分析を行う装置については、運転員その他の従事者が測定結果を記録し、及びこれを保存し、その記録を確認することをもって、これに代えることができる。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>6 第4項に規定する「計測する装置にあつては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存する」には、計測、計測結果の表示、記録及び保存を、複数の装置の組み合わせにより実現してもよい。</p> <p>7 第4項に規定する「設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置」とは、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針(昭和56年7月23日原子力安全委員会決定)」に定める放射線計測系の分類1及び2の計測装置をいう。</p>	<p>がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「多重性及び独立性」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「外部電源喪失時の計測」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「計測結果の表示」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「計測装置の代替手段」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(安全保護回路) 第二十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、<u>安全保護回路</u>（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）<u>を設けなければならない。</u></p>	<p>(安全保護装置) 第三十五条 発電用原子炉施設には、<u>安全保護装置</u>を次に定めるところにより施設しなければならない。 【解釈】 4 <u>デジタル安全保護系の適用に当たっては、日本電気協会「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」(JEAC4620-2008) (以下「JEAC4620」という。) 5. 留意事項を除く本文、解説－4から6まで、解説－8及び解説－11から18まで並びに「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」(JEAG4609-2008) 本文及び解説－9に以下の要件を付したものであること。ただし、「デジタル」は「デジタル」と読み替えること。</u> <u>(1) JEAC4620の4. 1の適用に当たっては、運転時の異常な過渡変化が生じる場合又は地震の発生等により原子炉の運転に支障が生じる場合において、原子炉停止系統及び工学的安全施設と併せて機能することにより、燃料許容損傷限界を超えないよう安全保護系の設定値を決定すること。</u> <u>(2) JEAC4620の4. 18. 3において検証及び妥当性確認の実施に際して作成された文書は、4. 18. 2の構成管理計画の中に文書の保存を定め、適切に管理すること。</u> <u>(3) JEAC4620の4. 8における「想定される電源擾乱、電磁波等の外部からの外乱・ノイズの環境条件を考慮した設計とすること」を「想定される電源擾乱、サージ電圧、電磁波等の外部からの外乱・ノイズの環境条件を考慮して設計し、その設計による対策の妥当性が十分であることを確認すること」と読み替えること。</u> <u>(4) JEAC4620の4. 5及び解説－6の適用に当たっては、デジタル安全保護系は、試験時を除き、計測制御系からの情報を受けないこと。試験時に、計測制御系からの情報を受ける場合には、計測制御系の故障により、デジタル安全保護系が影響を受けないよう措置を講ずること。デジタル安全保護系及び計測制御系の伝送ラインを共用する場合、通信をつかさどる制御装置は発信側システムの装置とすること。</u> <u>(5) JEAC4620の4. 16の「外部からの影響を防止し得る設計」を「外部影響の防止された設備」と読み替えること。</u> <u>(6) JEAC4620の4. における安全保護機能に相応した高い信頼性を有するとは、デジタル安全保護系のトリップ失敗確率及び誤トリップする頻度を評価し、従来型のものと比較して同等以下とすること。また、デジタル安全保護系の信頼性評価において、ハードウェア構成要素に異常の検出、検出信号の伝送、入出力信号の処理、演算処理、トリップ信号の伝送、トリップの作動等、評価に必要な構成要素を含むこと。</u> <u>(7) 安全保護系に用いられるデジタル計算機の健全性を実証</u></p>	<p>○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「安全保護回路（安全施設に属するものに限る。）」、技術基準規則は「安全保護装置」を対象としている。 ○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1号について、安全保護回路の運転時の異常な過渡変化時の機能の具体例としては、原子炉の過出力状態や出力の急激な上昇を防止するために、異常な状態を検知し、原子炉停止系統を含む適切な系統を作動させ、緊急停止の動作を開始させること等をいう。</p> <p>二 <u>設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。</u></p> <p>三 <u>安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>2 第3号に規定する「チャンネル」とは、安全保護動作に必要な単一の信号を発生させるために必要な構成要素（抵抗器、コンデンサ、トランジスタ、スイッチ及び導線等）及びモジュール（内部連絡された構成要素の集合体）の配列であって、検出器から論理回路入口までをいう。</p> <p>四 <u>安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>3 第4号に規定する「それぞれ互いに分離し」とは、独立性を有するようなチャンネル間の物理的分離及び電気的分離等をいう。</p> <p>五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上</p>	<p><u>できない場合、安全保護機能の遂行を担保するための原理の異なる手段を別途用意すること。</u> <u>（「日本電気協会「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程（JEAC 4620-2008）」及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針（JEAG 4609-2008）」に関する技術評価書（平成23年1月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）</u></p> <p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は<u>地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合</u>において、原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものであること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 <u>第1号の安全保護装置の機能の確認については、設置許可申請書の添付書類八の設備仕様及び設置許可申請書において評価した運転時の異常な過渡変化の評価の条件に非保守的な変更がないことを確認すること。</u></p> <p>二 <u>系統を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保すること。</u></p> <p>三 <u>系統を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保すること。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>2 第3号に規定する「独立性を確保すること」とは、<u>チャンネル間の距離、バリア、電気的隔離装置等により、相互を分離することをいう。</u></p> <p>四 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が生じた場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では、機能を確保するにあたっての条件に、「地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合」が含まれる。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では具体的な「適合の判断基準」を明示している。</p> <p>○設置許可基準規則で「設計基準事故時の異常検知及び施設の自動作動」について記載がある。</p> <p>○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「安全保護回路」、技術基準規則は「系統」を対象としている。</p> <p>○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「安全保護回路」、技術基準規則は「系統」を対象としている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「チャンネル間の分離の具体的対策」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>支障がない状態を維持できるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>4 第5号に規定する「駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況」とは、電力若しくは計装用空気の喪失又は何らかの原因により安全保護回路の論理回路が遮断される等の状況をいう。なお、不利な状況には、環境条件も含むが、どのような状況を考慮するかは、個々の設計に応じて判断する。</p> <p>5 第5号に規定する「発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるもの」とは、安全保護回路が単一故障した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行することにより、最終的に発電用原子炉施設が安全側の状態を維持するか、又は安全保護回路が単一故障してそのままの状態にとどまっても発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できることをいう。</p> <p>六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>6 第6号に規定する「不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止すること」とは、ハードウェアの物理的分離、機能的分離に加え、システムの導入段階、更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する等、承認されていない動作や変更を防ぐ設計のことをいう。</p> <p>七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>7 第7号に規定する「安全保護機能を失わない」とは、接続された計測制御系統施設の機器又はチャンネルに単一故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが生じた場合においても、これにより悪影響を受けない部分の安全保護回路が第1号から第6号を満たすことをいう。</p>	<p>障がない状態を維持できること。</p> <p>五 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置が講じられているものであること。</p> <p>【解釈】</p> <p>3 <u>第5号に規定する「必要な措置が講じられているものであること」とは、外部ネットワークと物理的な分離又は機能的な分離を行うこと、有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入を防止すること、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止すること等の措置を講ずることをいう。なお、ソフトウェアの内部管理を強化するために、ウイルス等によるシステムの異常動作を検出させる場合には以下の機能を有すること。</u></p> <p>(1) <u>ウイルス等によるシステムの異常動作を検出する機能を設ける場合には、ウイルス等を検知した場合に運転員等へ告知すること。</u></p> <p>(2) <u>ウイルス等によるシステムの異常動作を検出する機能は、安全保護装置の機能に悪影響を及ぼさないこと。</u></p> <p>六 計測制御系の一部を安全保護装置と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系から機能的に分離されたものであること。</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「不正アクセス行為その他による被害を防止するための具体的対策」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
	<p>七 <u>発電用原子炉の運転中に、その能力を確認するための必要な試験ができるものであること。</u></p> <p>八 <u>運転条件に応じて作動設定値を変更できるものであること。</u></p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「発電用原子炉運転中の試験について」の記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「作動設定値の変更について」の記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(反応度制御系統及び原子炉停止系統)</p> <p>第二十五条 発電用原子炉施設には、<u>反応度制御系統（原子炉停止系統を含み、安全施設に係るものに限る。次項において同じ。）</u>を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項について、反応度制御系及び原子炉停止系それぞれに含まれる設備として、加圧水型軽水炉では制御棒及び化学体積制御系はいずれも反応度制御系及び原子炉停止系に含まれ、沸騰水型軽水炉では制御棒及びほう酸注入系はいずれも反応度制御系及び原子炉停止系に含まれ、原子炉再循環流量制御系は反応度制御系に含まれる。</p> <p>2 反応度制御系統は、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有し、かつ、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 第2項について、現在軽水炉で採用されている制御棒による系及び可溶性毒物による系（沸騰水型軽水炉におけるほう酸注入系、加圧水型軽水炉における化学体積制御設備のほう酸注入系）は、その性能からみて第2項を満足する反応度制御系とみなすことができる。</p> <p>一 制御棒、液体制御材その他反応度を制御するものによる二以上の独立した系統を有するものとする。</p> <p>二 通常運転時の高温状態において、二以上の独立した系統がそれぞれ発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できるものであり、かつ、運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても反応度制御系統のうち少なくとも一つは、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。</p> <p>【解釈】</p> <p>3 第2項第2号に規定する「高温状態においても反応度制御系統のうち少なくとも一つは、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できる」とは、過渡状態が収束した後、キセノン崩壊により反応度が添加されるまでの期間、臨界未満を維持することをいい、さらにそれ以降の長期の臨界未満の維持は、<u>他の系統の作動</u>を期待してよいことをいう。</p>	<p>(反応度制御系統及び原子炉停止系統)</p> <p>第三十六条 発電用原子炉施設には、<u>反応度制御系統を施設しなければならない。</u></p> <p>2 反応度制御系統は、二つ以上の独立した制御棒、液体制御材その他の反応度を制御する系統を有するものであり、かつ、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有するものでなければならない。</p> <p>3 原子炉停止系統は、次の能力を有するものでなければならない。</p> <p>一 通常運転時の高温状態において、二つ以上の独立した系統がそれぞれ発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できるものであり、かつ、運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第3項第1号に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できる」とは、キセノン崩壊により反応度が添加されるまでの期間、未臨界を維持できること。キセノン崩壊により反応度が添加された以降の長期的な未臨界の維持は、<u>他の原子炉停止系統（ほう酸注入系）、原子炉の停止能力を備えた原子炉停止系統以外の系統（非常用炉心冷却設備）の作動を含むことができる。</u></p>	<p>○主語の相違【結果：相違なし】</p> <p>設置許可基準規則は「反応度制御系統（原子炉停止系統を含み、安全施設に係るものに限る。）」、技術基準規則は「反応度制御系統」を対象としている。</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載している。</p> <p>○設置許可基準規則の「他の系統の作動」について、技術基準規則では具体的に「他の原子炉停止系統（ほう酸注入系）、原子炉の停止能力を備えた原子炉停止系統以外の系統（非常用炉心冷却設備）の作動を含むことができる。」と記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>三 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、反応度制御系統のうち少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。</p> <p>【解釈】</p> <p>4 第2項第3号に規定する「低温状態において、反応度制御系統のうち少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できる」とは、高温臨界未満の状態からキセノン崩壊及び原子炉冷却材温度変化による反応度添加を補償しつつ、低温未臨界状態を達成し、かつ、維持することをいう。</p> <p>四 一次冷却材喪失その他の設計基準事故時において、反応度制御系統のうち少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界へ移行することができ、かつ、少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。</p> <p>【解釈】</p> <p>5 第2項第4号の設計基準事故時における反応度制御系の能力について、原子炉の停止能力を備えた系統の作動が期待できる場合には、その寄与を考慮してよい。例えば、加圧水型軽水炉の主蒸気管破断時において反応度制御系が非常用炉心冷却系とあいまって、炉心を臨界未満にでき、かつ、炉心を臨界未満に維持できる場合である。</p> <p>五 制御棒を用いる場合にあつては、反応度値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても第二号から前号までの規定に適合すること。</p> <p>3 制御棒の最大反応度値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象（発電用原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。）に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の損壊を起こさないものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>6 第3項に規定する「制御棒の最大反応度値」の評価に当た</p>	<p>二 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 第3項第2号に規定する「通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できる」とは、高温臨界未満の状態からキセノン崩壊及び一次冷却材温度変化による反応度添加を補償しつつ原子炉を低温状態で未臨界に移行して維持できること。</p> <p>三 一次冷却材喪失その他の設計基準事故時において、少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界へ移行することができ、かつ、少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。</p> <p>四 制御棒を用いる場合にあつては、反応度値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても第一号から前号までの規定に適合すること。</p> <p>【解釈】</p> <p>3 <u>第3項第4号に規定する「制御棒1本が固着した場合」とは、制御棒1本が、完全に炉心の外に引き抜かれ、挿入できないことをいう。</u> <u>なお、ABWRにあつては、同一の水圧制御ユニットに属する制御棒1組又は1本の固着を考慮すること。また、固着時にあつても第3項1号から3号の要求事項が満たされる必要がある。</u></p> <p>4 制御棒の最大反応度値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象（発電用原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。）に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の損壊を起こさないものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>4 第4項の規定は、<u>設置（変更）許可申請書における「制御棒飛び出し（PWR）」、「制御棒落下（BWR）」</u>の評価で想定し</p>	<p>○設置許可基準規則の「制御棒1本固着」について、技術基準規則では定義の記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>っては、原子炉の運転状態との関係で、制御棒の挿入の程度及び配置状態を制限する等、反応度値を制限する装置が設けられている場合には、その効果を考慮してもよい。</p> <p>7 第3項に規定する「想定される反応度投入事象」とは、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（平成10年4月13日原子力安全委員会了承）において定めるところによる。</p> <p>4 制御棒、液体制御材その他の反応度を制御する設備は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。</p>	<p><u>た下記の内容を確認することにより確認できる。</u></p> <p>【BWR】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒引抜き手順が定められていること ・定められた制御棒引抜き手順に沿った操作が行われていることを制御棒値ミニマイザ又はそれに替わる運用管理によって確認できること ・制御棒落下速度を制限する装置 <p>【PWR】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・制御棒挿入限界 <p>5 制御棒、液体制御材その他の反応度を制御する設備は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>5 <u>第5項に規定する「必要な物理的及び化学的性質」とは、物理的性質については耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質をいい、化学的性質については耐食性、化学的安定性をいう。</u></p> <p>(制御材駆動装置)</p> <p><u>第三十七条 制御材を駆動する装置は、次に定めるところにより施設しなければならない。</u></p> <p>一 <u>発電用原子炉の特性に適合した速度で制御材を駆動できるものであること。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1号に規定する「発電用原子炉の特性に適合した速度で制御材を駆動できる」とは、発電用原子炉の緊急停止時に制御棒の挿入による時間（この間に炉心に加えらるる負の反応度）が、当該原子炉の燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷を防ぐために適切な値となるような速度で炉心内に挿入されること。ここで、緊急停止時の制御棒の挿入時間は、設置（変更）許可申請書添付書類八の仕様及び設置（変更）許可申請書における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価で設定した時間を満たしていること。</p> <p>二 <u>発電用原子炉の通常運転時において制御棒の異常な引き抜きが発生した場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超える速度で駆動できないものであること。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>2 第2号に規定する「制御棒の異常な引き抜きが発生した場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超える速度で駆動できないもの」とは、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」により、制御棒が異常に引き抜かれた場合でも、燃料の許容損傷限界を超えないよう引抜き速度が制限されていること。この場合において、</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では確認方法として「設置（変更）許可申請書における「制御棒飛び出し（PWR）」、「制御棒落下（BWR）」の評価で想定した下記の内容を確認することにより確認できる。」と記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「必要な物理的及び化学的性質の定義」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「制御材を駆動する装置」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「制御材の駆動速度」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「制御棒の引き抜き速度の制限」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
	<p>設置（変更）許可申請書において評価した「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の評価の条件として設定した制御棒引抜速度に非保守的な変更がないことを確認すること。</p> <p>三 <u>制御棒の駆動動力源が喪失した場合に、発電用原子炉の反応度を増加させる方向に制御棒を動作させないものであること。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>3 第3号に規定する「発電用原子炉の反応度を増加させる方向に制御棒を動作させないものであること」とは、次の各号のいずれかに適合するものまたはこれと同等であること。</p> <p>一 BWRにおいては、次によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水圧駆動による制御棒駆動装置にあつては、動力源としての制御棒駆動水ポンプ等による水圧が喪失した場合において、ラッチ機構により制御棒は現状位置に保持されること。 ・電動駆動による制御棒駆動装置にあつては、電磁ブレーキ等を有することにより、動力電源喪失時も現状位置に保持される機構を有すること。 <p>二 PWRにおいては、制御棒駆動装置の動力源がなくなると制御棒は自重で落下すること。</p> <p>四 <u>制御棒を駆動する装置にあつては、制御棒の挿入その他の衝撃により制御棒、燃料体、反射材その他の炉心を構成するものを損壊しないものであること。</u></p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「制御棒の駆動電源喪失時における制御棒の動作」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では制御棒の「制御棒駆動装置による制御棒の挿入その他の衝撃」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(原子炉制御室等) 第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、<u>原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）</u>を設けなければならない。</p> <p>一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p> <p>【解釈】 1 第1項第1号に規定する「必要なパラメータを監視できる」とは、発電用原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータについて、計測制御系統施設で監視が要求されるパラメータのうち、連続的に監視する必要のあるものを原子炉制御室において監視できることをいう。</p>	<p>(原子炉制御室等) 第三十八条 発電用原子炉施設には、<u>原子炉制御室を施設しなければならない。</u></p> <p>2 原子炉制御室には、<u>反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】 1 第2項に規定する「発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態」とは次の状態をいう。 (1) 発電用原子炉の制御棒の動作状態 (2) 発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要なポンプの起動・停止状態 (3) 発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な弁の開閉状態 2 第2項に規定する「その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置」とは、警報装置、機械器具を操作する装置及び機械器具の動作状況を表示する装置をいう。 3 第2項に規定する「主要計測装置の計測結果を表示する装置」とは、発電用原子炉の炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関する系統の健全性を確認するために必要なパラメータを計測する装置であって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、中性子束、制御棒位置、一次冷却系統の圧力、温度、流量、水位等の重要なパラメータを計測し、かつ監視できる設備をいう。 4 第2項に規定する「第47条第1項に規定する装置」を「集中し」施設するに当たり、当該設備の専用制御場所に集中して警報表示する場合は、原子炉制御室に一括して警報表示してもよい。また、複数の発電用原子炉で廃棄物処理設備等を共用する場合にあつては、当該設備の属するいずれかの発電用原子炉の原子炉制御室に一括して警報表示してもよい。 5 <u>第35条に規定する安全保護装置及びそれにより駆動又は制御される機器については、バイパス状態、使用不能状態について表示すること等により運転員が的確に認知できること。</u> 6 第2項に規定する安全設備を運転中に試験するため、電動弁用電動機に熱的過負荷保護装置（以下「保護装置」という。）を使用する場合には、保護装置の使用状態又は不使用状態を運転員が的確に識別できるように、表示装置が設けられていること。ただし、保護装置が常時使用され、事故時にのみ自動的にバイパスされるように設計されている場合、又は保護装置が事故時において不要な作動をしないように設定されている場合は、同表示装置の設置は不要である。</p>	<p>○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「原子炉制御室（安全施設に係るものに限る。）」、技術基準規則は「原子炉制御室」を対象としている。 ○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。 ○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「必要なパラメータ」について記載がある。 ○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では主要計測装置以外の装置及び誤操作防止について記載がある。（ただし、<u>該当部分</u>は設置許可基準規則十条において整理を行う。）</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「運転員が的確に認知できること」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする 【解釈】 2 第1項第2号に規定する「発電用原子炉施設の外の状況を把握する」とは、原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることをいう。</p> <p>三 <u>発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</u> 【解釈】 3 第1項第3号において「必要な操作を手動により行う」とは、急速な手動による発電用原子炉の停止及び停止後の発電用原子炉の冷却の確保のための操作をいう。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。 【解釈】 4 第2項に規定する「発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行」とは、直ちに発電用原子炉を停止し、残留熱を除去し及び高温停止状態を安全に維持することをいう。</p> <p>3 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。 【解釈】 5 第3項に規定する「従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり」とは、事故発生後、事故対策操作をすべき従事者が原子炉制御室に接近できるよう通路が確保されていること、及び従事者が原子炉制御室に適切な期間滞在できること、並びに従事者の交替等のため接近する場合においては、放射線レベルの減衰及び時間経過とともに可能となる被ばく防護策が採り得ることをいう。「当該措置をとるための操作を行うことができる」には、有毒ガスの発生に関して、有毒ガスが原子炉制御室の運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が</p>	<p>7 第2項に規定する「誤操作することなく適切に運転操作することができる」とは「原子炉制御室における誤操作防止のための設備面への要求事項(別記-7)」によること。</p> <p>3 原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。 【解釈】 8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置」とは、<u>発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象をカメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置をいう。</u></p> <p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。 【解釈】 9 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、<u>原子炉制御室を構成する区画壁の外であって、原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。</u></p> <p>5 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める防護措置を講じなければならない。 【解釈】 10 <u>第5項に規定する「これに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交替等のため入退域する通路及び区域をいう。</u> 11 <u>第5項においては、原子炉制御室等には事故・異常時においても従事者が原子炉制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る遮蔽壁、放射線量率の計測装置の設置等の「適切な放射線防護措置」が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護具</u></p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「監視対象、監視方法、監視期間」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うこと」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「原子炉制御室以外の場所の定義」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則の「設備を設けなければならない。」は技術基準規則では「防護措置を講じなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「原子炉施設への通路及び出入り区域の定義」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射線防護措置における運用面の対策等」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないことを含む。</p> <p>一 原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍 工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置</p> <p>【解釈】 6 第3項第1号に規定する「有毒ガスの発生源」とは、有毒ガスの発生時において、運転員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいう。「工場等内における有毒ガスの発生」とは、有毒ガスの発生源から有毒ガスが発生することをいう。</p> <p>二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域 遮蔽壁その他の適</p>	<p>の配備、着用等運用面の対策も含まれる。「一定期間」とは、運転員が必要な交替も含め、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に過度の被ばくなしにとどまり、必要な操作を行う期間をいう。</p> <p>1 2 第5項に規定する「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」とは、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に、原子炉制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員が原子炉制御室に入り、とどまる間の被ばくを「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」第7条第1項における緊急時作業に係る線量限度100mSv以下にできるものであることをいう。</p> <p>この場合における運転員の被ばく評価は、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第1号（平成21年8月12日原子力安全・保安院制定））（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づくこと。</p> <p>チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価手法（内規）に基づき、原子炉制御室換気設備の新設の際、原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際、及び、定期的に測定を行い、運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。</p> <p>1 3 第5項に規定する「当該措置をとるための操作を行うことができる」には、有毒ガスの発生時において、原子炉制御室の運転員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とすることを含む。「防護措置」には、必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、着用等運用面の対策を含む。</p> <p>一 原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍 工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置</p> <p>【解釈】 1 4 第5項第1号に規定する「工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置」については「有毒ガスの発生を検出し警報するための装置に関する要求事項（別記-9）」によること。</p> <p>二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域 遮蔽その他の適切</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「防護措置」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「工場等内における有毒ガス発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>切に放射線から防護するための設備、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対し換気設備を隔離するための設備その他の適切に防護するための設備</p>	<p>な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置</p> <p>【解釈】</p> <p>1 5 第5項第2号に規定する「<u>換気設備の隔離</u>」とは、<u>原子炉制御室外の火災により発生した燃焼ガスを原子炉制御室換気設備によって取り入れないように外気との連絡口を遮断することをいい、「換気設備」とは、隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の再開が可能であるものをいう。</u></p> <p>6 <u>原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 6 第6項に規定する「<u>酸素濃度計</u>」は、設計基準事故時において、外気から原子炉制御室への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障のない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「原子炉制御室に施設する酸素濃度計」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(放射性廃棄物の処理施設)</p> <p>第二十七条 工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物（実用炉規則第二条第二項第二号に規定する放射性廃棄物をいう。以下同じ。）を処理する施設（安全施設に係るものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1号に規定する「放射性物質の濃度を十分に低減できる」とは、気体廃棄物処理施設にあっては、ろ過、貯留、減衰及び管理等により、液体廃棄物処理施設にあってはろ過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰及び管理等によること。</p> <p>2 第1号に規定する「十分に低減できる」とは、As Low As Reasonably Achievable (ALARA)の考え方の下、当該工場等として「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和50年5月13日原子力安全委員会決定）において定める線量目標値（50マイクロシーベルト/年）が達成できるものであること。</p> <p>3 上記2の線量目標値の評価に当たっては、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和51年9月28日原子力安全委員会決定）等において定めるところによること。</p> <p>二 液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性物質を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>4 第2号に規定する「液体状の放射性廃棄物」とは、液体状の放射性廃棄物及び液体にスラッジ等の固体が混入している状態のものをいう（以下本規程において同じ。）。</p> <p>5 第2号に規定する「液体状の放射性廃棄物の処理に係るもの」とは、発電用原子炉施設の運転に伴い発生する液体状の放射性廃棄物を分離・収集し、廃液の性状により、適切なるろ過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰及び管理等を行う施設及び処理施設を収納する建屋又は区域をいう。</p> <p>6 第2号に規定する「液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等の外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できるもの」については、「放射性液体廃棄物処理施設の安全審査に当たり考慮すべき事項ないしは基本的な考え方」（昭和56年9月28日原子力安全委員会決定）において定めるところによる。</p>	<p>(廃棄物処理設備等)</p> <p>第三十九条 工場等には、次に定めるところにより放射性廃棄物を処理する設備（排気筒を含み、次条及び第四十三条に規定するものを除く。）を施設しなければならない。</p> <p>一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度が、それぞれ原子力規制委員会の定める濃度限度以下になるように発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものであること。</p> <p>二 <u>放射性廃棄物以外の廃棄物を処理する設備と区別して施設すること。ただし、放射性廃棄物以外の流体状の廃棄物を流体状の放射性廃棄物を処理する設備に導く場合において、流体状の放射性廃棄物が放射性廃棄物以外の廃棄物を取り扱う設備に逆流するおそれがない場合は、この限りでない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項第2号に規定する「流体状の放射性廃棄物」とは、液体状の放射性廃棄物及び液体にスラッジ等の固体が混入している状態のものをいう（以下、本解釈において同じ。）。</p> <p>2 第1項第2号に規定する「流体状の放射性廃棄物を処理する設備」とは、流体状の放射性廃棄物に係る廃棄設備のうち、流体状の放射性廃棄物を処理する樹脂塔、熱交換器、濃縮器、ポンプ、タンク（処理の過程で一時的に貯蔵するもの）、弁等の機器をいい、貯蔵する設備（長期間貯蔵するタンク等）以外の設備をいう。なお、廃棄物処理設備に該当するタンク類としては、機器ドレンタンク、床ドレンタンクが含まれる。</p> <p>三 <u>放射性廃棄物が漏えいし難い構造であり、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響その他の負荷により著しく腐食しないものであること。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>3 <u>第1項第3号に規定する「その他の負荷」とは、不純物の影響をいう。（技術基準規則第40条第1項第3号も同じ。）</u></p> <p>四 <u>気体状の放射性廃棄物を処理する設備は、第四十三条第三号の規定に準ずるほか、排気筒の出口以外の箇所において気体状の放射性廃棄物を排出しないこと。</u></p>	<p>○主語の相違【結果：相違なし】</p> <p>設置許可基準規則は「放射性廃棄物（実用炉規則第二条第二項第二号に規定する放射性廃棄物をいう。以下同じ。）を処理する施設（安全施設に係るものに限る。）」、技術基準規則は「放射性廃棄物を処理する設備（排気筒を含み、次条及び第四十三条に規定するものを除く。）」を対象としている。</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射性廃棄物処理設備と他の廃棄物処理設備を区別して施設すること」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「著しい腐食の防止」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「その他の負荷の定義」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「気体状の放射性廃棄物の排出箇所制限」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>三 固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難いものとする事。</p> <p>【解釈】</p> <p>7 第3号に規定する「処理する過程」には、廃棄物の破碎、圧縮、焼却及び固化等の処理過程が含まれる。</p>	<p>五 <u>流体状の放射性廃棄物及び原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性的の固体状の放射性廃棄物を工場等内において運搬するための容器は、取扱中における衝撃その他の負荷に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>4 第1項第5号で対象とする「流体状の放射性廃棄物」は、内包する流体の放射性物質の濃度が37mBq/cm³（流体が液体の場合にあつては、37kBq/cm³）以上のもの（クラス3相当）をいう。</p> <p>5 第1項第5号に規定する「原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性的の固体状の放射性廃棄物」とは、炉内構造物取替工事により発生するシュラウド等、高線量（除染等により線量低減ができるものは除く）の主要な固体状放射性廃棄物をいう。なお、「高線量の主要な固体放射性廃棄物」とは、構内輸送する固体放射性廃棄物の放射エネルギーが科技庁告示第5号第3条第1号に規定するA₁値又はA₂値（2種類以上の放射性物質がある場合にあつては、それらの放射性物質の放射エネルギーのそれぞれその放射性物質についてのA₁値又はA₂値に対する割合の和が1）を超えるものをいう。</p> <p>6 第1項第5号に規定する「取扱中における衝撃その他の負荷に耐え、かつ、容易に破損しないものであること」とは、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第88条第1項第3号に規定されている「容易かつ安全に取扱うことができ、かつ、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、亀裂、破損等が生じるおそれがないもの」であること。また、流体状の放射性廃棄物を運搬する容器は、技術基準規則第17条のクラス3容器の規定を満足すること。主要な固体状放射性廃棄物を運搬する容器については、同規則第40条第1項第2号及び第3号の規定を満足すること。</p> <p>六 <u>前号の容器は、内部に放射性廃棄物を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一米ートルの距離における線量当量率が原子力規制委員会の定める線量当量率を超えないよう、遮蔽できるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</u></p> <p>2 <u>流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される放射性廃棄物処理施設（流体状の放射性廃棄物の漏えいが拡大するおそれがある部分に限る。以下この項において同じ。）は、次に定めるところにより施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>7 第2項に規定する「流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される放射性廃棄物処理施設」とは、流体状の放射性廃棄</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「廃棄物運搬容器の衝撃及び負荷への耐性並びに容易な破損防止」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則での「散逸し難い」は、技術基準規則では「取扱中における衝撃その他の負荷に耐え、かつ、容易に破損しない」と同義である。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「廃棄物運搬容器の遮蔽」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射性廃棄物処理施設内部の流体状放射性廃棄物漏えい防止構造」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
	<p>物を処理する設備が設置される建屋全部をいう（技術基準規則第40条において同じ）。また、「漏えいが拡大するおそれがある部分に限る」とは、流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される施設内であっても、流体状の放射性物質が流入するおそれがない場所であって流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置されていない場所（例えば廃棄設備の制御室、換気空調室、電気室等）及び二重管構造等により流体状の放射性廃棄物が漏えいし難い構造となっている場所を適用除外にすることができる。</p> <p>一 <u>放射性廃棄物処理施設内部の床面及び壁面は、流体状の放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。</u> 【解釈】 8 第2項第1号に規定する「漏えいし難い構造」とは、適切な高さまでの壁面、床面全部及び両者の接合部には耐水性を有する塗料が塗布されていること、並びに漏えい防止措置の必要な床面及び壁面の貫通部にはラバーブーツ又はモルタル等の充填が施されていること等、堰の機能を失わせないよう適切な耐漏えい措置が施された構造とすること（技術基準規則第40条において同じ。）</p> <p>二 <u>放射性廃棄物処理施設内部の床面は、床面の傾斜又は床面に設けられた溝の傾斜により流体状の放射性廃棄物が排液受け口に導かれる構造であり、かつ、流体状の放射性廃棄物（気体状のものを除く。以下同じ。）を処理する設備の周辺部には、流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止するための堰が施設されていること。</u> 【解釈】 9 第2項第2号に規定する「漏えいの拡大を防止するための堰」とは、ポンプのシールがリークした時、機器のメンテナンス時又は除染時等に飛散する液体状の放射性廃棄物が広範囲に拡大することを防止するために設けるものをいい、排水溝、床面段差等堰と同様の効果を有するものを含む。</p> <p>三 <u>放射性廃棄物処理施設外に通じる出入口又はその周辺部には、流体状の放射性廃棄物が放射性廃棄物処理施設外へ漏えいすることを防止するための堰が施設されていること。ただし、放射性廃棄物処理施設内部の床面が隣接する発電用原子炉施設の床面又は地表面より低い場合であって、放射性廃棄物処理施設外へ漏えいするおそれがない場合は、この限りでない。</u> 【解釈】 10 第2項第3号に規定する「施設外へ漏えいすることを防止するための堰」とは、処理する設備に関わる配管について、長さが当該設備に接続される配管の内径の1/2、幅がその配管の肉厚の1/2の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射性廃棄物処理施設内部における床面構及び壁面の構造」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射性廃棄物処理施設内部の床面構造及び漏えい防止堰」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射性廃棄物処理施設外への漏えい防止堰」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
	<p>えい量のうち最大の漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止するため、当該貯蔵設備の周辺近傍に設けること。この場合の仮定は堰の能力を算定するためにのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備に1ヶ所想定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることができるまでの時間とし、床ドレンファンネルの排出能力は考慮できるものとする。ただし、床ドレンファンネルの排出機能を期待する場合は、その機能が確実なものでなければならない。</p> <p>四 <u>工場等外に排水を排出する排水路（湧水に係るものであって放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がないもの並びに排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備を施設するものを除く。）上に放射性廃棄物処理施設内部の床面がないよう、施設すること。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 1 第2項第4号に規定する「湧水に係るものであって放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がないものを除く。」とは、自然発生的に地下から大量に湧き出し、この排出を止めることが技術的に不可能な湧水に係る排水路は、放射性物質により汚染するおそれがある管理区域に開口部がない場合には本号を適用除外することができる。</p> <p>3 <u>第一項第五号の流体状の放射性廃棄物を運搬するための容器は、前項第三号に準じて流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止するように施設しなければならない。ただし、管理区域内においてのみ使用されるもの及び漏えいするおそれがない構造のものは、この限りでない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 2 第3項における「漏えいの拡大を防止するように施設しなければならない」とは、第2項第3号に準じて運搬容器の周辺に堰、受皿（トレイ）、吸収材を設置すること。「漏えいするおそれのない構造」とは、胴の二重容器構造やフランジ部の二重Oリング構造とすることを含む。</p> <p>(放射性物質による汚染の防止)</p> <p>第四十一条</p> <p>3 <u>放射性物質により汚染されるおそれがある管理区域内に開口部がある排水路であって、工場等外に排水を排出するものには、排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備を施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>2 第3項に規定する「排水監視設備」とは、排水中の放射性物質の濃度を測定することができる設備をいい、排出する排水が間欠的であるものはサンプリング分析等により、また連続的であるものは連続モニタ等により排水中の放射性物質濃度が測定</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射性廃棄物処理施設内部床面の排水路上への施設制限」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「廃棄物運搬容器の流体状放射性廃棄物漏えい拡大防止」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「排水路における排水監視設備及び排水処理設備」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
	<p>可能な設備であること。</p> <p>3 第3項に規定する「安全に処理する設備」とは、排水中の放射性物質の濃度に異常を検出した場合には、適切な処理により排水中の放射性物質の濃度を低下させ、周辺監視区域の外側の境界における水中の放射性物質の濃度が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」第8条に定める濃度限度を超えないようにできる設備であること。（技術基準規則第39条第2項及び第40条第3項において同じ。）</p> <p>ここで、「適切な処理」とは、排水中の放射性物質の濃度を測定し、放射性物質の濃度の異常を検出した場合には、当該排水の排出をすみやかに停止することができ、ろ過、蒸発、イオン交換樹脂法等による吸着、放射能の時間による減衰、多量の水による希釈等の方法により排出中の放射性物質の濃度をできるだけ低下させること。</p> <p>(換気設備)</p> <p><u>第四十三条 発電用原子炉施設内の放射性物質により汚染された空気による放射線障害を防止する必要がある場所には、次に定めるところにより換気設備を施設しなければならない。</u></p> <p>一 <u>放射線障害を防止するために必要な換気能力を有するものであること。</u></p> <p>二 <u>放射性物質により汚染された空気が漏えい及び逆流し難い構造であること。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第2号に規定する「漏えいし難い構造」とは、ダクトであって内包する流体の放射線物質の濃度が37 mBq/cm^3以上のもの（クラス4管）は、第17条に基づく構造とするとともに第21条の耐圧試験により漏えいし難い構造であることが確認されていることをいう。また、「逆流し難い構造」とは、ファン、逆流防止用ダンパー等を設けることをいう。</p> <p>三 <u>排出する空気を浄化する装置を設ける場合にあっては、ろ過装置の放射性物質による汚染の除去又はろ過装置の取替えが容易な構造であること。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>2 第3号に規定する「ろ過装置」とは、気体状の放射性よう素を除去するよう素（チャコール又は同等品）フィルター及び放射性微粒子を除去する微粒子（高性能粒子又は同等品）フィルターを用いることをいう。</p> <p>3 第3号に規定する「ろ過装置の取替えが容易な構造であること」とは、換気設備がろ過装置交換に必要な空間を有するとともに、必要に応じて梯子等を設置し、ろ過装置の取替えが容易な構造であることをいう。</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「汚染空気による放射線障害を防止するために施設する換気設備」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「換気設備に必要な換気能力」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「換気設備における汚染空気の漏えい及び逆流防止構造」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「換気設備に設ける空気浄化装置の構造」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考														
	<p>(一次冷却材処理装置)</p> <p>第二十九条 <u>放射性物質を含む一次冷却材（第三十三条第四号の装置から排出される放射性物質を含む流体を含む。）を通常運転時において一次冷却系統外に排出する場合は、これを安全に処理する装置を施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第二十九条に規定する「安全に処理する装置」とは、放射性物質を含む一次冷却材を通常運転時において一次冷却系統外に排出する場合に、これを最終的に放射性廃棄物処理設備に適切に導く施設であること。</p> <p>(計測装置)</p> <p>第三十四条 <u>発電用原子炉施設には、次に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。ただし、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。</u></p> <p>九 <u>排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度</u></p> <p>十 <u>排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度</u></p> <p>(警報装置等)</p> <p>第四十七条 <u>発電用原子炉施設には、その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合、第三十四条第一項第九号の放射性物質の濃度又は同項第十二号及び第十三号の線量当量率が著しく上昇した場合又は流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合においてこれらを確実に検出して自動的に警報する装置を施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 <u>第一項に規定する「警報する装置」とは、表示ランプ点灯だけでなく同時にブザー鳴動等を行うこと。</u></p> <p>2 <u>第一項における警報すべきそれぞれの場合に対しては、少なくとも以下のものが施設されていること。</u></p> <table border="1" data-bbox="1056 1549 1872 1862"> <thead> <tr> <th data-bbox="1056 1549 1418 1585">第47条</th> <th data-bbox="1418 1549 1650 1585">BWR</th> <th data-bbox="1650 1549 1872 1585">PWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1056 1585 1418 1654" rowspan="5">その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合</td> <td data-bbox="1418 1585 1650 1654">原子炉水位低又は高</td> <td data-bbox="1650 1585 1872 1654">加圧器水位低又は高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1418 1654 1650 1690">原子炉圧力高</td> <td data-bbox="1650 1654 1872 1690">原子炉圧力高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1418 1690 1650 1726">中性子束高</td> <td data-bbox="1650 1690 1872 1726">中性子束高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1418 1726 1650 1795">原子炉建屋放射能高</td> <td data-bbox="1650 1726 1872 1795">原子炉格納容器内放射能高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1418 1795 1650 1862">主蒸気管放射能高</td> <td data-bbox="1650 1795 1872 1862">復水器排気放射能高</td> </tr> </tbody> </table>	第47条	BWR	PWR	その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合	原子炉水位低又は高	加圧器水位低又は高	原子炉圧力高	原子炉圧力高	中性子束高	中性子束高	原子炉建屋放射能高	原子炉格納容器内放射能高	主蒸気管放射能高	復水器排気放射能高	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「一次冷却材排出時の処理装置」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「排気中の放射性物質濃度計測装置」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「排水中の放射性物質濃度計測装置」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合」について記載がある。ただし、<u>該当部分</u>は、設置許可基準規則第三十一条において整理を行う。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射性物質濃度又は線量当量率が著しく上昇した場合」について記載がある。ただし、<u>該当部分</u>は、設置許可基準規則第三十条及び第三十一条にて整理を行う。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射性廃棄物の処理設備及び貯蔵設備から流体状放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合」について記載がある。ただし、<u>該当部分</u>は、設置許可基準規則第二十八条にて整理を行う。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「警報する装置」の定義について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「警報すべきそれぞれの場合」について記載がある。</p>
第47条	BWR	PWR														
その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合	原子炉水位低又は高	加圧器水位低又は高														
	原子炉圧力高	原子炉圧力高														
	中性子束高	中性子束高														
	原子炉建屋放射能高	原子炉格納容器内放射能高														
	主蒸気管放射能高	復水器排気放射能高														

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則			備考
	第34条第1項第9号の放射性物質の濃度又は同条同項第12号及び第13号の線量当量率が著しく上昇した場合	排気筒放射能高	排気筒放射能高	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「具体的な警報装置」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合の検出」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「廃棄物処理設備及び貯蔵設備に係る機械又は器具の動作状態表示装置」について記載がある。</p>
		エリア放射線モニタ放射能高	エリア放射線モニタ放射能高	
		周辺監視区域放射能高	周辺監視区域放射能高	
	<u>流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合</u>	<u>機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位</u>	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位	
	第34条第1項第14号の水温が著しく上昇した場合	使用済燃料貯蔵プール水温高	使用済燃料貯蔵ピット水温高	
	若しくは水位が著しく下降した場合	使用済燃料貯蔵プール水位低	使用済燃料貯蔵ピット水位低	
<p>3 <u>第1項に規定する「放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合にこれらを確実に検出して」とは、床への漏えい又はそのおそれ（数滴程度の微少漏えいを除く。）を早期に検出するよう、ポンプ及び弁からのシールリーク、タンクからのリーク等により、通常の運転状態から逸脱が生じた場合に、タンク又はサンプの水位の異常変化を検出すること。</u></p> <p>3 <u>発電用原子炉施設には、発電用原子炉並びに一次冷却系統及び放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置を施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>4 第3項における表示すべき動作状態の種類は、ポンプの運転・停止状態、弁の開・閉状態等を、表示方法としては表示ランプの点灯をいう。</p>				

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(放射性廃棄物の貯蔵施設)</p> <p>第二十八条 工場等には、次に掲げるところにより、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を貯蔵する施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第28条に規定する「発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を貯蔵する」とは、将来的に発電用原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の発生量及び搬出量を考慮して放射性固体廃棄物を貯蔵及び管理できることをいう。</p> <p>一 放射性廃棄物が漏えいし難いものとする。</p> <p>二 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備を設けるものにあつては、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする。</p>	<p>(廃棄物貯蔵設備等)</p> <p>第四十条 <u>放射性廃棄物を貯蔵する設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。</u></p> <p>一 通常運転時に発生する放射性廃棄物を貯蔵する容量があること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項第1号に規定する「貯蔵する容量」とは、発生量と処理能力、設備の稼働率を想定したものであること。</p> <p>二 放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。</p> <p>三 <u>崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響その他の負荷により著しく腐食しないこと。</u></p> <p>2 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される発電用原子炉施設は、放射性廃棄物による汚染が広がらないように施設しなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 <u>第2項に規定する「汚染が広がらないように施設」とは、ドラム缶に詰める等汚染拡大防止措置を講ずること。</u></p> <p>3 <u>前条第二項の規定は、流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される放射性廃棄物処理施設について準用する。この場合において、「流体状の放射性廃棄物を処理する設備」とあるのは「流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備」と読み替えるものとする。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>3 第3項に規定する「流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備」とは、貯蔵タンク等で、内包する放射性廃棄物の濃度が37 Bq/cm^3を超える設備をいう。ただし、当該設備に係る床ドレンサンプの容量が貯蔵容量を超える設備は適用除外とすることができる。</p> <p>また、第3項は第39条第2項の解釈8、9、11を準用するものとし、この場合「処理する」を「貯蔵する」と読み替えるものとする。</p> <p>4 <u>堰の設置に関しては、漏えいの拡大を防止するための堰として、貯蔵する設備について、長さが当該設備に接続される配管の内径の$1/2$、幅がその配管の肉厚の$1/2$の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止するため、当該貯蔵設備の周辺に近傍に設けるものをいう。この場合の仮定は、堰の能力を算定するためのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備1ヶ所想定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることができるまでの時間と</u></p>	<p>○主語の相違【結果：相違なし】</p> <p>設置許可基準規則は「放射性廃棄物を貯蔵する施設（安全施設に係るものに限る。）」、技術基準規則は「放射性廃棄物を貯蔵する設備」を対象としている。</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「廃棄物貯蔵設備の熱及び腐食への耐性」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「汚染拡大防止の具体的対策」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射性廃棄物貯蔵設備からの漏えいの防止、漏えい拡大防止及び施設外への漏えいの防止に関する準用」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考																						
	<p><u>し、床ドレンファンネルの排出能力は考慮できるものとする。ただし、床ドレンファンネルの排出機能を期待する場合は、その機能が確実なものでなければならない。</u></p> <p><u>また、施設外へ漏えいすることを防止するための堰は、漏えいの拡大を防止するための堰の想定に加え、開口を仮定する貯蔵設備が設置されている区画内の床ドレンファンネルが排出機能を喪失したとしても、流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えいを防止できる能力をもつものとする。</u></p> <p>(警報装置等)</p> <p>第四十七条 発電用原子炉施設には、その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合、<u>第三十四条第一項第九号の放射性物質の濃度又は同項第十二号及び第十三号の線量当量率が著しく上昇した場合又は流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合においてこれらを確実に検出して自動的に警報する装置を施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <ol style="list-style-type: none"> 1 <u>第1項に規定する「警報する装置」とは、表示ランプ点灯だけでなく同時にブザー鳴動等を行うこと。</u> 2 <u>第1項における警報すべきそれぞれの場合に対しては、少なくとも以下のものが施設されていること。</u> <table border="1" data-bbox="1056 1163 1872 1696"> <thead> <tr> <th data-bbox="1056 1163 1359 1199">第47条</th> <th data-bbox="1359 1163 1617 1199">BWR</th> <th data-bbox="1617 1163 1872 1199">PWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1056 1199 1359 1486" rowspan="4">その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合</td> <td data-bbox="1359 1199 1617 1268">原子炉水位低又は高</td> <td data-bbox="1617 1199 1872 1268">加圧器水位低又は高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1268 1617 1304">原子炉圧力高</td> <td data-bbox="1617 1268 1872 1304">原子炉圧力高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1304 1617 1339">中性子束高</td> <td data-bbox="1617 1304 1872 1339">中性子束高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1339 1617 1409">原子炉建屋放射能高</td> <td data-bbox="1617 1339 1872 1409">原子炉格納容器内放射能高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1056 1409 1359 1486"></td> <td data-bbox="1359 1409 1617 1486">主蒸気管放射能高</td> <td data-bbox="1617 1409 1872 1486">復水器排気放射能高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1056 1486 1359 1696" rowspan="3">第34条第1項第9号の放射性物質の濃度又は同条同項第12号及び第13号の線量当量率が著しく上昇した場合</td> <td data-bbox="1359 1486 1617 1535">排気筒放射能高</td> <td data-bbox="1617 1486 1872 1535">排気筒放射能高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1535 1617 1604">エリア放射線モニタ放射能高</td> <td data-bbox="1617 1535 1872 1604">エリア放射線モニタ放射能高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1359 1604 1617 1696">周辺監視区域放射能高</td> <td data-bbox="1617 1604 1872 1696">周辺監視区域放射能高</td> </tr> </tbody> </table>	第47条	BWR	PWR	その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合	原子炉水位低又は高	加圧器水位低又は高	原子炉圧力高	原子炉圧力高	中性子束高	中性子束高	原子炉建屋放射能高	原子炉格納容器内放射能高		主蒸気管放射能高	復水器排気放射能高	第34条第1項第9号の放射性物質の濃度又は同条同項第12号及び第13号の線量当量率が著しく上昇した場合	排気筒放射能高	排気筒放射能高	エリア放射線モニタ放射能高	エリア放射線モニタ放射能高	周辺監視区域放射能高	周辺監視区域放射能高	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合」について記載がある。ただし、<u>該当部分</u>は、設置許可基準規則第三十一条において整理を行う。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射性物質濃度又は線量当量率が著しく上昇した場合」について記載がある。ただし、<u>該当部分</u>は、設置許可基準規則第三十条及び第三十一条にて整理を行う。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射性廃棄物の処理設備及び貯蔵設備から流体状放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合」について記載がある。ただし、<u>該当部分</u>は、設置許可基準規則第二十七条にて整理を行う。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「警報する装置の定義」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「警報すべきそれぞれの場合」について記載がある。</p>
第47条	BWR	PWR																						
その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合	原子炉水位低又は高	加圧器水位低又は高																						
	原子炉圧力高	原子炉圧力高																						
	中性子束高	中性子束高																						
	原子炉建屋放射能高	原子炉格納容器内放射能高																						
	主蒸気管放射能高	復水器排気放射能高																						
第34条第1項第9号の放射性物質の濃度又は同条同項第12号及び第13号の線量当量率が著しく上昇した場合	排気筒放射能高	排気筒放射能高																						
	エリア放射線モニタ放射能高	エリア放射線モニタ放射能高																						
	周辺監視区域放射能高	周辺監視区域放射能高																						

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則		備考	
	<p><u>流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合</u></p>	<p><u>機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位</u></p>	<p>機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「具体的な警報装置」について記載がある。</p>
	<p>第34条第1項第14号の水温が著しく上昇した場合若しくは水位が著しく下降した場合</p>	<p>使用済燃料貯蔵プール水温高</p>	<p>使用済燃料貯蔵ピット水温高</p>	
	<p>第34条第1項第14号の水温が著しく上昇した場合若しくは水位が著しく下降した場合</p>	<p>使用済燃料貯蔵プール水位低</p>	<p>使用済燃料貯蔵ピット水位低</p>	
	<p>3 <u>第1項に規定する「放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合にこれらを確実に検出して」とは、床への漏えい又はそのおそれ（数滴程度の微少漏えいを除く。）を早期に検出するよう、ポンプ及び弁からのシールリーク、タンクからのリーク等により、通常の運転状態から逸脱が生じた場合に、タンク又はサンプの水位の異常変化を検出すること。</u></p>		<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合の検出」について記載がある。</p>	
	<p>3 <u>発電用原子炉施設には、発電用原子炉並びに一次冷却系統及び放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置を施設しなければならない。</u></p>		<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「廃棄物処理貯蔵設備に係る機械又は器具の動作状態表示装置」について記載がある。</p>	
	<p>【解釈】 4 第3項における表示すべき動作状態の種類は、ポンプの運転・停止状態、弁の開・閉状態等を、表示方法としては表示ランプの点灯をいう。</p>			

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(工場等周辺における直接線等からの防護)</p> <p>第二十九条 設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による工場等周辺の空間線量率が十分に低減できるものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第29条に規定する「工場等周辺の空間線量率が十分に低減できる」とは、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」(平成元年3月27日原子力安全委員会了承)を踏まえ、ALARAの考え方の下、空気カーマで1年間当たり50マイクログレイ以下(工場等内にキャスクを設置する場合にあっては、工場等内の他の施設からのガンマ線とキャスクからの中性子及びガンマ線とを合算し、実効線量で1年間当たり50マイクロシーベルト以下)となることを目標に、周辺監視区域外における線量限度(1年間当たり1ミリシーベルト)を十分下回る水準となるよう施設を設計することをいう。</p>	<p>(生体遮蔽等)</p> <p>第四十二条 設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による工場等周辺の空間線量率が原子力規制委員会の定める線量限度を十分下回るように施設しなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項においては、第2項で規定する従事者の放射線障害を防止するために必要な<u>生体遮蔽等を適切に施設</u>することに加えて、及び発電用原子炉施設と周辺監視区域境界までの距離とあいまって、敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減し、周辺監視区域外における線量限度(年間1mSv)に比べ十分下回る水準とすること。ここで、「十分下回る水準」とは、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について(平成元年3月27日原子力安全委員会了承)」に記載の空気カーマで年間50μGy程度(工場等内にキャスクを設置する場合にあっては、工場等内の他の施設からのガンマ線とキャスクからの中性子及びガンマ線とを合算し、実効線量で年間50μSv程度)ををいう。</p> <p>2 工場等内における外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場所には、次に定めるところにより<u>生体遮蔽を施設</u>しなければならない。</p> <p>一 <u>放射線障害を防止するために必要な遮蔽能力を有するものであること。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>2 第2項第1号に規定する「遮蔽能力を有する」とは、通常運転時の作業員の被ばく線量が適切な作業管理と相まって、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」第1条及び第5条を満足することをいい、これを遮蔽計算により確認すること。なお、既に供用中の原子力発電施設にあっては、定期的な線量率の測定、従事者の被ばく線量の確認により上記告示を満足していることを確認すること。</p> <p>二 <u>開口部又は配管その他の貫通部があるもの</u>にあっては、必要に応じて放射線漏えい防止措置が講じられていること。</p> <p>【解釈】</p> <p>3 第2項第2号に規定する「放射線漏えい防止措置」としては、次の措置によること。</p> <p>(1) 開口部を設ける場合、人が容易に接近できないような場所(通路の行き止まり部、高所等)への開口部設置</p> <p>(2) 貫通部に対する遮蔽補強(スリーブと配管との間隙への遮蔽材の充填等)</p> <p>(3) 線源機器と貫通孔との位置関係により、貫通孔から線源機器が直視できない措置</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「空間線量率低減のための生体遮蔽」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射線障害防止のための生体遮蔽」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「生体遮蔽に求められる能力」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「開口部又は配管その他の貫通部への放射線漏えい防止措置」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
	<p>4 <u>第42条に規定する「生体遮蔽」及び遮蔽設計の具体的仕様に関する規定（第2項第3号を除く。）は、日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程」（JEAC 4615-2008）の事故時の遮蔽設計に係る事項を除き、本文及び解説4-5に以下の条件を付したものであること。</u></p> <p>(1) <u>4. 1. 2の適用に当たっては、「実効線量が1.3mSv/3月間以下となる区域は管理区域外として設定できる。」を除き、また、「設定にあたっては、管理区域の外側で作業する者」を「管理区域の外側の区域における遮蔽設計基準線量率の設定に当たっては、その区域で作業する者」と、「超える区域」を「超えるおそれがある区域」と、「運転開始後の放射線管理の運用に支障のないよう」を「従事者の実効線量限度である年間50mSv及び5年間で100mSvを超えないように、」と読み替えるものとする。</u></p> <p>(2) <u>解説4-5の適用に当たっては、[BWR] (1)の「目的がある」を「ものとする」と、[BWR] (2)の「外側区域の」を「外側の区域における」と、「ものである」を「ものとする」と、[BWR] (3)の「2次遮へいの外側区域の」を「2次遮蔽は、その外側の区域における」と、「管理区域外の」を「管理区域の外側の区域における」と、「減衰させる」を「減衰させるものとする」と、[BWR] (4)の「外側区域の」を「外側の区域における」と、「ものである」を「ものとする」と、[BWR] (5)の「管理区域外の遮へい設計基準線量率以下、及び事故時においても、制御室に留まり事故対策操作を行う従事者が過度の被ばくを受けないように設計する」を「管理区域の外側の区域における遮蔽設計基準線量率以下となるように設計するものとする」と、[PWR] (1)の「ものである」を「ものとする」と、[PWR] (2)の「ものである」を「ものとする」と、[PWR] (3)の「管理区域外の」を「管理区域の外側の区域における」と、「ものである」を「ものとする」と、[PWR] (4)の「補助建屋内」を「補助遮蔽」と、「ものである」を「ものとする」と、[PWR] (5)の「管理区域外の遮へい設計基準線量率以下、及び事故時においても、制御室に留まり事故対策操作を行う従事者が過度の被ばくを受けないように設計する」を「管理区域の外側の区域における遮蔽設計基準線量率以下となるように設計するものとする」と読み替えるものとする。</u></p> <p><u>（「日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程（JEAC4615-2008）」に関する技術評価書」（平成23年3月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）</u></p> <p>三 <u>自重、附加荷重及び熱応力に耐えるものであること。</u></p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「生体遮蔽に求められる能力」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(放射線からの放射線業務従事者の防護)</p> <p>第三十条 設計基準対象施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 放射線業務従事者（実用炉規則第二条第二項第七号に規定する放射線業務従事者をいう。以下同じ。）が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項第1号に規定する「放射線量を低減できる」とは、ALARAの考え方の下、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止及び換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計をいう。</p>	<p>(生体遮蔽等)</p> <p>第四十二条</p> <p>2 工場等内における外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場所には、次に定めるところにより<u>生体遮蔽を施設</u>しなければならない。</p> <p>一 放射線障害を防止するために必要な遮蔽能力を有するものであること。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 <u>第2項第1号に規定する「遮蔽能力を有する」とは、通常運転時の作業員の被ばく線量が適切な作業管理と相まって、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」第1条及び第5条を満足することをいい、これを遮蔽計算により確認すること。なお、既に供用中の原子力発電施設にあつては、定期的な線量率の測定、従事者の被ばく線量の確認により上記告示を満足していることを確認すること。</u></p> <p>二 <u>開口部又は配管その他の貫通部があるものにあつては、必要に応じて放射線漏えい防止措置が講じられていること。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>3 第2項第2号に規定する「放射線漏えい防止措置」としては、次の措置によること。</p> <p>(1) 開口部を設ける場合、人が容易に接近できないような場所（通路の行き止まり部、高所等）への開口部設置</p> <p>(2) 貫通部に対する遮蔽補強（スリーブと配管との間隙への遮蔽材の充填等）</p> <p>(3) 線源機器と貫通孔との位置関係により、貫通孔から線源機器が直視できない措置</p> <p>4 <u>第42条に規定する「生体遮蔽」及び遮蔽設計の具体的仕様に関する規定（第2項第3号を除く。）は、日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程」（JEAC 4615-2008）の事故時の遮蔽設計に係る事項を除き、本文及び解説4-5に以下の条件を付したものであること。</u></p> <p>(1) <u>4. 1. 2の適用に当たっては、「実効線量が1.3 mSv/3月間以下となる区域は管理区域外として設定できる。」を除き、また、「設定にあたっては、管理区域の外側で作業する者」を「管理区域の外側の区域における遮蔽設計基準線量率の設定に当たっては、その区域で作業する者」と、「超える区域」を「超えるおそれがある区域」と、「運転開始後の放射線管理の運用に支障のないよう」を「従事者の実効線量限度である年間50 mSv及び5年間で100 mSvを超えないように、」と読み替えるものとする。</u></p> <p>(2) <u>解説4-5の適用に当たっては、「BWR」(1)の「目的がある」を「ものとする」と、「BWR」(2)の「外側区域の」を「外側の区域における」と、「ものである」を「ものとする</u></p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射線量を低減させる生体遮蔽」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「生体遮蔽に求められる能力」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「開口部又は配管その他の貫通部への放射線漏えい防止措置」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
	<p><u>る」と、「BWR」(3)の「2次遮へいの外側区域の」を「2次遮蔽は、その外側の区域における」と、「管理区域外の」を「管理区域の外側の区域における」と、「減衰させる」を「減衰させるものとする」と、「BWR」(4)の「外側区域の」を「外側の区域における」と、「ものである」を「ものとする」と、「BWR」(5)の「管理区域外の遮へい設計基準線量率以下、及び事故時においても、制御室に留まり事故対策操作を行う従事者が過度の被ばくを受けないように設計する」を「管理区域の外側の区域における遮蔽設計基準線量率以下となるように設計するものとする」と、「PWR」(1)の「ものである」を「ものとする」と、「PWR」(2)の「ものである」を「ものとする」と、「PWR」(3)の「管理区域外の」を「管理区域の外側の区域における」と、「ものである」を「ものとする」と、「PWR」(4)の「補助建屋内」を「補助遮蔽」と、「ものである」を「ものとする」と、「PWR」(5)の「管理区域外の遮へい設計基準線量率以下、及び事故時においても、制御室に留まり事故対策操作を行う従事者が過度の被ばくを受けないように設計する」を「管理区域の外側の区域における遮蔽設計基準線量率以下となるように設計するものとする」と読み替えるものとする。</u></p> <p><u>(「日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程(JEAC4615-2008)」に関する技術評価書(平成23年3月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</u></p> <p>三 <u>自重、附加荷重及び熱応力に耐えるものであること。</u></p> <p>(放射性物質による汚染の防止)</p> <p>第四十一条 <u>発電用原子炉施設のうち、人が頻繁に出入りする建物の内部の壁、床その他の放射性物質により汚染されるおそれがある部分であって、人が触れるおそれがある部分の表面は、放射性物質による汚染を除去し易いものでなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「放射性物質により汚染されるおそれがある部分であって、人が触れるおそれがある部分」とは、管理区域内で人が頻繁に出入りする場所の床面、壁面(人が触れるおそれがある高さまで)、手摺、梯子をいう。また「表面は、放射性物質による汚染を除去し易いもの」とは、当該表面が平滑に施工されていること。</p> <p>2 <u>発電用原子炉施設には、人が触れるおそれがある物の放射性物質による汚染を除去する設備を施設しなければならない。</u></p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「生体遮蔽に求められる能力」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「発電用原子炉施設の汚染除去の容易性」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「発電用原子炉施設の汚染除去設備」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>二 <u>放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとする</u>こと。</p> <p>2 <u>工場等には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設けなければならない。</u> 【解釈】 2 第2項に規定する「放射線管理施設」とは、放射線被ばくを監視及び管理するため、放射線業務従事者の出入管理、汚染管理及び除染等を行う施設をいう。</p> <p>3 放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。 【解釈】 3 第3項に規定する「必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる」とは、原子炉制御室において放射線管理に必要なエリア放射線モニタによる空間線量率を、また、伝達する必要がある場所において管理区域における空間線量率及び空気中の放射性物質の濃度及び床面等の放射性物質の表面密度をそれぞれ表示できることをいう。</p>	<p>(換気設備) 第四十三条 <u>発電用原子炉施設内の放射性物質により汚染された空気による放射線障害を防止する必要がある場所には、次に定めるところにより換気設備を施設しなければならない。</u></p> <p>一 <u>放射線障害を防止するために必要な換気能力を有するものであること。</u></p> <p>二 <u>放射性物質により汚染された空気が漏えい及び逆流し難い構造であること。</u> 【解釈】 1 第2号に規定する「漏えいし難い構造」とは、ダクトであって内包する流体の放射線物質の濃度が37mBq/cm³以上のもの(クラス4管)は、第17条に基づく構造とするとともに第21条の耐圧試験により漏えいし難い構造であることが確認されていることをいう。また、「逆流し難い構造」とは、ファン、逆流防止用ダンパー等を設けることをいう。</p> <p>四 <u>吸気口は、放射性物質により汚染された空気を吸入し難いように施設すること。</u> 【解釈】 4 第4号に規定する「汚染された空気を吸入し難い」は、排気筒から十分に離れた位置に設置することをいう。</p> <p>(警報装置等) 第四十七条 <u>発電用原子炉施設には、その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合、第三十四条第一項第九号の放射性物質の濃度又は同項第十二号及び第十三号の線量当量率が著しく上昇した場合又は流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合においてこれらを確実に検出して自動的に警報する装置を施設しなければならない。</u> 【解釈】 1 第1項に規定する「警報する装置」とは、表示ランプ点灯だ</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「汚染空気による放射線障害を防止するために施設する換気設備」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「換気設備に必要な換気能力」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「換気設備における汚染空気の漏えい及び逆流防止構造」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「換気設備吸気口の汚染空気吸入防止」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における操作性」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「放射線管理施設」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合」について記載がある。ただし、<u>該当部分</u>は、設置許可基準規則第三十一条において整理を行う。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「周辺監視区域隣接地域における線量当量率が著しく上昇した場合」について記載がある。ただし、<u>該当部分</u>は、設置許可基準規則第三十一条にて整理を行う。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射性廃棄物の処理設備又は貯蔵設備から流体状放射性廃棄物が著しく漏え</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考																													
	<p>けでなく同時にブザー鳴動等を行うこと。 2 <u>第1項における警報すべきそれぞれの場合に対しては、少なくとも以下のものが施設されていること。</u></p> <table border="1" data-bbox="1062 359 1869 1276"> <thead> <tr> <th data-bbox="1062 359 1397 394">第47条</th> <th data-bbox="1397 359 1635 394">BWR</th> <th data-bbox="1635 359 1869 394">PWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1062 457 1397 682" rowspan="5">その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合</td> <td data-bbox="1397 401 1635 464">原子炉水位低又は高</td> <td data-bbox="1635 401 1869 464">加圧器水位低又は高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 464 1635 506">原子炉圧力高</td> <td data-bbox="1635 464 1869 506">原子炉圧力高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 506 1635 548">中性子束高</td> <td data-bbox="1635 506 1869 548">中性子束高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 548 1635 611">原子炉建屋放射能高</td> <td data-bbox="1635 548 1869 611">原子炉格納容器内放射能高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 611 1635 682">主蒸気管放射能高</td> <td data-bbox="1635 611 1869 682">復水器排気放射能高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1062 695 1397 884" rowspan="3"><u>第34条第1項第9号の放射性物質の濃度又は同条同項第12号及び第13号の線量当量率が著しく上昇した場合</u></td> <td data-bbox="1397 695 1635 737"><u>排気筒放射能高</u></td> <td data-bbox="1635 695 1869 737">排気筒放射能高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 737 1635 800"><u>エリア放射線モニタ放射能高</u></td> <td data-bbox="1635 737 1869 800">エリア放射線モニタ放射能高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 800 1635 884"><u>周辺監視区域放射能高</u></td> <td data-bbox="1635 800 1869 884">周辺監視区域放射能高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1062 898 1397 1094">流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合</td> <td data-bbox="1397 940 1635 1052">機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位</td> <td data-bbox="1635 940 1869 1052">機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1062 1115 1397 1262" rowspan="2">第34条第1項第14号の水温が著しく上昇した場合若しくは水位が著しく下降した場合</td> <td data-bbox="1397 1115 1635 1178">使用済燃料貯蔵プール水温高</td> <td data-bbox="1635 1115 1869 1178">使用済燃料貯蔵ピット水温高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1397 1178 1635 1262">使用済燃料貯蔵プール水位低</td> <td data-bbox="1635 1178 1869 1262">使用済燃料ピット貯蔵水位低</td> </tr> </tbody> </table> <p>3 第1項に規定する「放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合にこれらを確実に検出して」とは、床への漏えい又はそのおそれ（数滴程度の微小漏えいを除く。）を早期に検出するよう、ポンプ及び弁からのシーリング、タンクからのリーク等により、通常の運転状態から逸脱が生じた場合に、タンク又はサンプの水位の異常変化を検出すること。</p> <p>(計測装置) 第三十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。<u>ただし、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。</u></p> <p>【解釈】 1 <u>第34条における計測する手段としてはサンプリングによる測定、演算（炉周期）が含まれる。</u> <u>第1項第11号の計測の場合、「間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。」とは、排水路</u></p>	第47条	BWR	PWR	その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合	原子炉水位低又は高	加圧器水位低又は高	原子炉圧力高	原子炉圧力高	中性子束高	中性子束高	原子炉建屋放射能高	原子炉格納容器内放射能高	主蒸気管放射能高	復水器排気放射能高	<u>第34条第1項第9号の放射性物質の濃度又は同条同項第12号及び第13号の線量当量率が著しく上昇した場合</u>	<u>排気筒放射能高</u>	排気筒放射能高	<u>エリア放射線モニタ放射能高</u>	エリア放射線モニタ放射能高	<u>周辺監視区域放射能高</u>	周辺監視区域放射能高	流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位	第34条第1項第14号の水温が著しく上昇した場合若しくは水位が著しく下降した場合	使用済燃料貯蔵プール水温高	使用済燃料貯蔵ピット水温高	使用済燃料貯蔵プール水位低	使用済燃料ピット貯蔵水位低	<p>いするおそれが発生した場合」について記載がある。ただし、<u>該当部分</u>は、設置許可基準規則第二十七条及び第二十八条にて整理を行う。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「警報する装置の定義」について記載がある。 ○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「警報すべきそれぞれの場合」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「具体的な警報装置」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「直接計測困難時の代替手段」について記載がある。</p>
第47条	BWR	PWR																													
その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合	原子炉水位低又は高	加圧器水位低又は高																													
	原子炉圧力高	原子炉圧力高																													
	中性子束高	中性子束高																													
	原子炉建屋放射能高	原子炉格納容器内放射能高																													
	主蒸気管放射能高	復水器排気放射能高																													
<u>第34条第1項第9号の放射性物質の濃度又は同条同項第12号及び第13号の線量当量率が著しく上昇した場合</u>	<u>排気筒放射能高</u>	排気筒放射能高																													
	<u>エリア放射線モニタ放射能高</u>	エリア放射線モニタ放射能高																													
	<u>周辺監視区域放射能高</u>	周辺監視区域放射能高																													
流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位																													
第34条第1項第14号の水温が著しく上昇した場合若しくは水位が著しく下降した場合	使用済燃料貯蔵プール水温高	使用済燃料貯蔵ピット水温高																													
	使用済燃料貯蔵プール水位低	使用済燃料ピット貯蔵水位低																													

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
	<p><u>の出口又はこれに近接する箇所における放射性物質の濃度を直接測定することが技術的に困難な場合、排水路の上流における濃度を測定することをいう。</u></p> <p>六 <u>原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率</u> 【解釈】 2 第1項第6号に規定する「可燃性ガスの濃度」とは、BWRにおいては、酸素・水素ガス濃度、PWRにおいては、水素ガス濃度をいう。</p> <p>七 <u>主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する設備であつて放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度</u> 【解釈】 3 第1項第7号はBWRに対して、第8号はPWRに対して適用される。</p> <p>八 <u>蒸気発生器の出口における二次冷却材の圧力、温度及び流量並びに二次冷却材中の放射性物質の濃度</u></p> <p>九 <u>排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度</u></p> <p>十 <u>排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度</u></p> <p>十一 <u>放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。以下同じ。）内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度</u> 【解釈】 4 第1項第11号に規定する「放射性物質により汚染するおそれがある管理区域」とは、管理区域を規定する以下の3要素のうち外部放射線に係る線量のみが「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に規定される基準を超える管理区域以外の管理区域をいい、3要素のうちA、B及びCの組み合わせ、AとB若しくはAとCの組み合わせ、BとCの組み合わせ又はB若しくはCのみで規定される管理区域のことをいう。この場合において、管理区域の3要素は以下による。 A. その場所における外部放射線に係る線量が別に告示する実効線量を超えるおそれがあるもの。 B. 空気中の放射性物質（空気又は水のうちに自然に含まれているものを除く。）の濃度が別に告示する濃度を超えるおそ</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射線管理に必要な具体的な計測項目」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
	<p>れがあるもの。</p> <p>C. 放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が別に告示する密度を超えるおそれがあるもの。</p> <p>十二 <u>管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率</u></p> <p>十三 <u>周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質の濃度</u></p> <p>【解釈】</p> <p>5 第1項第13号に規定する装置のうち、恒設のモニタリング設備については、非常用電源設備に接続するか、無停電電源装置などにより電源復旧までの期間の電気の供給を担保できる設計であること。また、必要な情報を原子炉制御室又は適切な場所に表示できる設計であること。さらに、そのデータ伝送系は多様性を有する設計であること。</p> <p>4 第一項第一号及び第三号から第十五号までに掲げる事項を計測する装置にあつては、計測結果を表示し、<u>記録し、及びこれを保存することができるものでなければならない。ただし、設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置以外の装置であつて、断続的に試料の分析を行う装置については、運転員その他の従事者が測定結果を記録し、及びこれを保存し、その記録を確認することをもって、これに代えることができる。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>6 <u>第4項に規定する「計測する装置にあつては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存する」には、計測、計測結果の表示、記録及び保存を、複数の装置の組み合わせにより実現してもよい。</u></p> <p>7 第4項に規定する「設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置」とは、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針（昭和56年7月23日原子力安全委員会決定）」に定める放射線計測系の分類1及び2の計測装置をいう。</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「計測結果の記録及び保管」について記載がある。ただし、該当部分は、設置許可基準規則第二十三条において整理を行う。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(監視設備)</p> <p>第三十一条 発電用原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該発電用原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <ol style="list-style-type: none"> 1 設計基準において発電用原子炉施設の放射線監視を求めている。 2 第31条に規定する「放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し」とは、原子炉格納容器内雰囲気又は発電用原子炉施設の周辺監視区域周辺において、サンプリングや放射線モニタ等により放射性物質の濃度及び空間線量率を測定及び監視し、かつ、設計基準事故時に迅速な対策処理が行えるように放射線源、放出点、原子力発電所周辺及び予想される放射性物質の放出経路等の適切な場所を測定及び監視することをいう。 3 第31条において、通常運転時における環境放出気体・液体廃棄物の測定及び監視については、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」（昭和53年9月29日原子力委員会決定）において定めるところによる。 4 第31条において、設計基準事故時における測定及び監視については、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」（昭和56年7月23日原子力安全委員会決定）において定めるところによる。 5 第31条において、モニタリングポストについては、非常用所内電源に接続しない場合、無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計であること。また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計であること。 	<p>(計測装置)</p> <p>第三十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。ただし、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。</p> <p>【解釈】</p> <ol style="list-style-type: none"> 1 第34条における計測する手段としてはサンプリングによる測定、演算（炉周期）が含まれる。第1項第11号の計測の場合、「間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。」とは、排水路の出口又はこれに近接する箇所における放射性物質の濃度を直接測定することが技術的に困難な場合、排水路の上流における濃度を測定することをいう。 <ol style="list-style-type: none"> 一 <u>炉心における中性子束密度</u> 二 <u>炉周期</u> 三 <u>制御棒の位置及び液体制御材を使用する場合にあっては、その濃度</u> 四 <u>一次冷却材に関する次の事項</u> <ol style="list-style-type: none"> イ <u>放射性物質及び不純物の濃度</u> ロ <u>原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量</u> 五 <u>原子炉圧力容器（加圧器がある場合は、加圧器）内及び蒸気発生器内の水位</u> 六 <u>原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率</u> <p>【解釈】</p> <ol style="list-style-type: none"> 2 第1項第6号に規定する「可燃性ガスの濃度」とは、BWRにおいては、酸素・水素ガス濃度、PWRにおいては、水素ガス濃度をいう。 七 <u>主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する設備であって放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度</u> <p>【解釈】</p> <ol style="list-style-type: none"> 3 第1項第7号はBWRに対して、第8号はPWRに対して適用される。 八 <u>蒸気発生器の出口における二次冷却材の圧力、温度及び流量並びに二次冷却材中の放射性物質の濃度</u> 九 <u>排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度</u> 	<p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「間接的に測定する装置の施設」及び「具体的な計測装置」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
	<p>十 <u>排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度</u></p> <p>十一 <u>放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。以下同じ。）内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第34条における計測する手段としてはサンプリングによる測定、演算（炉周期）が含まれる。第1項第11号の計測の場合、「間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。」とは、排水路の出口又はこれに近接する箇所における放射性物質の濃度を直接測定することが技術的に困難な場合、排水路の上流における濃度を測定することをいう。</p> <p>4 第1項第11号に規定する「放射性物質により汚染するおそれがある管理区域」とは、管理区域を規定する以下の3要素のうち外部放射線に係る線量のみが「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に規定される基準を超える管理区域以外の管理区域をいい、3要素のうちA、B及びCの組み合わせ、AとB若しくはAとCの組み合わせ、BとCの組み合わせ又はB若しくはCのみで規定される管理区域のことをいう。この場合において、管理区域の3要素は以下による。</p> <p>A. その場所における外部放射線に係る線量が別に告示する実効線量を超えるおそれがあるもの。</p> <p>B. 空気中の放射性物質（空気又は水のうちに自然に含まれているものを除く。）の濃度が別に告示する濃度を超えるおそれがあるもの。</p> <p>C. 放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が別に告示する密度を超えるおそれがあるもの。</p> <p>十二 <u>管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率</u></p> <p>十三 <u>周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質の濃度</u></p> <p>【解釈】</p> <p>5 第1項第13号に規定する装置のうち、恒設のモニタリング設備については、非常用電源設備に接続するか、無停電電源装置などにより電源復旧までの期間の電気の供給を担保できる設計であること。また、必要な情報を原子炉制御室又は適切な場所</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「管理区域の定義」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
	<p>に表示できる設計であること。さらに、そのデータ伝送系は多様性を有する設計であること。</p> <p>十四 <u>使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位</u></p> <p>十五 <u>敷地内における風向及び風速</u></p> <p>3 <u>第一項第十二号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置（同項第十二号に掲げる事項を計測する装置にあっては、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に属するものに限る。）にあっては、外部電源が喪失した場合においてもこれらの事項を計測することができるものでなければならない。</u></p> <p>4 <u>第一項第一号及び第三号から第十五号までに掲げる事項を計測する装置にあっては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存することができるものでなければならない。ただし、設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置以外の装置であって、断続的に試料の分析を行う装置については、運転員その他の従事者が測定結果を記録し、及びこれを保存し、その記録を確認することをもって、これに代えることができる。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>6 第4項に規定する「計測する装置にあっては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存する」には、計測、計測結果の表示、記録及び保存を、複数の装置の組み合わせにより実現してもよい。</p> <p>7 第4項に規定する「設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置」とは、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針（昭和56年7月23日原子力安全委員会決定）」に定める放射線計測系の分類1及び2の計測装置をいう。</p> <p>(警報装置等)</p> <p>第四十七条 発電用原子炉施設には、<u>その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合、第三十四条第一項第九号の放射性物質の濃度又は同項第十二号及び第十三号の線量当量率が著しく上昇した場合又は流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合においてこれらを確実に検出して自動的に警報する装置を施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 <u>第1項に規定する「警報する装置」とは、表示ランプ点灯だけでなく同時にブザー鳴動等を行うこと。</u></p> <p>2 <u>第1項における警報すべきそれぞれの場合に対しては、少なくとも以下のものが施設されていること。</u></p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「外部電源喪失時の計測」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「計測結果の記録及び保存」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「発電用原子炉の運転に支障を及ぼす要因」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射性廃棄物の処理設備及び貯蔵設備から流体状放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合」について記載がある。ただし、<u>該当部分</u>は、設置許可基準規則第二十七条及び第二十八条にて整理を行う。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「警報する装置の定義」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「警報すべきそれぞれの場合」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則			備考	
	第47条	BWR	PWR	○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「具体的な警報装置」について記載がある。	
	その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合	原子炉水位低又は高	加圧器水位低又は高		
		原子炉圧力高	原子炉圧力高		
		中性子束高	中性子束高		
		原子炉建屋放射能高	原子炉格納容器内放射能高		
		主蒸気管放射能高	復水器排気放射能高		
	第34条第1項第9号の放射性物質の濃度又は同条同項第12号及び第13号の線量当量率が著しく上昇した場合	排気筒放射能高	排気筒放射能高		
		エリア放射線モニタ放射能高	エリア放射線モニタ放射能高		
		周辺監視区域放射能高	周辺監視区域放射能高		
	流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位	機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位		
第34条第1項第14号の水温が著しく上昇した場合若しくは水位が著しく下降した場合	使用済燃料貯蔵プール水温高	使用済燃料貯蔵ピット水温高			
	使用済燃料貯蔵プール水位低	使用済燃料貯蔵ピット水位低	3 第1項に規定する「放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合にこれらを確実に検出して」とは、床への漏えい又はそのおそれ（数滴程度の微少漏えいを除く。）を早期に検出するよう、ポンプ及び弁からのシーリング、タンクからのリーク等により、通常の運転状態から逸脱が生じた場合に、タンク又はサンプの水位の異常変化を検出すること。		

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(原子炉格納施設)</p> <p>第三十二条 原子炉格納容器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した場合において漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、想定される最大の圧力、最高の温度及び適切な地震力に十分に耐えることができ、かつ、<u>適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないものでなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「想定される最大の圧力、最高の温度及び適切な地震力」とは、原子炉格納容器の設計の妥当性について判断するための想定事象をいい、原子炉格納容器の機能の確保に障害となる圧力及び温度の上昇、動荷重の発生、可燃性ガスの発生並びに放射性物質の濃度について評価した結果が、それぞれの判断基準に対し最も厳しくなる事象をいう。具体的には、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に定めるところによる。</p> <p>2 第1項について、具体的な評価は「BWR. MARK II型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」(昭和56年7月20日原子力安全委員会決定)等による。</p> <p>2 <u>原子炉格納容器バウンダリを構成する設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものでなければならない。</u></p> <p>3 原子炉格納容器を貫通する配管には、<u>隔離弁(安全施設に属するものに限る。次項及び第五項において同じ。)</u>を設けなければならない。ただし、計測装置又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものについては、この限りでない。</p> <p>4 主要な配管(事故の収束に必要な系統の配管を除く。)に設ける隔離弁は、設計基準事故時に隔離機能の確保が必要となる場合において、自動的、かつ、確実に閉止される機能を有するものでなければならない。</p>	<p>(原子炉格納施設)</p> <p>第四十四条 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがないよう、次に定めるところにより原子炉格納施設を施設しなければならない。</p> <p>一 原子炉格納容器にあつては、次に定めるところによること。</p> <p>イ 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に想定される最大の圧力及び最高の温度に耐えること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1号イに規定する「想定される最大の圧力及び最高の温度に耐えること」とは、安全評価指針付録1の3.4に示す下記の2項目の解析の条件により確認できる。</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失(PWR、BWR)</p> <p>b) 動荷重の発生(BWR)</p> <p>ロ <u>原子炉格納容器に開口部を設ける場合には気密性を確保すること。</u></p> <p>ハ <u>原子炉格納容器を貫通する箇所及び出入口は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件に応じて漏えい試験ができること。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>2 第1号ハに規定する「漏えい試験ができる」とは、漏えい率試験規程2008又は漏えい率試験規程2017の規定に「日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程(JEAC4203)」の適用に当たって(別記-8)」の要件を付した試験ができること。(「日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2008)に関する技術評価書」(平成21年2月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))及び「日本電気協会「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針(JEAG4217-2018)、軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程(JEAC4207-2016)及び原子炉格納容器の漏えい率試験規程(JEAC4203-2017)」に関する技術評価書」(原規技発第2107219号(令和3年7月21日原子力規制委員会決定))</p> <p>二 原子炉格納容器を貫通して取り付ける管には、次により<u>隔離弁(閉鎖隔離弁(ロック装置が付されているものに限る。))又は自動隔離弁(隔離機能がない逆止め弁を除く。)</u>をいう。以下同じ。)を設けること。</p>	<p>○設置許可基準規則で「地震力に十分に耐えること」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えないこと」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「格納容器開口部気密性の確保」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「格納容器貫通箇所及び出入口の漏えい試験」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備の破壊じん性」について記載がある。</p> <p>○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「隔離弁(安全施設に係るものに限る。」、技術基準規則は「隔離弁(閉鎖隔離弁)を対象としている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「ロック装置付き閉鎖隔離弁」について記載がある</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>【解釈】</p> <p>3 第4項に規定する「隔離弁」とは、自動隔離弁（設計基準事故時に十分な隔離機能を発揮するように配慮された逆止弁を含む。）、通常時にロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。上記でいう「設計基準事故時に十分な隔離機能を発揮するように配慮された逆止弁」とは、原子炉格納容器壁を貫通する配管に、原子炉格納容器内外いずれかの位置で破損が生じ、その逆止弁に対する逆圧が全て喪失した条件においても、必要な隔離機能が重力等によって維持されるように設計された逆止弁をいう。</p> <p>4 第4項に規定する「主要な配管」とは、隔離弁を設けなければならない配管系のうち、高温運転時に隔離弁が閉止されるように設計された配管を除き、通常運転状態のまま放置すれば原子炉格納容器からの許容されない漏えいの原因となるおそれがある配管をいう。</p> <p>5 第4項に規定する「自動的、かつ、確実に閉止される機能」とは、安全保護系からの原子炉格納容器隔離信号等により自動的に閉止され、かつ、隔離弁以外の隔離障壁とあいまって、単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても原子炉格納容器からの放射性物質の漏えいを低減し得ることをいう。</p> <p>6 第4項に規定する「事故の収束に必要な系統の配管を除く」とは、非常用炉心冷却系の配管等、その系統に期待される安全機能を阻害しないために、自動隔離信号によって閉止することを要しないことをいう。ただし、その場合であっても、それらの配管系により、原子炉格納容器の隔離機能が失われてはならない。 なお、自動的に閉止される隔離弁も事故後の必要な処置のため隔離解除が考慮されていなければならない。</p> <p>5 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより隔離弁を設けなければならない。</p> <p>一 原子炉格納容器に近接した箇所に設置するものとする。</p> <p>二 原子炉格納容器内に開口部がある配管又は原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している配管のうち、原子炉格納容器の外側で閉じていないものにあつては、原子炉格納容器の内側及び外側にそれぞれ一個の隔離弁を設けるものとする。ただし、その一方の側の設置箇所における配管の隔離弁の機能が、湿気その他隔離</p>	<p>【解釈】</p> <p>3 <u>第2号に規定する「閉鎖隔離弁（ロック装置が付されているものに限る。）」とはキーロックにて管理されている遠隔操作閉止弁及びチェーンロックにて管理されている手動弁も含む。</u></p> <p>4 第2号に規定する「自動隔離弁」とは、次のいずれかの設備をいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動による隔離弁 ・隔離機能を有する逆止弁（強制閉鎖装置が付設しているもの、又は、逆止弁に対する逆圧が全て喪失した場合にあつても必要な隔離機能が重力等に維持される逆止弁） <p>イ 原子炉格納容器に取り付ける管であつて原子炉格納容器を貫通するものには、当該貫通箇所の内側及び外側であつて近接した箇所に一個の隔離弁を施設すること。</p> <p>ロ イの規定にかかわらず、次に掲げるところにより隔離弁を施設することをもって、イの規定による隔離弁の設置に代えることができる。</p>	

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>弁の機能に影響を与える環境条件によって著しく低下するおそれがあると認められるときは、貫通箇所の外側であって近接した箇所に二個の隔離弁を設けることをもって、これに代えることができる。</p> <p>【解釈】</p> <p>7 第5項第2号に規定する「原子炉格納容器の外側で閉じていないもの」とは、設計基準事故時の配管系の状態を考慮し、隔離されない場合、原子炉格納容器内雰囲気から外部への放射性物質の許容されない放出の経路となるものをいう。</p> <p>三 原子炉格納容器を貫通し、貫通箇所の内側又は外側において閉じている配管にあつては、原子炉格納容器の外側に一個の隔離弁を設けるものとする。ただし、当該格納容器の外側に隔離弁を設けることが困難である場合においては、原子炉格納容器の内側に一個の隔離弁を適切に設けることをもって、これに代えることができる。</p> <p>四 前二号の規定にかかわらず、配管に圧力開放板を適切に設けるときは、原子炉格納容器の内側又は外側に通常時において閉止された一個の隔離弁を設けることをもって、前二号の規定による隔離弁の設置に代えることができる。</p> <p>【解釈】</p> <p>8 第5項第4号に規定する「圧力開放板」の設置は、別途設置される重大事故緩和設備の機能に影響を与えないことが示される場合に限り設置できるものとし、その場合、格納容器設計圧力を下回る設定圧で圧力開放板を開放させてもよい。</p>	<p>(2) 貫通箇所の内側又は外側に隔離弁を設ける場合には、一方の側の設置箇所における管であつて、湿気その他の隔離弁の機能に影響を与える環境条件によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるものにあつては、貫通箇所の外側であつて近接した箇所に二個の隔離弁を施設すること。</p> <p>【解釈】</p> <p>7 <u>第2号ロ(2)に規定する「湿気その他の隔離弁の機能に影響を与える環境条件によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるもの」とは、湿気や水滴等により隔離弁の駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある管、配管が狹隘部を貫通する場合であつて貫通部に近接した箇所に設置できないことにより隔離弁の機能が著しく低下するおそれがある管をいう。</u></p> <p>(1) 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、<u>一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管又は一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管にあつては、貫通箇所の内側又は外側の近接した箇所に一個の隔離弁を施設すること。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>5 第2号ロ(1)に規定する「一次冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく」とは、原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管をいう。この場合において、<u>隔離弁は遠隔操作にて閉止可能な弁でもよい。</u></p> <p>6 <u>第2号ロ(1)に規定する「構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管」は、以下の要件を満たすこと。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> － <u>原子炉冷却材喪失事故時においても原子炉格納容器内において水封が維持されること</u> － <u>原子炉格納容器外側で閉じた系を構成すること</u> － <u>格納容器外へ導かれた水の漏えいによる放射性物質の放出量が、原子炉冷却材喪失事故の格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さいこと</u> <p>(3) 前二号の規定にかかわらず、配管に圧力開放板を適切に設ける場合には、原子炉格納容器の内側又は外側に通常時において閉止された一個の隔離弁を設けること。</p> <p>ハ イ及びロの規定にかかわらず、次の場合には隔離弁を設けることを要しない。</p> <p>(1) <u>設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な系統の配管</u></p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められる条件」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「隔離弁の施設数を一個とする場合の条件」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「隔離弁を設けなくてよい場合の条件」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>五 閉止後において駆動動力源が喪失した場合においても隔離機能が失われないものとする。</p> <p>六 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の健全性に支障が生ずることを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p> <p>【解釈】 9 第6項に規定する「原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備」とは、原子炉格納容器設計用の想定事象に対し、原子炉格納容器内の圧力及び温度を十分に低下させ得る機能を</p>	<p><u>に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合</u></p> <p>【解釈】 8 第2号ハ（1）に規定する「配管」とは、第32条で規定する非常用炉心冷却設備又は第44条第3号、第4号（ただし、BWRの非常用ガス処理設備及びPWRのアニュラス空気浄化設備を除く）及び第5号で規定する原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を設けることにより安全性に支障を生じるおそれがある配管をいう。ただし、原則遠隔操作が可能であり、隔離機能を有する弁（事故時に容易に閉鎖可能であり、運転管理により確実に対応できることが確認されている場合は手動操作弁も含む）を設置すること。</p> <p>（2）計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する配管であつて、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの場合</p> <p>【解釈】 9 第2号ハ（2）に規定する「配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの」とは、BWRの原子炉圧力容器計装用及び格納容器計装用の配管、PWRの格納容器圧力検出用の計測用配管、BWRの制御棒駆動水圧系配管のよう<u>に安全上重要な計測系配管又は制御系配管であつて、口径が小さい配管をいう。</u> <u>ここで、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される一次格納容器を貫通する計測系配管について隔離弁を設けない場合には、オリフィス又は過流量防止逆止弁の設置等流出量抑制対策を講じること。</u></p> <p>ニ 隔離弁は、閉止後において駆動動力源が喪失した場合においても隔離機能が失われないこと。</p> <p>ホ <u>隔離弁は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件に応じて漏えい試験ができること。</u></p> <p>【解釈】 10 第2号ホに規定する「漏えい試験ができる」とは、漏えい率試験規程 2008 又は漏えい率試験規程 2017 の規定に「日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（JEAC 4203）」の適用に当たって（別記－8）」の要件を付した試験ができること。（「日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」（JEAC4203-2008）に関する技術評価書」（平成21年2月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ））及び「日本電気協会「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針（JEAG 4217-2018）、軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程（JEAC 4207-2016）及び原子炉格納容器の漏えい率試験規程（JEAC4203-2017）」に関する技術</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「漏えい量が十分抑制される配管の詳細」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「隔離弁の漏えい試験」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則の「健全性に支障が生ずる」、技術基準規則の「安全性を損なう」は同義である。</p> <p>○設置許可基準規則の「熱を除去する設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。」は、技術基準規則では「熱を除去する設備を施設すること。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「安全性を損なうこと」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>有するもので、例えば、原子炉格納容器スプレイ系及びその熱除去系をいう。</p> <p>7 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、放射性物質の濃度を低減させるため、<u>原子炉格納施設内の雰囲気浄化系（安全施設に係るものに限る。）</u>を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>10 第7項に規定する「原子炉格納施設内の雰囲気浄化系」とは、沸騰水型軽水炉においては、非常用ガス処理系及び非常用再循環ガス処理系、原子炉格納容器スプレイ系等を、加圧水型軽水炉においては、アンユラス空気再循環設備及び原子炉格納容器スプレイ系等をいう。</p>	<p>評価書」(原規技発第 2107219 号(令和 3 年 7 月 2 1 日原子力規制委員会決定))</p> <p>五 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備（以下「格納容器熱除去設備」という。）を次により施設すること。</p> <p>【解釈】</p> <p>16 第5号に規定する「安全性を損なうこと」とは、一次冷却系統に係る施設の損壊又は故障によるエネルギー放出によって生ずる圧力と温度に原子炉格納容器が耐えられないか又は原子炉格納容器漏えい率が公衆に放射線障害を及ぼすおそれが生ずるほど大きくなることをいう。</p> <p>イ <u>格納容器熱除去設備は、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響の想定される最も厳しい条件下においても、正常に機能すること。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>17 第5号イに規定する「想定される最も厳しい条件下」とは、予想される最も小さい有効吸込水頭をいい、格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」(平成20・02・12原院第5号(平成20年2月27日原子力安全・保安院制定))によること。</p> <p>18 第5号イに規定する「正常に機能する」とは、具体的には、格納容器熱除去設備の仕様が設置許可申請書添付書類八に規定された仕様を満足するとともに、設置許可申請書における評価条件と比較して非保守的な変更がないことを確認することをいう。</p> <p>ロ <u>格納容器熱除去設備は、その能力を確認するため、発電用原子炉の運転中に試験ができること。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>19 第5号ロに規定する「発電用原子炉の運転中に試験ができる」機器とは、動的機器（ポンプ及び事故時に動作する弁等）をいう。</p> <p>四 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、<u>当該放射性物質の濃度を低減する設備（当該放射性物質を格納する設備を含む。）</u>を施設すること。</p> <p>【解釈】</p> <p>13 第4号に規定する気体状の放射性物質を低減する装置とは具体的には以下の設備をいう。</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では、「格納容器熱除去設備が機能を求められる環境条件」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「発電用原子炉運転中における格納容器熱除去設備の試験」について記載がある。</p> <p>○主語の相違【結果：相違あり】 設置許可基準規則は「原子炉格納施設内の雰囲気浄化系（安全施設に係るものに限る。）」、技術基準規則は「当該放射性物質の濃度を低減する設備（当該放射性物質を格納する設備を含む。）」を対象としている。 技術基準規則において放射性物質を「格納」する設備（解釈より原子炉建屋原子炉棟）が要求されており、技術基準規則のほうが対象範囲が広い。</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は技術基準規則では「施設すること。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「放射性物質を格納する設備を含む」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「気体状の放射性物質を低減する装置」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>8 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した際に生ずる水素及び酸素により原子炉格納容器の健全性を損なうおそれがある場合は、水素及び酸素の濃度を抑制するため、<u>可燃性ガス濃度制御系（安全施設に係るものに限る。）</u>を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 1 第8項に規定する「水素及び酸素の濃度を抑制する」とは、原子炉格納容器の内部を不活性な雰囲気を保つこと、又は必要な場合再結合等により水素若しくは酸素の濃度を燃焼限界以下に抑制することをいう。</p>	<p>BWR：格納容器スプレイ設備、非常用ガス処理設備 PWR：格納容器スプレイ設備、アニユラス空気浄化設備 また、「<u>当該放射性物質を格納</u>」するものには、以下の設備も含む。 BWR：原子炉建屋原子炉棟 PWR：アニユラス部 <u>これらの施設に開口部を設ける場合には気密性を確保すること。</u></p> <p>1 4 <u>第4号に規定する気体状の放射性物質を低減する装置の機能は、設置（変更）許可申請書において評価した当該事象による放射性物質の放出量の評価の条件を確認することにより確認することができる。また当該設備は、設置（変更）許可申請書及び同添付書類八に規定された仕様を満たすものであること。この場合において、設置（変更）許可時の解析条件のうち以下の値に非保守的な変更がないことを確認すること。</u></p> <p>(1) BWR a) <u>非常用ガス処理設備</u> ・<u>ガス処理設備のフィルターのよう素除去効率</u> ・<u>ガス処理設備の処理容量</u></p> <p>(2) PWR a) アニユラス空気浄化設備 ・<u>浄化装置のフィルターのよう素除去効率</u> ・<u>アニユラス負圧達成時間</u> ・<u>浄化装置の処理容量</u></p> <p>1 5 <u>第4号に規定する「公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合」とは、一次冷却材系統に係る施設の損壊又は故障による敷地境界外の実効線量が「<u>「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」「解説 II. 3. 判断基準について」に規定する線量を超える場合をいう。</u></u></p> <p>三 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生ずる水素及び酸素により原子炉格納容器の安全性を損なうおそれがある場合は、<u>水素又は酸素の濃度を抑制する設備を施設すること。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 1 第3号に規定する「安全性を損なうおそれがある場合」とは、事故評価期間中に原子炉格納容器内の水素濃度が4%以上、かつ酸素濃度が5%以上であることをいう。</p> <p>1 2 第3号における可燃性ガス濃度制御設備は、設置（変更）許可申請書及び同添付書類八に規定された仕様を満たすものであること。</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合」について記載がある。</p> <p>○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「可燃性ガス濃度制御系（安全施設に係るものに限る。）」、技術基準規則は「水素又は酸素の濃度を抑制する設備」を対象としている。</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は技術基準規則では「施設すること。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(保安電源設備)</p> <p>第三十三条 発電用原子炉施設は、<u>重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。</u></p> <p>2 発電用原子炉施設には、<u>非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</u></p> <p>3 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から<u>安全施設への電力の供給が停止することがないよう、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第3項に規定する「安全施設への電力の供給が停止することがない」とは、重要安全施設に対して、その多重性を損なうことがないように、電気系統についても系統分離を考慮して母線が構成されるとともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作が容易なことをいう。なお、上記の「非常用所内電源系」とは、非常用所内電源設備（非常用ディーゼル発電機及びバッテリー等）及び工学的安全施設を含む重要安全施設への電力供給設備（非常用母線スイッチギヤ及びケーブル等）をいう。</p>	<p>(保安電源設備)</p> <p>第四十五条 発電用原子炉施設には、<u>電線路及び当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機からの電力の供給が停止した場合において発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、内燃機関を原動力とする発電設備又はこれと同等以上の機能を有する非常用電源設備を施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置」とは、以下の装置をいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第2条第2項第9号ホに規定される装置 ・燃料プール補給水系 ・第34条第1項第6号に規定する事故時監視計器 ・原子炉制御室外からの原子炉停止装置 ・PWRの加圧器逃がし弁（手動開閉機能）及び同元弁 ・非常用電源設備の機能を達成するための燃料系 <p>2 <u>設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備には、無停電電源装置又はこれと同等以上の機能を有する装置を施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>2 第2項に規定する「特に必要な設備」とは、非常用炉心冷却系の計測制御用電源設備等をいう。「同等以上の機能を有する装置」とは、直流電源装置をいい、第16条に規定する蓄電池を兼ねて設置してもよい。</p> <p>3 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）には、第一項の電線路、当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から<u>発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置への電力の供給が停止することがないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>3 <u>第3項に規定する「常時使用される」とは、主発電機又は非常用電源設備から電気が供給されている状態をいう。</u></p> <p>一 <u>高エネルギーのアーク放電による電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置</u></p> <p>【解釈】</p> <p>4 第3項第1号に規定する「高エネルギーのアーク放電による電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置」とは、重要安全施設（設置許可基準規則第2条第2項第9号に規定する重要安全施設をいう。以下同じ。）への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤（安全施設（重要安全施設を除く。）への電力供給に係るものに限る。）について、遮断器の遮断時間の適切な設定等により、高エネルギーの</p>	<p>○設置許可基準規則には「電力系統への連携」について記載している。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「非常用電源設備の設置目的及び動力源」について記載がある。</p> <p>○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。）」、技術基準規則は「内燃機関を原動力とする発電設備又はこれと同等以上の機能を有する非常用電源設備」を対象としている。</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「無停電電源装置」について記載がある。</p> <p>○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「安全施設」、技術基準規則は「発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置」を対象としている。</p> <p>○設置許可基準規則の「防止するものでなければならない。」は技術基準規則では「措置を講じなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「常時使用の定義」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「高エネルギーのアーク放電による電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>2 第3項に規定する「機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止する」とは、電気系統の機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知し、遮断器等により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できることをいう。また、外部電源に直接接続している変圧器の一次側において3相のうち1相の電路の開放が生じた場合にあっては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策（手動操作による対策を含む。）を行うことによって、安全施設への電力の供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できることをいう。</p> <p>4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>3 第4項に規定する「少なくとも二回線」とは、送受電可能な回線又は受電専用の回線の組み合わせにより、電力系統と非常用所内配電設備とを接続する外部電源受電回路を2つ以上設けることにより達成されることをいう。</p> <p>4 第4項に規定する「互いに独立したもの」とは、発電用原子炉施設に接続する電線路の上流側の接続先において1つの変電所又は開閉所のみに関連し、当該変電所又は開閉所が停止することにより当該発電用原子炉施設に接続された送電線が全て停止する事態にならないことをいう。</p> <p>5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>5 第5項に規定する「物理的に分離」とは、同一の送電鉄塔等に架線されていないことをいう。</p> <p>6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。</p>	<p>アーク放電によるこれらの電気盤の損壊の拡大を防止することができることをいう。</p> <p>二 前号に掲げるもののほか、機器の損壊、故障その他の異常を検知し、及びその拡大を防止するために必要な措置</p> <p>【解釈】</p> <p>5 第3項第2号に規定する「異常を検知し、及びその拡大を防止するために必要な措置」とは、短絡、地絡、母線の低電圧又は過電流などを検知し、遮断器等により故障箇所を隔離し、保安を確保するために必要な装置への影響を限定できる設計及び外部電源に直接接続している変圧器の一次側において3相のうち1相の電路の開放が生じた場合に、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策（手動操作による対策を含む。）を行うことによって、安全施設への電力の供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できる設計とすることをいう。</p> <p>4 設計基準対象施設に接続する第一項の電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであって、<u>使用電圧が六万ボルトを超える特別高圧のものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するように施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>6 第4項に規定する「少なくとも二回線」とは、送受電可能な回線又は受電専用の回線の組み合わせにより、電力系統と非常用所内配電設備とを接続する外部電源受電回路を2つ以上設けることにより達成されることをいう。</p> <p>7 第4項に規定する「互いに独立したもの」とは、2回線以上の電線路の上流側が一つの変電所又は開閉所のみに関連し、当該変電所又は開閉所が停止することによって、発電用原子炉施設に連系する全ての電線路が停止する事態にならないことをいう。</p> <p>5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、当該設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるように施設しなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>8 第5項に規定する「物理的に分離」とは、同一の送電鉄塔等に架線されていないことをいう。</p> <p>6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の敷地内の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からそれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないように施設しなければならない。</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「設計基準対象施設に接続する電線路の電圧」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則の「連系するものでなければならない。」は、技術基準規則では、「連系するように施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則の「受電できるものでなければならない。」は、技術基準規則では、「受電できるように施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則の「停止しないものでなければならない。」は、技</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>【解釈】 6 第6項に規定する「同時に停止しない」とは、複数の発電用原子炉施設が設置されている原子力発電所の場合、外部電源系が3回線以上の送電線で電力系統と接続されることにより、いかなる2回線が喪失しても複数の発電用原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らないよう各発電用原子炉施設にタイラインで接続する構成であることをいう。なお、上記の「外部電源系」とは、外部電源（電力系統）に加えて当該発電用原子炉施設の主発電機からの電力を発電用原子炉施設に供給するための一連の設備をいう。また、開閉所及び当該開閉所から主発電機側の送受電設備は、不等沈下又は傾斜等が起きないような十分な支持性能をもつ地盤に設置されるとともに、碍子及び遮断器等は耐震性の高いものが使用されること。さらに、津波に対して隔離又は防護するとともに、塩害を考慮したものであること。</p> <p>7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。</p> <p>【解釈】 7 第7項に規定する「十分な容量」とは、7日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機等の連続運転により必要とする電力を供給できることをいう。非常用ディーゼル発電機等の燃料を貯蔵する設備（耐震重要度分類Sクラス）は、7日分の連続運転に必要な容量以上を敷地内に貯蔵できるものであること。</p> <p>8 <u>設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。</u></p> <p>【解釈】 8 第8項に規定する「他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合」とは、発電用原子炉施設ごとに、必要な電気容量の非常用電源設備を設置した上で、安全性の向上が認められる設計であることを条件として、認められ得る非常用電源設備の共用をいう。</p>	<p><u>い。</u></p> <p>7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。</p> <p>【解釈】 9 <u>第7項に規定する「附属設備」には、非常用電源設備の機能を達成するための燃料系を含む。</u> 10 <u>第7項に規定する「工学的安全施設等及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量」とは、工学的安全施設等の設備が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に供給できる容量をいう。工学的安全施設等の設備に継続的に供給できる容量に達する時間は、発電用原子炉設置（変更）許可申請書において評価した原子炉冷却材喪失事故における工学的安全施設等の設備の作動開始時間を満たすものであるとともに、7日間の外部電源喪失を仮定しても、電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内に貯蔵すること。また当該設備は、発電用原子炉設置（変更）許可申請書に規定された仕様を満たすものであること。</u></p> <p>8 <u>設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないように施設しなければならない。</u></p>	<p>術基準規則では、「停止しないように施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「非常用電源設備の附属設備の範囲」について記載がある。 ○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「非常用電源設備の起動時間、電気容量及び仕様」について記載がある。</p> <p>○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備」、技術基準規則は「他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備から受電する場合には、当該非常用電源設備」を対象としている。 ○設置許可基準規則の「依存しないものでなければならない。」は技術基準規則では「依存しないように施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(緊急時対策所) 第三十四条 工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。</p> <p>2 緊急時対策所及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍には、有毒ガスが発生した場合に適切な措置をとるため、工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時対策所において自動的に警報するための装置その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】 1 第2項に規定する「有毒ガスの発生源」とは、有毒ガスの発生時において、指示要員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいう。「有毒ガスが発生した場合」とは、<u>有毒ガスが緊急時対策所の指示要員に及ぼす影響により、指示要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがあること</u>をいう。</p>	<p>(緊急時対策所) 第四十六条 工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に施設しなければならない。</p> <p>【解釈】 1 <u>第46条に規定する「緊急時対策所」の機能としては、一次冷却材喪失事故等が発生した場合において、関係要員が必要な期間にわたり滞在でき、原子炉制御室内の運転員を介さずに事故状態等を正確にかつ速やかに把握できること。また、発電所内の関係要員に指示できる通信連絡設備、並びに発電所外関連箇所と専用であって多様性を備えた通信回線にて連絡できる通信連絡設備及びデータを伝送できる設備を施設しなければならない。さらに、酸素濃度計を施設しなければならない。酸素濃度計は、設計基準事故時において、外気から緊急時対策所への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障がない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</u></p> <p>2 緊急時対策所及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍には、有毒ガスが発生した場合に適切な措置をとるため、工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時対策所において自動的に警報するための装置の設置その他の適切な防護措置を講じなければならない。</p> <p>【解釈】 2 第2項に規定する「有毒ガスが発生した場合」とは、<u>緊急時対策所の指示要員の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護のための判断基準値を超えるおそれがあること</u>をいう。「<u>工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時対策所において自動的に警報するための装置の設置</u>」については「<u>有毒ガスの発生を検出し警報するための装置に関する要求事項（別記－9）</u>」によること。</p>	<p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「緊急時対策所に求められる機能」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則の「適切に防護するための設備を設けなければならない。」は、技術基準規則では、「適切な防護措置を講じなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則の「有毒ガスが緊急時対策所の指示要員に及ぼす影響により、指示要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがあること」は、技術基準規則では「緊急時対策所の指示要員の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護のための判断基準値を超えるおそれがあること」として具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時対策所において自動的に警報するための装置の設置」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(通信連絡設備)</p> <p>第三十五条 工場等には、<u>設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置（安全施設に属するものに限る。）及び多様性を確保した通信連絡設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「通信連絡設備」とは、原子炉制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡を、ブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声により行うことができる設備をいう。</p> <p>4 <u>第35条において、通信連絡設備等については、非常用所内電源系又は無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能でなければならない。</u></p> <p>2 工場等には、設計基準事故が発生した場合において発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 第2項に規定する「通信連絡する必要がある場所と通信連絡ができる」とは、所外必要箇所への事故の発生等に係る連絡を音声により行うことができる通信連絡設備、及び所内（原子炉制御室等）から所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備を常時使用できることをいう。</p> <p>3 第2項に規定する「多様性を確保した専用通信回線」とは、<u>衛星専用IP電話等、又は発電用原子炉設置者が独自に構築する専用の通信回線若しくは電気通信事業者が提供する特定顧客専用の通信回線等、輻輳等による制限を受けることなく使用できるとともに、通信方式の多様性（ケーブル及び無線等）を備えた構成の回線をいう。</u></p> <p>4 <u>第35条において、通信連絡設備等については、非常用所内電源系又は無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能でなければならない。</u></p>	<p>(警報装置等)</p> <p>第四十七条</p> <p>4 工場等には、<u>一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に発電用原子炉施設内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備を施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>5 第4項に規定する「一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障」とは、<u>事故の発生等（一次冷却系に係る発電用原子炉施設の損傷又は故障を含む。）に伴い従業員等の一時退避、事故対策のための集合等を要する事態をいう。</u></p> <p>6 第4項に規定する「警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備」とは、原子炉制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の人に操作、作業、退避の指示等の連絡を、ブザー鳴動等により行うことができる設備及び音声により行うことができる設備をいう。</p> <p>5 工場等には、設計基準事故が発生した場合において当該発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を施設しなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>7 第5項に規定する「当該発電用原子炉施設外の通信連絡」とは、<u>原子炉制御室等から、使用制限を受けない専用の通信回線を通じて、所外必要箇所への事故の発生等（一次冷却系に係る発電用原子炉施設の損傷又は故障を含む。）に係る連絡をいう。</u></p>	<p>○設置許可基準規則では「設計基準事故」としているが、技術基準規則では「一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障」に限定している。</p> <p>○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「警報装置及び通信連絡設備（安全施設に属するものに限る。）」、技術基準規則は「警報装置及び通信連絡設備」を対象としている。</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「警報装置及び通信連絡設備が必要となる事態の詳細」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「非常用所内電源系または無停電電源」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「当該発電用原子炉施設外の通信連絡の定義」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「多様性を確保した専用通信回線の詳細」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「非常用所内電源系または無停電電源」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(補助ボイラー) 第三十六条 発電用原子炉施設には、設計基準事故に至るまでの間に想定される使用条件に応じて必要な蒸気を供給する能力がある補助ボイラー（安全施設に属するものに限る。次項において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「必要な蒸気を供給する能力」とは、安全施設が使用するだけの蒸気を供給できることをいう。</p> <p>2 <u>補助ボイラーは、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>2 第2項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわない」とは、補助ボイラーの損傷時においても発電用原子炉施設の安全性に影響を与えないことをいう。</p>	<p>(準用) 第四十八条 <u>第十七条第十五号の規定及び発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第二章の規定は、設計基準対象施設に施設する補助ボイラーについて準用する。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項において準用する第17条第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」とは、以下に掲げるものの溶接部をいう。 (1) 設計基準対象施設の補助ボイラーに属する容器のうち、次に定める圧力以上の圧力を加えられる部分（以下「耐圧部」という。）について溶接を必要とするもの イ 水用の容器又は管であって、最高使用温度100℃未満のものについては、最高使用圧力1960kPa ロ 液化ガス（通常の使用状態での温度における飽和圧力が196kPa以上であって現に液体の状態であるもの又は圧力が196kPaにおける飽和温度が35℃以下であって現に液体の状態であるものをいう。以下同じ。）用の容器又は管については、最高使用圧力0kPa ハ イ又はロに規定する容器以外の容器については、最高使用圧力98kPa ニ イ又はロに規定する管以外の管については、最高使用圧力980kPa（長手継手の部分にあつては、490kPa） (2) 設計基準対象施設の補助ボイラーに係る外径150mm以上の管のうち、耐圧部について溶接を必要とするもの</p> <p>2 第1項において準用する第17条第15号の規定に適合する溶接部は、次の(1)又は(2)のいずれかに適合したものをいう。 (1)「溶接規格 2007」及び「設計・建設規格 2005(2007)」の規定に「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって（別記-5）」の要件を付したもの (2)「溶接規格 2012(2013)」及び「設計・建設規格 2012」の規定に「日本機械学会「設計・建設規格」及び「材料規格」の適用に当たって（別記-2）」及び「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって（別記-5）」の要件を付したもの（「溶接規格 2007 技術評価書」、「溶接規格 2012(2013) 技術評価書」、「設計・建設規格 2007 技術評価書」及び「設計・建設規格 2012 技術評価書」）</p> <p>2 <u>発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第十九条から第二十三条までの規定は、設計基準対象施設に施設するガスタービンについて準用する。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>3 ガスタービンの附属設備に属する容器及び管は発電用原子炉施設に含まれることから、第17条、第20条及び第21条によりそれぞれ材料及び構造、安全弁等並びに耐圧試験の規定が適用される。</p> <p>5 火力省令の準用に当たっては、「発電用火力設備の技術基準の</p>	<p>○主語の相違【結果：相違なし】 設置許可基準規則は「補助ボイラー（安全施設に属するものに限る。）」、技術基準規則は「補助ボイラー」を対象としている。 ○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「補助ボイラーへの準用事項」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則で「補助ボイラー損傷時の発電用原子炉施設の安全性」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「ガスタービンへの準用事項」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
	<p>解釈」の該当部分によること。</p> <p>3 <u>発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第二十五条から第二十九条までの規定は、設計基準対象施設に施設する内燃機関について準用する。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>4 内燃機関の附属設備に属する容器及び管は発電用原子炉施設に含まれることから、第17条、第20条及び第21条によりそれぞれ材料及び構造、安全弁等並びに耐圧試験の規定が適用される。</p> <p>5 火力省令の準用に当たっては、「発電用火力設備の技術基準の解釈」の該当部分によること。</p> <p>4 <u>原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令（平成二十四年経済産業省令第七十号）第四条から第十六条まで、第十九条から第二十八条まで及び第三十条から第三十五条までの規定は、設計基準対象施設に施設する電気設備について準用する。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>6 原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令（平成24年経済産業省令第70号）の準用に当たっては、「原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準の解釈」（原規技発第1306199号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）の該当部分によること。</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「内燃機関への準用事項」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「電気設備への準用事項」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(重大事故等の拡大の防止等)</p> <p>第三十七条 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>3 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1-1 第1項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の事故シーケンスグループ（以下「想定する事故シーケンスグループ」という。）とする。なお、(a)の事故シーケンスグループについては、(b)における事故シーケンスグループの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。</p> <p>(a)必ず想定する事故シーケンスグループ</p> <p>①BWR</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 原子炉停止機能喪失 ・ LOCA 時注水機能喪失 ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA） <p>②PWR</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失 ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ 原子炉停止機能喪失 ・ ECCS 注水機能喪失 ・ ECCS 再循環機能喪失 ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損） <p>(b)個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ</p>		<p>○技術基準規則での対応条文はない。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</p> <p>1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>(a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>(b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</p> <p>1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</p> <p>(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。</p> <p>(a) 燃料被覆管の最高温度が1、200℃以下であること。</p> <p>(b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当</p>		

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>性を示すこと。</p> <p>(原子炉格納容器の破損の防止)</p> <p>2-1 第2項に規定する「重大事故が発生した場合」において想定する格納容器破損モードは、以下の(a)及び(b)の格納容器破損モード(以下「想定する格納容器破損モード」という。)とする。</p> <p>なお、(a)の格納容器破損モードについては、(b)における格納容器破損モードの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。</p> <p>(a)必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) ・ 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 ・ 格納容器直接接触(シェルアタック) ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 <p>(b)個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード</p> <p>①個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果、上記2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。</p> <p>2-2 第2項に規定する「原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、次に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>(a)想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認する。</p> <p>2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a)原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(b)原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>(c)放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。</p> <p>(d)原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。</p> <p>(e)急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p>		

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。</p> <p>(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。</p> <p>(h) 原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>(i) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>2-4 上記2-3(f)の「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」とは、以下の要件を満たすこと。</p> <p>(a) 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること。 (使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-1 第3項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の想定事故とする。</p> <p>(a) 想定事故1：使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。</p> <p>(b) 想定事故2：サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。</p> <p>3-2 第3項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定事故1及び想定事故2に対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c) 未臨界が維持されていること。 (運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)</p> <p>4-1 第4項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の事故(以下「想定する運転停止中事故シーケンスグループ」という。)とする。なお、(a)の運転停止中事故シーケンスグループについては、(b)における運転停止中事故シーケンスグループの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。</p> <p>(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失 (RHR の故障による停止時冷却機能喪失) ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出 ・反応度の誤投入 		

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ</p> <p>① 個別プラントの停止時に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記4-1(a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。</p> <p>4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p>		

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(重大事故等対処施設の地盤)</p> <p>第三十八条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める地盤に設けなければならない。</p> <p>一 重大事故防止設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故防止設備」という。）であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの（以下「常設耐震重要重大事故防止設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤</p> <p>二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤</p> <p>三 重大事故緩和設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故緩和設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤</p> <p>四 特定重大事故等対処施設 第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合及び基準地震動による地震力が作用した場合においても当該特定重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤</p> <p>2 重大事故等対処施設（前項第二号の重大事故等対処施設を除く。次項及び次条第二項において同じ。）は、変形した場合においても重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。</p> <p>3 重大事故等対処施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 <u>第38条の適用に当たっては、本規程別記1に準ずるものとする。</u></p> <p>2 第1項第2号に規定する「第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4条第2項から第4項までにおいて、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> <p>3 第1項第4号に規定する「第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4条第2項第1号の耐震重要</p>	<p>(重大事故等対処施設の地盤)</p> <p>第四十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める地盤に施設しなければならない。</p> <p>一 重大事故防止設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故防止設備」という。）であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの（以下「常設耐震重要重大事故防止設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤</p> <p>二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）設置許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤</p> <p>三 重大事故緩和設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故緩和設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤</p> <p>四 特定重大事故等対処施設 設置許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合及び基準地震動による地震力が作用した場合においても当該特定重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤</p> <p>【解釈】</p> <p>1 <u>第49条の適用に当たっては、第4条の解釈に準ずるものとする。</u></p>	<p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則で「重大事故等対処施設を設ける地盤」について記載がある。</p> <p>○該当条文の比較箇所を参照</p> <p>○設置許可基準規則で「地震力」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>度分類のSクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p>		

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(地震による損傷の防止) 第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。</p> <p>一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。</p> <p>三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>四 特定重大事故等対処施設 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>2 重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。</p> <p>2 第1項第2号に規定する「第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4条第2項から第4項までにおいて、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> <p>3 第1項第4号に規定する「第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4条第2項第1号の耐震重要度分類のSクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> <p>4 第1項第4号に規定する「基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない」とは、基準地震動による地震力が作用することにより特定重大事故等対処施設に属する設備（当該施設がその重大事故等に対処するために必要な機能を維持するために必要な間接支持構造物等を含む。）の各部に生ずる応力等が、当該設備が設置される地盤の支持性能及び周辺斜面の安定性を考慮しても、本規程別記2に準じて算定される許容限界に相当する応力等に対し</p>	<p>(地震による損傷の防止) 第五十条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないこと。</p> <p>二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 設置許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えること。</p> <p>三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないこと。</p> <p>四 特定重大事故等対処施設 設置許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐え、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないこと。</p> <p>2 重大事故等対処施設（前項第二号の重大事故等対処施設を除く。）が設置許可基準規則第四条第三項の地震により生ずる斜面の崩壊によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第50条の適用に当たっては、第5条の解釈に準ずるものとする。</p> <p>2 第1項第2号に規定する「設置許可基準規則第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、設置許可基準規則解釈第39条2の地震力とする。</p> <p>3 第1項第4号に規定する「設置許可基準規則第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、設置許可基準規則解釈第39条3の地震力とする。</p>	<p>○設置許可基準規則の「要件を満たすものでなければならない。」は、技術基準規則では「ところにより施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○技術基準規則では、第50条第1項第2号の重大事故等対処施設を除いている。</p> <p>○設置許可基準規則の「おそれがないものでなければならない。」は、技術基準規則では「おそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○該当条文の比較箇所を参照</p> <p>○設置許可基準規則で「特定重大事故等対処施設に対して考慮する基準地震動」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<u>て余裕を有することをいう。</u>		

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(津波による損傷の防止)</p> <p>第四十条 重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 <u>第40条の適用に当たっては、本規程別記3に準ずるものとする。</u></p> <p>2 特定重大事故等対処施設が「基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない」とは、次のいずれにも適合することをいう。</p> <p>a) 特定重大事故等対処施設が設けられる工場等の敷地に津波による浸水が生じた場合においても、特定重大事故等対処施設がその重大事故等に対処するために必要な機能を維持できること。この場合において、当該浸水の浸水高さは、津波防護施設の基準津波による入力津波高さ、当該敷地の敷地高さ、特定重大事故等対処施設の位置その他の条件を考慮したものであること。</p> <p>b) 特定重大事故等対処施設のうち海水を取水する機能を有する系統は、基準津波による水位の低下が生じた場合においても余裕をもって当該機能を維持することができるよう、当該系統の取水可能な水位の設定、堰せきがとどめる海水の量の確保その他の適切な措置を講じたものであること。</p>	<p>(津波による損傷の防止)</p> <p>第五十一条 重大事故等対処施設が基準津波によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 <u>第51条の適用に当たっては、第6条の解釈に準ずるものとする。</u></p>	<p>○設置許可基準規則の「おそれがないものでなければならない。」は、技術基準規則では「おそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○該当条文の比較箇所を参照</p> <p>○設置許可基準規則で「特定重大事故等対処施設に対して考慮する基準津波」について記載がある。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(火災による損傷の防止) 第四十一条 重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。</p> <p>【解釈】 1 第41条の適用に当たっては、第8条第1項の解釈に準ずるものとする。</p>	<p>(火災による損傷の防止) 第五十二条 重大事故等対処施設が火災によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。</p> <p>一 火災の発生を防止するため、次の措置を講ずること。</p> <p>イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講ずること。</p> <p>ロ 重大事故等対処施設には、不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし、次に掲げる場合は、この限りでない。 (1) 重大事故等対処施設に使用する材料が、代替材料である場合 (2) 重大事故等対処施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって、重大事故等対処施設における火災に起因して他の重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合</p> <p>ハ 避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。</p> <p>ニ 水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備にあつては、水素の燃焼が起きた場合においても重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう施設すること。</p> <p>ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によつて、重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講ずること。</p> <p>二 火災の感知及び消火のため、火災と同時に発生すると想定される自然現象により、火災感知設備及び消火設備の機能が損なわれないように施設すること。</p> <p>【解釈】 1 第52条の適用に当たっては、第11条の解釈に準ずるものとする。</p>	<p>○設置許可基準規則の「有するものでなければならない。」は、技術基準規則では「措置を講じなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「火災発生防止の措置」について記載がある。</p> <p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「火災感知設備及び消火設備に対する具体的要件」について記載がある。</p> <p>○該当条文の比較箇所を参照</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(特定重大事故等対処施設) 第四十二条 工場等には、次に掲げるところにより、特定重大事故等対処施設を設けなければならない。</p> <p>一 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。 【解釈】 1 第1号に規定する「原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること」とは、以下に掲げる設備又はこれらと同等以上の効果を有する設備とする。 (a) 原子炉建屋及び特定重大事故等対処施設が同時に破損することを防ぐために必要な離隔距離(例えば100m以上)を確保すること、又は故意による大型航空機の衝突に対して頑健な建屋に収納すること。 2 特定重大事故等対処施設は、<u>第38条第1項第4号、第39条第1項第4号及び第40条並びに第42条各号のそれぞれの要求事項を満たす施設群から成るが、少なくとも第38条第1項第4号、第39条第1項第4号及び第40条の要求事項を満たす施設は一の施設でなければならない。</u></p> <p>二 原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を有するものであること。 【解釈】 3 第2号に規定する「原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる設備又はこれらと同等以上の効果を有する設備をいう。 (a) 以下の機能を有すること。 i. 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能(例えば、緊急時制御室からの原子炉減圧操作設備) ii. 炉内の熔融炉心の冷却機能(例えば、原子炉内への低圧注水設備) iii. 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却機能(例えば、原子炉格納容器下部への注水設備) iv. 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能(例えば、格納容器スプレイへの注水設備) v. 原子炉格納容器の過圧破損防止機能(例えば、格納容器圧力逃がし装置(排気筒を除く)) vi. 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能(必要な原子炉)(例えば、水素濃度制御設備) vii. サポート機能(例えば、電源設備、計装設備、通信連絡設備) viii. 上記設備の関連機能(例えば、減圧弁、配管等) (b) 上記3(a)の機能を制御する緊急時制御室を設けること。</p>	<p>(特定重大事故等対処施設) 第五十三条 工場等には、次に定めるところにより特定重大事故等対処施設を施設しなければならない。</p> <p>一 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないこと。 【解釈】 1 第1号に規定する「原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないこと」とは、以下に規定する設備又はこれと同等以上の効果を有する設備とする。 (a) 原子炉建屋及び特定重大事故等対処施設が同時に破損することを防ぐために必要な離隔距離(例えば100m以上)を確保すること、又は故意による大型航空機の衝突に対して頑健な建屋に収納すること。 2 特定重大事故等対処施設は、<u>第49条第1項第4号、第50条第1項第4号及び第51条並びに第53条各号のそれぞれの要求事項を満たす施設群から成るが、少なくとも第49条第1項第4号、第50条第1項第4号及び第51条の要求事項を満たす施設は一の施設でなければならない。</u></p> <p>二 原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を有すること。 【解釈】 3 第2号に規定する「原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる設備又はこれらと同等以上の効果を有する設備をいう。 (a) 以下の機能を有すること。 i. 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能(例えば、緊急時制御室からの原子炉減圧操作設備) ii. 炉内の熔融炉心の冷却機能(例えば、原子炉内への低圧注水設備) iii. 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却機能(例えば、原子炉格納容器下部への注水設備) iv. 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能(例えば、原子炉格納容器スプレイへの注水設備) v. 原子炉格納容器の過圧破損防止機能(例えば、格納容器圧力逃がし装置(排気筒を除く)) vi. 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能(必要な原子炉)(例えば、水素濃度制御設備) vii. サポート機能(例えば、電源設備、計装設備、通信連絡設備) viii. 上記設備の関連機能(例えば、減圧弁、配管等) (b) 上記3(a)の機能を制御する緊急時制御室を設けること。</p>	<p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○該当条文の比較箇所を参照</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(c) 上記 3 (a) の機能を有する設備は、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）に対して、可能な限り、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>(d) 重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）による格納容器破損防止対策が有効に機能しなかった場合は、原子炉制御室から移動し緊急時制御室で対処することを想定し、緊急時制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。</p> <p>(e) 緊急時制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源（有毒ガスの発生時において、運転員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいう。）の近傍に、有毒ガスの発生時において、<u>有毒ガスが緊急時制御室の運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、特定重大事故等対処施設の機能が損なわれることがないよう、工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時制御室において自動的に警報するための装置その他の適切に防護するための設備を設けること。</u></p> <p>(f) 通信連絡設備は緊急時制御室に整備され、原子炉制御室及び工場等内緊急時対策所その他の必要な場所との通信連絡を行えるものであること。</p> <p>(g) 電源設備は、「原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」に電力を供給するものであり、特定重大事故等対処施設の要件を満たすこと。同電源設備には、可搬型代替電源設備及び常設代替電源設備のいずれからも接続できること。なお、電源設備は、特定重大事故等対処施設に属するが、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合にも活用可能である。</p> <p>三 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであること。</p> <p>【解釈】</p> <p>4 第 3 号に規定する「発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであること」とは、例えば、少なくとも 7 日間、必要な設備が機能するに十分な容量を有するよう設計を行うことをいう。</p>	<p>(c) 上記 3 (a) の機能を有する設備は、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）に対して、可能な限り、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>(d) 重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）による格納容器破損防止対策が有効に機能しなかった場合は、原子炉制御室から移動し緊急時制御室で対処することを想定し、緊急時制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。</p> <p>(e) 緊急時制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍に、有毒ガスの発生時において、<u>緊急時制御室の運転員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするよう、工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時制御室において自動的に警報するための装置の設置（「有毒ガスの発生を検出し警報するための装置に関する要求事項（別記－9）」による。）その他の適切な防護措置を講じなければならない。</u></p> <p>(f) 通信連絡設備は緊急時制御室に整備され、原子炉制御室及び工場等内緊急時対策所その他の必要箇所との通信連絡を行えるものであること。</p> <p>(g) 電源設備は、「原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」に電力を供給するものであり、特定重大事故等対処施設の要件を満たすこと。同電源設備には、可搬型代替電源設備及び常設代替電源設備のいずれからも接続できること。なお、電源設備は、特定重大事故等対処施設に属するが、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合にも活用可能である。</p> <p>三 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できること。</p> <p>【解釈】</p> <p>4 第 3 号に規定する「発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できること」とは、例えば、少なくとも 7 日間、必要な設備が機能するに十分な容量を有するよう設計を行うことをいう。</p>	<p>○設置許可基準規則の「有毒ガスが緊急時制御室の運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、特定重大事故等対処施設の機能が損なわれることがない」は、技術基準規則では「緊急時制御室の運転員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とする」として具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(重大事故等対処設備)</p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>三 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に<u>試験又は検査ができるものであること。</u></p> <p>四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>2 <u>重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</u></p> <p>一 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>二 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であつて、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p> <p>三 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよ</p>	<p>(重大事故等対処設備)</p> <p>第五十四条 重大事故等対処設備は、次に定めるところによらなければならない。</p> <p>一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮すること。</p> <p>二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できること。</p> <p>三 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に<u>必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができること。</u></p> <p>四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えること。</p> <p>五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないこと。</p> <p>六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講ずること。</p> <p>2 常設重大事故等対処設備は、前項の規定によるほか、次に定めるところによらなければならない。</p> <p>一 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有すること。</p> <p>二 二以上の発電用原子炉施設において共用しないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であつて、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p> <p>三 常設重大事故防止設備には、共通要因（設置許可基準規則第二条第二項第十八号に規定する共通要因をいう。以下同じ。）によつ</p>	<p>○設置許可基準規則の「試験又は検査ができるものであること。」は、技術基準規則では「必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができること。」とし保守及び点検が可能となるよう、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則の「重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）」は、技術基準規則の「常設重大事故等対処設備」と同義である。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>う、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。</p> <p>二 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>三 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。</p> <p>四 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>五 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</p> <p>六 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>七 重大事故防止設備のうち可搬型のものには、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項から第3項までに規定する「想定される重大事故等」</p>	<p>て設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講ずること。</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項の規定によるほか、次に定めるところによらなければならない。</p> <p>一 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有すること。</p> <p>二 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講ずること。</p> <p>三 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けること。</p> <p>四 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講ずること。</p> <p>五 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</p> <p>六 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講ずること。</p> <p>七 重大事故防止設備のうち可搬型のものには、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講ずること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項から第3項までに規定する「想定される重大事故等」とは、設置許可基準規則解釈第37条において想定する事故シ</p>	

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>とは、本規程第37条において想定する事故シーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。</p> <p>2 <u>第1項第3号の適用に当たっては、第12条第4項の解釈に準ずるものとする。</u></p> <p>3 第1項第5号に規定する「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。</p> <p>4 第2項第3号及び第3項第7号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性を考慮したものをいう。</p> <p>5 第3項第1号について、可搬型重大事故等対処設備の容量は、次によること。</p> <p>(a) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型代替電源設備及び可搬型注水設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）にあつては、必要な容量を賄うことができる可搬型重大事故等対処設備を1基あたり2セット以上を持つこと。これに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを工場等全体で確保すること。</p> <p>(b) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型直流電源設備等であつて負荷に直接接続するものにあつては、1負荷当たり1セットに、工場等全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量を持つこと。</p> <p>(c) 「必要な容量」とは、当該原子炉において想定する重大事故等において、炉心損傷防止及び格納容器破損防止等のために有効に必要な機能を果たすことができる容量をいう。</p> <p>6 第3項第3号について、複数の機能で一つの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容量（同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量）を確保することができるように接続口を設けること。</p> <p>7 第3項第5号について、可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有すること。</p>	<p>ーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。</p> <p>2 <u>第1項第3号の規定の適用に当たっては、第15条第2項の解釈に準ずるものとする。</u></p> <p>3 第1項第5号に規定する「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。</p> <p>4 第2項第3号及び第3項第7号に規定する「適切な措置を講ずること」とは、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性を考慮することをいう。</p> <p>5 第3項第1号について、可搬型重大事故等対処設備の容量は、次によること。</p> <p>(a) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型代替電源設備及び可搬型注水設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）にあつては、必要な容量を賄うことができる可搬型重大事故等対処設備を1基あたり2セット以上を持つこと。これに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを工場等全体で確保すること。</p> <p>(b) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型直流電源設備等であつて負荷に直接接続するものにあつては、1負荷当たり1セットに、工場等全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量を持つこと。</p> <p>(c) 「必要な容量」とは、当該原子炉において想定する重大事故等において、炉心損傷防止及び格納容器破損防止等のために有効に必要な機能を果たすことができる容量をいう。</p> <p>6 第3項第3号について、複数の機能で一つの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容量（同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量）を確保することができるように接続口を設けること。</p> <p>7 第3項第5号について、可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有すること。</p>	<p>○該当条文の比較箇所を参照</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備)</p> <p>第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) BWR</p> <p>a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路 (ARI) を整備すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。</p> <p>c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備 (SLCS) を整備すること。</p> <p>(2) PWR</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。</p>	<p>(緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備)</p> <p>第五十九条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第59条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 第59条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) BWR</p> <p>a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路 (ARI) を整備すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。</p> <p>c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備 (SLCS) を整備すること。</p> <p>(2) PWR</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。</p>	<p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>第四十五条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を<u>設けなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第45条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。</p> <p>※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>第六十条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を<u>施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第60条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。</p> <p>※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	<p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)</p> <p>第四十六条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を<u>設けなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) ロジックの追加</p> <p>a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること (BWRの場合)。</p> <p>(2) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁 (逃がし安全弁 (BWRの場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWRの場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p> <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p> <p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p>	<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)</p> <p>第六十一条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を<u>施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第61条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) ロジックの追加</p> <p>a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること (BWRの場合)。</p> <p>(2) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁 (逃がし安全弁 (BWRの場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWRの場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p> <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p> <p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p>	<p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>第四十七条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 重大事故防止設備</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p> <p>c) 上記a)及びb)の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>第六十二条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第62条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 重大事故防止設備</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p> <p>c) 上記a)及びb)の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)</p> <p>第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を<u>設けなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。</p> <p>また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> <p>d) <u>格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条3b)に準ずること。</u>また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	<p>(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)</p> <p>第六十三条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を<u>施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第63条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。</p> <p>また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> <p>d) <u>格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第65条3b)に準ずること。</u>また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	<p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○該当条文の比較箇所を参照</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(原子炉格納容器内の冷却等のための設備)</p> <p>第四十九条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を<u>設けなければならない。</u></p> <p>2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を<u>設けなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 重大事故等対処設備</p> <p>a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p> <p>b) 上記a)の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>(2) 兼用</p> <p>a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	<p>(原子炉格納容器内の冷却等のための設備)</p> <p>第六十四条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を<u>施設しなければならない。</u></p> <p>2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を<u>施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 重大事故等対処設備</p> <p>a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p> <p>b) 上記a)の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>(2) 兼用</p> <p>a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	<p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)</p> <p>第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を<u>設けなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p> <p>2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p> <p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p> <p>b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気に含まれる放射性物質の量を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用</p>	<p>(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)</p> <p>第六十五条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリ（設置許可基準規則第二条第二項第三十七号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）を維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を<u>施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリ（設置許可基準規則第2条第2項第37号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）を維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリ（設置許可基準規則第2条第2項第37号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）を維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p> <p>2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p> <p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p> <p>b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用</p>	<p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>vii) 原子炉格納容器の隔離機能を有するラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、当該ラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合は、この限りでない。</p> <p>viii) 格納容器圧力逃がし装置の窒素充填、雨水の浸入防止等のためにラプチャーディスクを設置する場合は、当該ラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置の機能を損なうおそれがないよう十分に低い圧力で作動するものであること。</p> <p>ix) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>x) 排気により高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>xi) 格納容器圧力逃がし装置からの放射性物質を含む気体の排気を放射線量の変化によって検出するため、当該装置の排気口又はこれに近接する箇所に放射線量を測定することができる設備を設けること。</p> <p>3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。</p>	<p>しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>vii) 原子炉格納容器の隔離機能を有するラプチャーディスクを設置する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、当該ラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合は、この限りでない。</p> <p>viii) 格納容器圧力逃がし装置の窒素充填、雨水の浸入防止等のためにラプチャーディスクを設置する場合は、当該ラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置の機能を損なうおそれがないよう十分に低い圧力で作動するものであること。</p> <p>ix) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>x) 排気により高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>xi) 格納容器圧力逃がし装置からの放射性物質を含む気体の排気を放射線量の変化によって検出するため、当該装置の排気口又はこれに近接する箇所に放射線量を測定することができる設備を設けること。</p> <p>3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。</p>	

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備)</p> <p>第五十一条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を<u>設けなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第51条に規定する「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p> <p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）</p> <p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>(原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備)</p> <p>第六十六条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を<u>施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第66条に規定する「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p> <p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）</p> <p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備) 第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を<u>設けなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉格納容器内を不活性化すること又は原子炉格納容器内に水素濃度制御設備を設置すること。</p> <p>b) 原子炉格納容器内を不活性化する場合には、次に掲げるところにより、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備を設けること。</p> <p>i) その排出経路での水素爆発を防止すること。</p> <p>ii) 排気に含まれる放射性物質の量を低減すること。</p> <p>iii) 排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。</p> <p>iv) 当該設備からの放射性物質を含む気体の排気を放射線量の変化によって検出するため、当該設備の排気口又はこれに近接する箇所に放射線量を測定することができる設備を設けること。</p> <p>c) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p> <p>d) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備) 第六十七条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を<u>施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第67条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉格納容器内を不活性化すること又は原子炉格納容器内に水素濃度制御設備を設置すること。</p> <p>b) 原子炉格納容器内を不活性化する場合には、次に掲げるところにより、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備を設けること。</p> <p>i) その排出経路での水素爆発を防止すること。</p> <p>ii) 排気に含まれる放射性物質の量を低減すること。</p> <p>iii) 排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。</p> <p>iv) 当該設備からの放射性物質を含む気体の排気を放射線量の変化によって検出するため、当該設備の排気口又はこれに近接する箇所に放射線量を測定することができる設備を設けること。</p> <p>c) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p> <p>d) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)</p> <p>第五十三条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内の水素濃度が高くなり、高濃度の水素ガスが原子炉格納容器から漏えいするおそれのある発電用原子炉施設には、原子炉格納容器から原子炉建屋等への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋等内の水素濃度の上昇を緩和するための設備として、次に掲げるところにより、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備を設置すること。この場合において、当該設備は、本規程第50条の規定により設置する格納容器圧力逃がし装置と同一設備であってもよい。</p> <p>i) その排出経路での水素爆発を防止すること。</p> <p>ii) 排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。</p> <p>iii) i) 及び ii) に掲げるもののほか、本規程第50条3b) i) から xi) までの規定に準ずること。</p> <p>b) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p> <p>c) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>d) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>(水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)</p> <p>第六十八条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第68条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内の水素濃度が高くなり、高濃度の水素ガスが原子炉格納容器から漏えいするおそれのある発電用原子炉施設には、原子炉格納容器から原子炉建屋等への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋等内の水素濃度の上昇を緩和するための設備として、次に掲げるところにより、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備を設置すること。この場合において、当該設備は、本規程第65条の規定により設置する格納容器圧力逃がし装置と同一設備であってもよい。</p> <p>i) その排出経路での水素爆発を防止すること。</p> <p>ii) 排気中の水素濃度を測定することができる設備を設けること。</p> <p>iii) i) 及び ii) に掲げるもののほか、本規程第65条3b) i) から xi) までの規定に準ずること。</p> <p>b) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備。）又原子炉建屋等から水素ガスを排出することができる設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p> <p>c) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>d) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)</p> <p>第五十四条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p> <p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p> <p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)</p> <p>第六十九条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、設置許可基準規則解釈第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p> <p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p> <p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>○設置許可基準規則の「貯蔵槽内燃料体等」は、技術基準規則では「使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）」と同義である。</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。	c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。	

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備)</p> <p>第五十五条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第55条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</p> <p>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</p> <p>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</p> <p>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</p> <p>e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p>	<p>(工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備)</p> <p>第七十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第70条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</p> <p>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</p> <p>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</p> <p>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</p> <p>e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p>	<p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(重大事故等の収束に必要な水の供給設備)</p> <p>第五十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための設備を設けなければならない。</p> <p>一 設計基準事故の収束に必要な水を貯留するものにあつては、当該設計基準事故及び想定される重大事故等に対処するために必要な量の水を貯留できるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「必要な量の水」とは、第2項に規定する「海その他の水源」から取水された水が重大事故等に対処するために必要な設備に供給されるまでの間、当該重大事故等に対処するために必要な量の水をいう。</p> <p>二 その貯留された水を、想定される重大事故等に対処するために必要な設備に供給できるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 一次冷却材喪失時に原子炉格納容器に水源を切り替える必要がある発電用原子炉施設には、第1項第2号に規定する「想定される重大事故等に対処するために必要な設備に供給できるもの」として、原子炉格納容器を水源とする再循環設備を代替することができる設備を設けること。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、海その他の水源（前項の水源を除く。）から、想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し、当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>3 第2項に規定する「海その他の水源」とは、海及び複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等の淡水源であつて、第1項の設備に貯留されたもの以外のものをいう。）であつて、想定される重大事故等の収束までの間、当該重大事故等に対処するために必要な量の水を取水できるものをいう。</p> <p>4 第2項の規定により設けられる設備は、同項に規定する「海その他の水源」から、想定される重大事故等の収束までの間、当該重大事故等に対処するために必要な水を取水し、当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための移送ホース、ポンプその他の設備であつて、当該各水源からの移送ルートが確保されたものでなければならない。</p>	<p>(重大事故等の収束に必要な水の供給設備)</p> <p>第七十一条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための設備を施設しなければならない。</p> <p>一 設計基準事故の収束に必要な水を貯留するものにあつては、当該設計基準事故及び想定される重大事故等に対処するために必要な量の水を貯留できるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「必要な量の水」とは、第2項に規定する「海その他の水源」から取水された水が重大事故等に対処するために必要な設備に供給されるまでの間、当該重大事故等に対処するために必要な量の水をいう。</p> <p>二 その貯留された水を、想定される重大事故等に対処するために必要な設備に供給できるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 一次冷却材喪失時に原子炉格納容器に水源を切り替える必要がある発電用原子炉施設には、第1項第2号に規定する「想定される重大事故等に対処するために必要な設備に供給できるもの」として、原子炉格納容器を水源とする再循環設備を代替することができる設備を設けること。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、海その他の水源（前項の水源を除く。）から、想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し、当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための設備を施設しなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>3 第2項に規定する「海その他の水源」とは、海及び複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等の淡水源であつて、第1項の設備に貯留されたもの以外のものをいう。）であつて、想定される重大事故等の収束までの間、当該重大事故等に対処するために必要な量の水を取水できるものをいう。</p> <p>4 第2項の規定により設けられる設備は、同項に規定する「海その他の水源」から、想定される重大事故等の収束までの間、当該重大事故等に対処するために必要な水を取水し、当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための移送ホース、ポンプその他の設備であつて、当該各水源からの移送ルートが確保されたものでなければならない。</p>	<p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(電源設備)</p> <p>第五十七条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び<u>運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p> <p>iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p> <p>c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気(直流)の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p> <p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p> <p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、<u>第三十三条第二項</u>の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設</p>	<p>(電源設備)</p> <p>第七十二条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び<u>運転停止中における発電用原子炉内の燃料体(以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。))の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p> <p>iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p> <p>c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気(直流)の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p> <p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p> <p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、<u>第四十五条第一項</u>の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を施設しなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設</p>	<p>○設置許可基準規則の「運転停止中原子炉内燃料体」は、技術基準規則では「運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。））」と同義である。</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○該当条文の比較箇所を参照</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p>	<p>備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p>	

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(計装設備)</p> <p>第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。(最高計測可能温度等)</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力(最高計測可能温度等)を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めること。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	<p>(計装設備)</p> <p>第七十三条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器(非常用のものを含む。)の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ(設置許可基準規則第十六条第三項第二号に規定するパラメータをいう。)を計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を施設しなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第73条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。(最高計測可能温度等)</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力(最高計測可能温度等)を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めること。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	<p>○設置許可基準規則には記載はないが、技術基準規則では「パラメータ(温度、水位、その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項)」について具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)</p> <p>第五十九条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が<u>第二十六条第一項</u>の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を<u>設けなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第59条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するもの除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第49条、第50条、第51条又は第52条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。</p> <p>2 第59条に規定する「運転員が第26条第1項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>①本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳くなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>②運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>d) 上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWRの場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWRの場合）を設置すること。</p> <p>e) BWRにあっては、上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力</p>	<p>(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)</p> <p>第七十四条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が<u>第三十八条第一項</u>の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を<u>施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第74条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するもの除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第64条、第65条、第66条又は第67条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。</p> <p>2 第74条に規定する「運転員が第38条第1項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>①設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳くなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>②運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>d) 上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWRの場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWRの場合）を設置すること。</p> <p>e) BWRにあっては、上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができ</p>	<p>○該当条文の比較箇所を参照</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
による操作が可能なものとする。	ること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。	

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(監視測定設備)</p> <p>第六十条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を<u>設けなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p> <p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p> <p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を<u>設けなければならない。</u></p>	<p>(監視測定設備)</p> <p>第七十五条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を<u>施設しなければならない。</u></p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p> <p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p> <p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を<u>施設しなければならない。</u></p>	<p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p> <p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(緊急時対策所) 第六十一条 <u>第三十四条</u>の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p> <p>2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対して緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p> <p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>①想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>②ブルーム通過時等に特別な防護措置を講ずる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための</p>	<p>(緊急時対策所) 第七十六条 <u>第四十六条</u>の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に定めるところによらなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講ずること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けること。</p> <p>2 緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる措置を講じなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対して緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p> <p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源を含めて緊急時対策所の電源は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>①想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>②ブルーム通過時等に特別な防護措置を講ずる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止す</p>	<p>○該当条文の比較箇所を参照</p> <p>○設置許可基準規則の「収容することができるものでなければならない。」は、技術基準規則では「収容することができる措置を講じなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>区画を設けること。</p> <p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>るため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

設置許可基準規則	技術基準規則	備考
<p>(通信連絡を行うために必要な設備)</p> <p>第六十二条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>	<p>(通信連絡を行うために必要な設備)</p> <p>第七十七条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 第77条に規定する「当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>	<p>○設置許可基準規則の「設けなければならない。」は、技術基準規則では「施設しなければならない。」とし、具体的な内容が記載されている。</p>

第3条（設計基準対象施設の地盤）

1 第3条第1項に規定する「設計基準対象施設を十分に支持することができる」とは、設計基準対象施設について、自重及び運転時の荷重等に加え、耐震重要度分類（本規程第4条2の「耐震重要度分類」をいう。以下同じ。）の各クラスに応じて算定する地震力（第3条第1項に規定する「耐震重要施設」（本規程第4条2のSクラスに属する施設をいう。）にあっては、第4条第3項に規定する「基準地震動による地震力」を含む。）が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する設計であることをいう。なお、耐震重要施設については、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれ等が発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能が確保されていることを確認することが含まれる。

2 第3条第2項に規定する「変形」とは、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状をいう。

このうち上記の「地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み」については、広域的な地盤の隆起又は沈降によって生じるもののほか、局所的なものを含む。これらのうち、上記の「局所的なもの」については、支持地盤の傾斜及び撓みの安全性への影響が大きいおそれがあるため、特に留意が必要である。

3 第3条第3項に規定する「変位」とは、将来活動する可能性のある断層等が活動することにより、地盤に与えるずれをいう。また、同項に規定する「変位が生ずるおそれがない地盤に設け」とは、耐震重要施設が将来活動する可能性のある断層等の露頭がある地盤に設置された場合、その断層等の活動によって安全機能に重大な影響を与えるおそれがあるため、当該施設を将来活動する可能性のある断層等の露頭がないことを確認した地盤に設置することをいう。なお、上記の「将来活動する可能性のある断層等」とは、後期更新世以降（約12～13万年前以降）の活動が否定できない断層等とする。

その認定に当たって、後期更新世（約12～13万年前）の地形面又は地層が欠如する等、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合には、中期更新世以降（約40万年前以降）まで遡って地形、地質・地質構造及び応力場等を総合的に検討した上で活動性を評価すること。なお、活動性の評価に当たって、設置面での確認が困難な場合には、当該断層の延長部で確認される断層等の性状等により、安全側に判断すること。また、「将来活動する可能性のある断層等」には、震源として考慮する活断層のほか、地震活動に伴って永久変位が生じる断層に加え、支持地盤まで変位及び変形が及ぶ地すべり面を含む。

第4条（地震による損傷の防止）

- 1 第4条第1項に規定する「地震力に十分に耐える」とは、ある地震力に対して施設全体としておおむね弾性範囲の設計がなされることをいう。この場合、上記の「弾性範囲の設計」とは、施設を弾性体とみなして応力解析を行い、施設各部の応力を許容限界以下にとどめることをいう。また、この場合、上記の「許容限界」とは、必ずしも厳密な弾性限界ではなく、局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲にとどまり得ることをいう。
- 2 第4条第2項に規定する「地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度」とは、地震により発生するおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）をいう。設計基準対象施設は、耐震重要度に応じて、次に掲げるクラスへの分類（以下「耐震重要度分類」という。）をするものとする。

一 Sクラス

地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設、これらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設及び地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいものをいい、少なくとも次の施設はSクラスとすること。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系
- ・使用済燃料を貯蔵するための施設
- ・原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設
- ・原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設
- ・放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設であり、上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設
- ・津波防護機能を有する施設（以下「津波防護施設」という。）及び浸水防止機能を有する設備（以下「浸水防止設備」という。）
- ・敷地における津波監視機能を有する設備（以下「津波監視設備」という。）

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

二 Bクラス

安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設をいい、例えば、次の施設が挙げられる。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設
- ・放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ない又は貯蔵方式により、その破損により公衆に与える放射線の影響が実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）第2条第2項第6号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。）
- ・放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設
- ・使用済燃料を冷却するための施設
- ・放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設

三 Cクラス

Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設をいう。

3 第4条第1項に規定する「地震力に十分に耐えること」を満たすために、耐震重要度分類の各クラスに属する設計基準対象施設の耐震設計に当たっては、以下の方針によること。

一 Sクラス（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）

- ・弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えること。
- ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とし、当該許容限界を超えないこと。
- ・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまること。なお、「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、一旦事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

二 Bクラス

- ・静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えること。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行うこと。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものとする。
- ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とし、当該許容限界を超えないこと。

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

- ・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまること。

三 Cクラス

- ・静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えること。
- ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とし、当該許容限界を超えないこと。
- ・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。

4 第4条第2項に規定する「地震力」の「算定」に当たっては、以下に示す方法によること。

一 弾性設計用地震動による地震力

- ・弾性設計用地震動は、基準地震動（第4条第3項の「その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震」による地震動をいう。以下同じ。）との応答スペクトルの比率の値が、目安として0.5を下回らないような値で、工学的判断に基づいて設定すること。
- ・弾性設計用地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定すること。また、地震力の算定に当たっては、建物・構築物と地盤との相互作用並びに建物・構築物及び地盤の非線形性を、必要に応じて考慮すること。
- ・地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、十分な調査に基づく適切な解析条件を設定すること。
- ・地震力の算定過程において建物・構築物の設置位置等で評価される入力地震動については、解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに、必要に応じて地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮すること。また、敷地における観測記録に基づくとともに、最新の科学的・技術的知見を踏まえて、その妥当性が示されていること。

二 静的地震力

①建物・構築物

- ・水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定すること。

Sクラス 3.0

Bクラス 1.5

Cクラス 1.0

ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とすること。

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

- ・また、建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力を上回ることを確認が必要であり、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数 C_i に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、耐震重要度分類の各クラスのいずれにおいても1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数 C_0 は1.0以上とすること。この際、施設の重要度に応じた妥当な安全余裕を有していること。
- ・Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定すること。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とすること。

②機器・配管系

- ・耐震重要度分類の各クラスの地震力は、上記①に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び上記①の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度から求めること。
- ・なお、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用させること。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とすること。なお、上記①及び②において標準せん断力係数 C_0 等を0.2以上としたことについては、発電用原子炉設置者に対し、個別の建物・構築物、機器・配管系の設計において、それぞれの重要度を適切に評価し、それぞれに対し適切な値を用いることにより、耐震性の高い施設の建設等を促すことを目的としている。耐震性向上の観点からどの施設に対してどの程度の割増係数を用いればよいかについては、設計又は建設に関わる者が一般産業施設及び公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定すること。

5 第4条第3項に規定する「基準地震動」は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものとし、次の方針により策定すること。

一 基準地震動は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定すること。

上記の「解放基盤表面」とは、基準地震動を策定するために、基盤面上の表層及び構造物が無いものとして仮想的に設定する自由表面であって、著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な広がりを持って想定される基盤の表面をいう。ここでいう上記の「基盤」とは、おおむねせん断波速度 $V_s = 700 \text{ m/s}$ 以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていないものとする。

二 上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、敷地に大きな影響を与えると予想される地震（以下「検討用地震」という。）を複数選定し、選定した検討用地震ごとに、不確かさを考慮して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を、解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定すること。

上記の「内陸地殻内地震」とは、陸のプレートの上部地殻地震発生層に生じる地震をいい、海岸のやや沖合で起こるものを含む。

上記の「プレート間地震」とは、相接する二つのプレートの境界面で発生する地震をいう。

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

上記の「海洋プレート内地震」とは、沈み込む（沈み込んだ）海洋プレート内部で発生する地震をいい、海溝軸付近又はそのやや沖合で発生する「沈み込む海洋プレート内の地震」又は海溝軸付近から陸側で発生する「沈み込んだ海洋プレート内の地震（スラブ内地震）」の2種類に分けられる。

なお、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」については、次に示す方針により策定すること。

- ①内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、活断層の性質や地震発生状況を精査し、中・小・微小地震の分布、応力場、及び地震発生様式（プレートの形状・運動・相互作用を含む。）に関する既往の研究成果等を総合的に検討し、検討用地震を複数選定すること。
- ②内陸地殻内地震に関しては、次に示す事項を考慮すること。
 - i) 震源として考慮する活断層の評価に当たっては、調査地域の地形・地質条件に応じ、既存文献の調査、変動地形学的調査、地質調査、地球物理学的調査等の特性を活かし、これらを適切に組み合わせた調査を実施した上で、その結果を総合的に評価し活断層の位置・形状・活動性等を明らかにすること。
 - ii) 震源モデルの形状及び震源特性パラメータ等の評価に当たっては、孤立した短い活断層の扱いに留意するとともに、複数の活断層の連動を考慮すること。
- ③プレート間地震及び海洋プレート内地震に関しては、国内のみならず世界で起きた大規模な地震を踏まえ、地震の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性を考慮した上で震源領域の設定を行うこと。
- ④上記①で選定した検討用地震ごとに、下記 i) の応答スペクトルに基づく地震動評価及び ii) の断層モデルを用いた手法による地震動評価を実施して策定すること。なお、地震動評価に当たっては、敷地における地震観測記録を踏まえて、地震発生様式及び地震波の伝播経路等に応じた諸特性（その地域における特性を含む。）を十分に考慮すること。
 - i) 応答スペクトルに基づく地震動評価検討用地震ごとに、適切な手法を用いて応答スペクトルを評価のうえ、それらを基に設計用応答スペクトルを設定し、これに対して、地震の規模及び震源距離等に基づき地震動の継続時間及び振幅包絡線の経時的変化等の地震動特性を適切に考慮して地震動評価を行うこと。
 - ii) 断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価検討用地震ごとに、適切な手法を用いて震源特性パラメータを設定し、地震動評価を行うこと。
- ⑤上記④の基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさ（震源断層の長さ、地震発生層の上端深さ・下端深さ、断層傾斜角、アスペリティの位置・大きさ、応力降下量、破壊開始点等の不確かさ、並びにそれらに係る考え方及び解釈の違いによる不確かさ）については、敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて考慮すること。
- ⑥内陸地殻内地震について選定した検討用地震のうち、震源が敷地に極めて近い場合は、地表に変位を伴う断層全体を考慮した上で、震源モデルの形状及び位置の妥当性、敷地及びそこに設置する施設との位置関係並びに震源特性パラメータの設定の妥当性について詳細に検討するとともに、これらの検討結果を踏まえた評価手法の適用性に留意の上、上記⑤の各種の不確かさが地震動評価に与える影響をより詳細に評価し、震源の極近傍での地震動の特徴に係る最新の科学的・技術的知見を踏まえた上で、さらに十分な余裕を考慮して基準地震動を策定すること。
- ⑦検討用地震の選定や基準地震動の策定に当たって行う調査や評価は、最新の科学的・技術的知見を踏まえること。また、既往の資料等について、それらの充足度及び精度に対する十分な考慮を行い、参照すること。なお、既往の資料と異なる見解を採用した場合及び既往の評価と異なる結果を得た場合には、その根拠を明示すること。

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

⑧施設の構造が免震構造である場合は、やや長周期の地震応答が卓越する施設等があるため、その周波数特性に着目して地震動評価を実施し、必要に応じて他の施設とは別に基準地震動を策定すること。

三 上記の「震源を特定せず策定する地震動」は、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を基に、各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定すること。

なお、上記の「震源を特定せず策定する地震動」については、次に示す方針により策定すること。

①上記の「震源を特定せず策定する地震動」の策定に当たっては、「全国共通に考慮すべき地震動」及び「地域性を考慮する地震動」の2種類を検討対象とすること。

②上記の「全国共通に考慮すべき地震動」の策定に当たっては、震源近傍における観測記録を基に得られた次の知見をすべて用いること。

- ・2004年北海道留萌支庁南部の地震において、防災科学技術研究所が運用する全国強震観測網の港町観測点における観測記録から推定した基盤地震動
- ・震源近傍の多数の地震動記録に基づいて策定した地震基盤相当面（地震基盤からの地盤増幅率が小さく地震動としては地震基盤面と同等とみなすことができる地盤の解放面で、せん断波速度 $V_s = 2200 \text{ m/s}$ 以上の地層をいう。）における標準的な応答スペクトル（以下「標準応答スペクトル」という。）として次の図に示すもの

③上記の「地域性を考慮する地震動」の検討の結果、この地震動を策定する場合にあっては、事前に活断層の存在が指摘されていなかった地域において発生し、地表付近に一部の痕跡が確認された地震について、震源近傍における観測記録を用いること。

④解放基盤表面までの地震波の伝播特性を必要に応じて応答スペクトルの設定に反映するとともに、設定された応答スペクトルに対して、地震動の継続時間及び振幅包絡線の経時的変化等の地震動特性を適切に考慮すること。

⑤上記の「震源を特定せず策定する地震動」について策定された基準地震動の妥当性については、最新の科学的・技術的知見を踏まえて個別に確認すること。その際には、地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について、確率論的な評価等、各種の不確かさを考慮した評価を参考とすること。

四 基準地震動の策定に当たっての調査については、目的に応じた調査手法を選定するとともに、調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって、調査結果の信頼性と精度を確保すること。

また、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の地震動評価においては、適用する評価手法に必要となる特性データに留意の上、地震波の伝播特性に係る次に示す事項を考慮すること。

①敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性並びに地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。なお、評価の過程において、地下構造が成層かつ均質と認められる場合を除き、三次元的な地下構造により検討すること。

②上記①の評価の実施に当たって必要な敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順と組合せで実施すること。なお、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

については、それぞれが対応する超過確率を参照し、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを把握すること。

6 第4条第3項に規定する「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。

一 耐震重要施設のうち、二以外のもの

- ・基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。
- ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。
- ・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。例えば、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。
- ・免震構造を採用する場合は、免震装置は、基準地震動による地震力に対してその装置に要求される機能を保持すること。なお、上記の「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

二 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物

- ・基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能（津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能をいう。）が保持できること。
- ・津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能（津波防護機能及び浸水防止機能）を保持すること。
- ・浸水防止設備及び津波監視設備は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、その設備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）を保持すること。
- ・これらの荷重組合せに関しては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮すること。

なお、上記の「終局耐力」とは、構造物に対する荷重を漸次増大した際、構造物の変形又は歪みが著しく増加する状態を構造物の終局状態と考え、この状態に至る限界の最大荷重負荷をいう。

また、耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計すること。この波及的影響の評価に当たっては、

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示すとともに、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用すること。

なお、上記の「耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわない」とは、少なくとも次に示す事項について、耐震重要施設の安全機能への影響がないことを確認すること。

- ・ 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
- ・ 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響
- ・ 建屋内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響
- ・ 建屋外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響

7 第4条第3項に規定する「基準地震動による地震力」の算定に当たっては、以下に示す方法によること。

- ・ 基準地震動による地震力は、基準地震動を用いて、水平2方向（免震構造を採用する場合にあっては、水平2方向及び免震装置にとって最も厳しくなる方向）及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定すること。また、地震力の算定に当たっては、建物・構築物と地盤との相互作用、並びに建物・構築物及び地盤の非線形性を、必要に応じて考慮すること。
- ・ 基準地震動による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮の上、適切な解析法を選定するとともに、十分な調査に基づく適切な解析条件を設定すること。
- ・ 地震力の算定過程において建物・構築物の設置位置等で評価される入力地震動については、解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに、必要に応じて地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮すること。また、敷地における観測記録に基づくとともに、最新の科学的・技術的知見を踏まえて、その妥当性が示されていること。

8 第4条第4項は、耐震重要施設の周辺斜面について、基準地震動による地震力を作用させた安定解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認するとともに、崩壊のおそれがある場合には、当該部分の除去及び敷地内土木構造物による斜面の保持等の措置を講ずることにより、耐震重要施設に影響を及ぼすことがないようにすることをいう。また、安定解析に当たっては、次の方針によること。

- 一 安定性の評価対象としては、重要な安全機能を有する設備が内包された建屋及び重要な安全機能を有する屋外設備等に影響を与えるおそれのある斜面とすること。
- 二 地質・地盤の構造、地盤等級区分、液状化の可能性及び地下水の影響等を考慮して、すべり安全率等により評価すること。
- 三 評価に用いる地盤モデル、地盤パラメータ及び地震力の設定等は、基礎地盤の支持性能の評価に準じて行うこと。特に地下水の影響に留意すること。

第5条（津波による損傷の防止）

1 第5条第1項に規定する「基準津波」は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定すること。また、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施し、策定すること。また、基準津波の時刻歴波形を示す際は、敷地前面海域の海底地形の特徴を踏まえ、時刻歴波形に対して施設からの反射波の影響が微少となるよう、施設から離れた沿岸域における津波を用いること。

なお、基準津波の策定に当たっての調査については、目的に応じた調査手法を選定するとともに、調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって、調査結果の信頼性と精度を確保すること。

2 上記1の「基準津波」の策定に当たっては、以下の方針によること。

一 津波を発生させる要因として、次に示す要因を考慮するものとし、敷地に大きな影響を与えると予想される要因を複数選定すること。また、津波発生要因に係る敷地の地学的背景及び津波発生要因の関連性を踏まえ、プレート間地震及びその他の地震、又は地震及び地すべり若しくは斜面崩壊等の組合せについて考慮すること。

- ・プレート間地震
- ・海洋プレート内地震
- ・海域の活断層による地殻内地震
- ・陸上及び海底での地すべり及び斜面崩壊
- ・火山現象（噴火、山体崩壊又はカルデラ陥没等）

二 プレート形状、すべり欠損分布、断層形状、地形・地質及び火山の位置等から考えられる適切な規模の津波波源を考慮すること。この場合、国内のみならず世界で起きた大規模な津波事例を踏まえ、津波の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性を考慮した上で検討を行うこと。また、遠地津波に対しても、国内のみならず世界での事例を踏まえ、検討を行うこと。

三 プレート間地震については、地震発生域の深さの下限から海溝軸までが震源域となる地震を考慮すること。

四 他の地域において発生した大規模な津波の沖合での水位変化が観測されている場合は、津波の発生機構、テクトニクス的背景の類似性及び観測された海域における地形の影響を考慮した上で、必要に応じ基準津波への影響について検討すること。

五 基準津波による遡上津波は、敷地周辺における津波堆積物等の地質学的証拠及び歴史記録等から推定される津波高及び浸水域を上回っていること。また、行政機関により敷地又はそ

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

の周辺の津波が評価されている場合には、波源設定の考え方及び解析条件等の相違点に着目して内容を精査した上で、安全側の評価を実施するとの観点から必要な科学的・技術的知見を基準津波の策定に反映すること。

六 耐津波設計上の十分な裕度を含めるため、基準津波の策定の過程に伴う不確かさの考慮に当たっては、基準津波の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる波源特性の不確かさの要因（断層の位置、長さ、幅、走向、傾斜角、すべり量、すべり角、すべり分布、破壊開始点及び破壊伝播速度等）及びその大きさの程度並びにそれらに係る考え方及び解釈の違いによる不確かさを十分踏まえた上で、適切な手法を用いること。

七 津波の調査においては、必要な調査範囲を地震動評価における調査よりも十分に広く設定した上で、調査地域の地形・地質条件に応じ、既存文献の調査、変動地形学的調査、地質調査及び地球物理学的調査等の特性を活かし、これらを適切に組み合わせた調査を行うこと。

また、津波の発生要因に係る調査及び波源モデルの設定に必要な調査、敷地周辺に来襲した可能性のある津波に係る調査、津波の伝播経路に係る調査及び砂移動の評価に必要な調査を行うこと。

八 基準津波の策定に当たって行う調査及び評価は、最新の科学的・技術的知見を踏まえること。また、既往の資料等について、調査範囲の広さを踏まえた上で、それらの充足度及び精度に対する十分な考慮を行い、参照すること。なお、既往の資料と異なる見解を採用した場合には、その根拠を明示すること。

九 策定された基準津波については、施設からの反射波の影響が微少となるよう定義された位置及び敷地周辺の評価地点におけるを把握すること。

3 第5条第1項の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。

一 Sクラスに属する施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。以下この号及び第三号において同じ。）の設置された敷地等において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させないこと。また、取水路及び放水路等の経路から流入させないこと。そのため、以下の方針によること。

① Sクラスに属する設備（浸水防止設備及び津波監視設備を除く。以下この号から第三号までにおいて同じ。）を内包する建屋及びSクラスに属する設備（屋外に設置するものに限る。）は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置すること。また、基準津波による遡上波が到達する高さにある場合には、防潮堤等の津波防護施設及び浸水防止設備を設置すること。

② 上記①の遡上波の到達防止に当たっては、敷地及び敷地周辺の地形、標高及び河川等の存在並びに地震による広域的な隆起・沈降を考慮して、遡上波の回り込みを含め敷地への遡上の可能性を検討すること。また、地震による変状又は繰り返し来襲する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を検討すること。

③ 取水路又は放水路等の経路から、Sクラスに属する施設の設置された敷地並びにSクラスに属する設備を内包する建屋及び区画に津波の流入する可能性について検討した上で、流入する可能性のある経路（扉、開口部及び貫通口等）を特定し、それらに対して流入防止の対策を施すことにより、津波の流入を防止すること。

二 取水・放水施設及び地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止すること。そのため、以下の方針によること。

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

- ① 取水・放水設備の構造上の特徴等を考慮して、取水・放水施設及び地下部等における漏水の可能性を検討した上で、漏水が継続することによる浸水範囲を想定するとともに、当該想定される浸水範囲（以下「浸水想定範囲」という。）の境界において浸水想定範囲外に流出する可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すことにより浸水範囲を限定すること。
- ② 浸水想定範囲の周辺にSクラスに属する設備がある場合は、防水区画化するとともに、必要に応じて浸水量評価を実施し、安全機能への影響がないことを確認すること。
- ③ 浸水想定範囲における長期間の冠水が想定される場合は、浸水設備を設置すること。

三 前二号に規定するもののほか、Sクラスに属する施設については、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離すること。

そのため、Sクラスに属する設備を内包する建屋及び区画については、浸水防護重点化範囲として明確化するとともに、津波による^{いっ}溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水範囲及び浸水量を安全側に想定した上で、浸水防護重点化範囲に流入する可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部及び貫通口等）を特定し、それらに対して流入防止の対策を施すこと。

四 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止すること。そのため、非常用海水冷却系については、基準津波による水位の低下に対して冷却に必要な海水を確保することにより、海水ポンプが機能を保持できる設計であること。また、基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積及び漂流物に対して取水口及び取水路の通水性が確保でき、かつ、取水口からの砂の混入に対して海水ポンプが機能を保持できる設計であること。

五 津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝播特性及び流入経路等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できること。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できること。そのため、以下の方針によること。

- ① 上記の「津波防護施設」とは、防潮堤、盛土構造物及び防潮壁等をいう。上記の「浸水防止設備」とは、水密扉及び開口部・貫通口の浸水対策設備等をいう。また、上記の「津波監視設備」とは、敷地の潮位計及び取水ピット水位計並びに津波の来襲状況を把握できる屋外監視カメラ等をいう。これら以外には、津波防護施設及び浸水防止設備への波力による影響等、津波による影響を軽減する効果が期待される防波堤等の津波影響軽減施設・設備がある。
- ② 入力津波については、基準津波の波源からの数値計算により、各施設・設備等の設置位置において算定される時刻歴波形とすること。
数値計算に当たっては、敷地形状、敷地沿岸域の海底地形、津波の敷地への浸入角度、河川の有無、陸上の遡上・伝播の効果及び伝播経路上の人工構造物等を考慮すること。また、津波による港湾内の局所的な海面の固有振動の励起を適切に評価し考慮すること。
- ③ 津波防護施設については、その構造に応じ、波力による浸食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、入力津波に対する津波防護機能が十分に保持できるよう設計すること。
- ④ 浸水防止設備については、浸水想定範囲等における津波や浸水による荷重等に対する耐性等を評価し、越流時の耐性等にも配慮した上で、入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できるよう設計すること。

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

- ⑤津波監視設備については、津波の影響（波力及び漂流物の衝突等）に対して、影響を受けにくい位置への設置及び影響の防止策・緩和策等を検討し、入力津波に対して津波監視機能が十分に保持できるよう設計すること。
- ⑥津波防護施設の外側の発電所敷地内及び近傍において建物・構築物及び設置物等が破損又は倒壊した後に漂流する可能性がある場合には、防潮堤等の津波防護施設及び浸水防止設備に波及的影響を及ぼさないよう、漂流防止措置又は津波防護施設及び浸水防止設備への影響の防止措置を施すこと。
- ⑦上記③、④及び⑥の設計等においては、耐津波設計上の十分な裕度を含めるため、各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重（浸水高、波力・波圧、洗掘力及び浮力等）について、入力津波から十分な余裕を考慮して設定すること。また、余震の発生の可能性を検討した上で、必要に応じて余震による荷重と入力津波による荷重との組合せを考慮すること。さらに、入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返しの来襲による作用が津波防護機能及び浸水防止機能へ及ぼす影響について検討すること。
- ⑧津波防護施設及び浸水防止設備の設計に当たって、津波影響軽減施設・設備の効果を検討する場合は、このような施設・設備についても、入力津波に対して津波による影響の軽減機能が保持されるよう設計するとともに、上記⑥及び⑦を満たすこと。
- ⑨津波防護施設のうち、防潮ゲート等の外部入力により動作する機構を有するものについては、当該機構の構造、動作原理等を踏まえ、津波防護機能が損なわれないよう重要安全施設に求められる信頼性と同等の信頼性を確保した設計とすること。
- 六 地震による敷地の隆起・沈降、地震（本震及び余震）による影響、津波の繰り返しの来襲による影響及び津波による二次的な影響（洗掘、砂移動及び漂流物等）を考慮すること。
- 七 津波防護施設及び浸水防止設備の設計並びに非常用海水冷却系の評価に当たっては、入力津波による水位変動に対して朔望平均潮位を考慮して安全側の評価を実施すること。なお、その他の要因による潮位変動についても適切に評価し考慮すること。また、地震により陸域の隆起又は沈降が想定される場合、想定される地震の震源モデルから算定される、敷地の地殻変動量を考慮して安全側の評価を実施すること。

兼用キャスク貯蔵施設の設置に当たっては、以下のとおりとする。

第3条（設計基準対象施設の地盤）

1 第3条第1項に規定する「設計基準対象施設を十分に支持することができる」とは、兼用キャスク貯蔵施設について、自重その他の貯蔵時に想定される荷重に加え、第4条第2項の規定により算定する地震力（兼用キャスクにあつては、基準地震動による地震力を含む。）が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する設計であることをいう。なお、兼用キャスクについては、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれ等が発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能が確保されていることを確認することが含まれる。

また、「安全機能が損なわれない方法」とは、以下のいずれかの方法をいう。

- ・兼用キャスクを基礎等に固定し、かつ、基準地震動による地震力が地盤に作用することによりその安全機能（第16条第2項第1号ハ及び第4項第1号から第3号までに示す臨界防止機能、遮蔽機能、除熱機能及び閉じ込め機能をいう。以下別記4において同じ。）を損なわない方法
- ・兼用キャスクを基礎等に固定せず、かつ、兼用キャスク蓋部の金属部への衝突に対してその安全機能を損なわない方法

ここで、輸送荷姿（兼用キャスクの両端に緩衝体を取り付けた状態であつて、車両運搬（核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（昭和53年総理府令第57号）第1条第1号の車両運搬をいう。）時の荷姿をいう。以下同じ。）その他の兼用キャスクを基礎等に固定せず、かつ、緩衝体の装着等により兼用キャスク蓋部が金属部へ衝突しない方法により設置する場合は、兼用キャスク蓋部の金属部への衝突に対してその安全機能が損なわれないものとする。

2 第3条第2項については、本規程別記1第3条第2項のとおりとする。また、輸送荷姿その他の兼用キャスクを基礎等に固定せず、かつ、緩衝体の装着等により兼用キャスク蓋部が金属部へ衝突しない方法により設置する場合は、地盤が変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがないものとする。

3 第3条第3項については、本規程別記1第3条第3項のとおりとする。また、輸送荷姿その他の兼用キャスクを基礎等に固定せず、かつ、緩衝体の装着等により兼用キャスク蓋部が金属部へ衝突しない方法により設置する場合は、その安全機能が損なわれないものとする。

第4条（地震による損傷の防止）

- 1 周辺施設を設置する場合、第4条第1項に規定する「地震力に十分に耐えること」を満たすために、当該周辺施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えること。その際、以下のとおりとすること。
 - 一 耐震設計については、本規程別記2第4条第3項第3号の規定を準用すること。
 - 二 第4条第2項の規定による地震力の算定については、本規程別記2第4条第4項第2号の規定（Cクラスに属する施設に適用されるものに限る。）を準用すること。

- 2 第4条第6項に規定する「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを満たすために、兼用キャスクの設計に当たっては、以下の方針によること。
 - 一 第6項に規定する地震力（以下「第6項地震力」という。）に対して、その安全機能が損なわれるおそれがないものであること。ただし、輸送荷姿により設置する場合は第6項地震力によって安全機能が損なわれるおそれがないものとし、輸送荷姿以外の兼用キャスクを基礎等に固定せず、かつ、緩衝体の装着等により兼用キャスク蓋部が金属部へ衝突しない方法により設置する場合は、第6項地震力による兼用キャスク蓋部の金属部への衝突に対してその安全機能が損なわれるおそれがないものとする。
 - 二 兼用キャスクについては、自重その他の貯蔵時に想定される荷重と第6項地震力を組み合わせた荷重条件に対して、当該兼用キャスクに要求される機能を保持すること。また、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、当該兼用キャスクに要求される機能に影響を及ぼさないこと。ただし、兼用キャスクの閉じ込め機能を担保する部位は、上記の荷重条件に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えること。
 - 三 兼用キャスクは、周辺施設からの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計すること。この波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示すとともに、第6項地震力を適用すること。また、上記の「兼用キャスクは、周辺施設からの波及的影響によって、その安全機能を損なわない」を満たすために、少なくとも次に示す事項について、兼用キャスクがその安全機能を損なわないことを確認すること。
 - ・ 設置地盤、地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
 - ・ 兼用キャスク間の相互影響
 - ・ 兼用キャスクと周辺施設との相互影響（周辺施設の損傷、転倒、落下等による兼用キャスクへの影響を含む。）

- 3 第6項地震力の設定に当たっては、以下の方針によること。
 - 一 第1号に規定する「兼用キャスクが地震力により安全機能を損なうかどうかをその設置される位置のいかんにかかわらず判断するために用いる合理的な地震力として原子力規制委員会が別に定めるもの」については、次のとおりとする。

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

- ・兼用キャスクが安全機能を損なうかどうかをその設置される位置のいかんにかかわらず判断するために用いる地震力等を定める告示（平成31年原子力規制委員会告示第2号。以下「兼用キャスク告示」という。）第1条によるものとする。
 - ・水平地震力及び鉛直地震力については、同時に不利な方向の組合せで作用させること。
- 二 第2号に規定する「基準地震動」の策定に当たっては、本規程別記2第4条第5項の方針によること。
 - 三 第2号に規定する「基準地震動による地震力」の算定に当たっては、本規程別記2第4条第7項の方法によること。
- 4 第4条第7項に規定する「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを満たすために、兼用キャスクの周辺斜面について、基準地震動による地震力を作用させた安定解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認するとともに、崩壊のおそれがある場合には、当該部分の除去、敷地内土木構造物による斜面の保持等の措置を講ずることにより、兼用キャスクの安全機能が損なわれるおそれがないようにすること。
- また、安定解析に当たっては、次の方針によること。
- 一 安定性の評価対象は、兼用キャスクが設置される場所を考慮し、兼用キャスクに影響を与えるおそれのある斜面とすること。
 - 二 地質・地盤の構造、地盤等級区分、液状化の可能性、地下水の影響等を考慮して、すべり安全率等により評価すること。
 - 三 評価に用いる地盤モデル、地盤パラメータ、地震力の設定等は、基礎地盤の支持性能の評価に準じて行うこと。特に地下水の影響に留意すること。

第5条（津波による損傷の防止）

- 1 第5条第2項の津波の設定に当たっては、以下の方針によること。
 - 一 第1号に規定する「兼用キャスクが津波により安全機能を損なうかどうかをその設置される位置のいかんにかかわらず判断するために用いる合理的な津波として原子力規制委員会が別に定めるもの」については、兼用キャスク告示第2条によるものとする。
 - 二 第2号に規定する「基準津波」の策定に当たっては、本規程別記3第5条第1項及び第2項によること。
- 2 第5条第2項に規定する「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、兼用キャスクの設計に当たっては、以下の方針によること。
 - 一 兼用キャスク告示第2条に定める津波に対する兼用キャスクの設計については、次のとおりとする。
 - ・津波による遡上波の波力及び漂流物の衝突に対して、その安全機能が損なわれるおそれがないものであること。
 - ・上記の「漂流物の衝突」については、質量100トンの漂流物の衝突とすること。

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

- ・上記の波力及び衝突による荷重については、同時に作用させること。
- 二 「基準津波」に対する兼用キャスクの設計については、本規程別記3第5条第3項中、Sクラスに属する施設に関する規定を準用する。

第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）

- 1 第6条第4項及び第6項は、第4項の自然現象及び第6項の人為による事象に対して兼用キャスクが安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設、設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。
- 2 第6条第4項に規定する「自然現象」については、以下のとおりとする。
 - 一 第1号に規定する「兼用キャスクが竜巻により安全機能を損なうかどうかをその設置される位置のいかんにかかわらず判断するために用いる合理的な竜巻として原子力規制委員会が別に定めるもの」については、次のとおりとする。
 - ・兼用キャスク告示第3条によるものとする。
 - ・竜巻による飛来物の衝突に対して、その安全機能を損なわないものであること。
 - 二 第2号に規定する「森林火災」については、本規程第6条第2項及び第3項のとおりとする。
- 3 第6条第6項に規定する「人為による事象」については、本規程第6条第8項のとおりとする。

第16条（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）

- 1 第16条第2項第1号ハに規定する「臨界に達するおそれがない」とは、第5項に規定するもののほか、使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（平成25年11月27日原子力規制委員会決定。以下「貯蔵事業許可基準規則解釈」という。）第3条に規定する金属キャスクの設計に関する基準を満たすことをいう。
- 2 第16条第4項第1号に規定する「適切な遮蔽能力を有する」とは、第5項に規定するもののほか、以下をいう。
 - ・貯蔵事業許可基準規則解釈第4条第1項第3号に規定する金属キャスクの設計に関する基準を満たすこと。
 - ・兼用キャスク表面の線量当量率が1時間当たり2ミリシーベルト以下であり、かつ、兼用キャスク表面から1メートル離れた位置における線量当量率が1時間当たり100マイクロシーベルト以下であること。

設置許可基準規則と技術基準規則の比較表

- ・貯蔵建屋（工場等内において兼用キャスクを収納する建物をいう。以下この条において同じ。）を設置する場合には、当該貯蔵建屋の損傷によりその遮蔽機能が著しく低下したときにおいても、工場等周辺の実効線量は周辺監視区域外における線量限度を超えないこと。なお、当該貯蔵建屋が損傷したときからその遮蔽機能の応急の復旧が完了するまでの間は、第29条に規定する「通常運転時」には当たらない。
- 3 第16条第4項第2号に規定する「崩壊熱を適切に除去することができる」とは、第5項に規定するもののほか、貯蔵事業許可基準規則解釈第6条並びに第17条第1項第2号（貯蔵建屋を設置する場合に限る。）及び第3号に規定する金属キャスクの設計に関する基準を満たすことをいう。
- 4 第16条第4項第3号に規定する「放射性物質を適切に閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができる」とは、次項に規定するもののほか、貯蔵事業許可基準規則解釈第5条第1項第1号及び第2号並びに第17条第1項第1号に規定する金属キャスクの設計に関する基準を満たすことをいう。
- 5 第16条第2項第1号ハ及び同条第4項各号を満たすため、兼用キャスクは、当該兼用キャスクを構成する部材及び使用済燃料の経年変化を考慮した上で、使用済燃料の健全性を確保する設計とすること。ここで、「兼用キャスクを構成する部材及び使用済燃料の経年変化を考慮した上で、使用済燃料の健全性を確保する設計」とは、以下を満たす設計をいう。
- ・設計貯蔵期間を明確にしていること。
 - ・設計貯蔵期間中の温度、放射線等の環境条件下での経年変化を考慮した材料及び構造であること。

補足-001-02 技術基準規則と工事計画認可申請書の
添付書類との紐付き表

本資料は、技術基準規則に規定される各条文の要求事項と添付書類との関連性と、その適合性の説明に必要な添付書類を「技術基準規則と工事計画認可申請書の添付書類との紐付き表」として整理したものである。

技術基準規則と工事計画認可申請書の添付書類との紐付き表 (DB)

技術基準規則の要求条文	技術基準 変更有無	設備の抽出	適合性確認 の要否
第4条	設計基準対象施設の地盤	○	○
第5条	地震による損傷の防止	○	○
第6条	津波による損傷の防止	○	○
第7条	外部からの衝撃による損傷の防止	○	○
第8条	立ち入りの防止	×	×
第9条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	○	○
第10条	急傾斜地の崩壊の防止	×	×
第11条	火災による損傷の防止	○	○
第12条	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止	○	○
第13条	安全避難通路等	○	○
第14条	安全設備	○	○
第15条	設計基準対象施設の機能	○	○
第16条	全交流動力電源喪失対策設備	○	○
第17条	材料及び構造	○	○
第18条	使用中の亀裂等による損傷防止	×	○
第19条	流体振動等による損傷防止	×	○
第20条	安全弁等	×	○
第21条	耐圧試験等	×	×
第22条	監視試験片	×	×
第23条	炉心等	×	○
第24条	熱遮蔽材	×	×
第25条	一次冷却材	×	×
第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	○	○
第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	×	○
第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	×	○
第29条	一次冷却材処理装置	×	×
第30条	逆止め弁	×	○
第31条	蒸気タービン	○	×
第32条	非常用炉心冷却設備	×	×

技術基準規則の追加・変更に対して抽出した設備について、各条文への適合性を確認する。

設置許可における約束事項を設工認で担保していることを「発電用原子炉の設置の許可(本文(五号))との適合性に関する説明書」

技術基準規則の要求条文	各技術基準規則について適合性を説明する添付書類 (DB)										
→ 第4条	設計基準対象施設の地盤	→	耐震性に関する説明書	原子炉格納施設の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面	排気筒の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面(自立型のものに限る。)						
→ 第5条	地震による損傷の防止	→	発電用原子炉施設による自然現象等による損傷防止に関する説明書	耐震性に関する説明書	原子炉本体の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面	原子炉格納施設の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面	排気筒の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面(自立型のものに限る。)				設計及び工事に係る品質マネジメントに関する説明書
→ 第6条	津波による損傷の防止	→	発電用原子炉施設による自然現象等による損傷防止に関する説明書	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	強度に関する説明書	取水口及び放水口に関する説明書	環境測定装置の構造図及び取付箇所を明示した図面	浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	構造図	耐震性に関する説明書	
→ 第7条	外部からの衝撃による損傷の防止	→	発電用原子炉施設による自然現象等による損傷防止に関する説明書	強度に関する説明書	工場又は事業所の概要を明示した地形図						
→ 第8条	立ち入りの防止	→	-	適合性確認の要否欄「○」ではあるが紐付き添付書類がない理由: SA設備の設置等に伴う管理区域・保安区域・周辺監視区域の変更が無いことを確認するため適合性確認の要否は「○」としているが、当該条文に対し新規制基準施行に伴う技術基準の追加・変更はなく、また、改造/修理の工事もないため当該条文に紐付き添付書類はない。							
→ 第9条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	→	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書								設置許可における品質管理の方法を設工認で担保していることを「発電用原子炉の設置の許可(本文(十一号))との適合性に関する説明書」にて説明する。
→ 第10条	急傾斜地の崩壊の防止	→	-	適合性確認の要否欄「○」ではあるが紐付き添付書類がない理由: 急傾斜地崩壊危険区域内に施設する設備が無いことを確認するため適合性確認の要否は「○」としているが、当該条文に対し新規制基準施行に伴う技術基準の追加・変更はなく、また、改造/修理の工事もないため当該条文に紐付き添付書類はない。							
→ 第11条	火災による損傷の防止	→	耐震性に関する説明書	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	構造図				
→ 第12条	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止	→	耐震性に関する説明書	強度に関する説明書	発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書	浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	構造図				
→ 第13条	安全避難通路等	→	安全避難通路に関する説明書及び安全避難通路を明示した図面	非常用照明に関する説明書及び取付箇所を明示した図面							
→ 第14条	安全設備	→	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	原子炉(圧力)容器の脆性破壊防止に関する説明書	非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	構造図	単線結線図				
→ 第15条	設計基準対象施設の機能	→	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書	施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図	構造図	単線結線図			
→ 第16条	全交流動力電源喪失対策設備	→	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	単線結線図	構造図					
→ 第17条	材料及び構造	→	強度に関する説明書	クラス1機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書							
→ 第18条	使用中の亀裂等による損傷防止	→	クラス1機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書								
→ 第19条	流体振動等による損傷防止	→	流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書								
→ 第20条	安全弁等	→	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書(計測制御系統施設)	安全弁の吹出量計算書(計測制御系統施設)	構造図	原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	計測制御系統施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図		
→ 第21条	耐圧試験等	→	-								
→ 第22条	監視試験片	→	-								
→ 第23条	炉心等	→	-	適合性確認の要否欄「○」ではあるが紐付き添付書類がない理由: 高燃焼度8×8燃料の廃止(要目表変更・作成対象の添付書類なし)があるため適合性確認の要否は「○」としているが、当該条文に対し新規制基準施行に伴う技術基準の追加・変更はなく、また、高燃焼度8×8燃料の廃止に伴い作成が必要となる添付書類もないため当該条文に紐付き添付書類はない。							
→ 第24条	熱遮蔽材	→	-								
→ 第25条	一次冷却材	→	-								
→ 第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	→	耐震性に関する説明書	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書	構造図					
→ 第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	→	強度に関する説明書	原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	構造図						
→ 第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	→	原子炉格納容器内の原子炉冷却材又は一次冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書、検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	構造図						
→ 第29条	一次冷却材処理装置	→	-								
→ 第30条	逆止め弁	→	原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図								
→ 第31条	蒸気タービン	→	-								
→ 第32条	非常用炉心冷却設備	→	-								

技術基準規則と工事計画認可申請書の添付書類との紐付き表 (DB)

技術基準規則の要求条文	技術基準変更有無	設備の抽出	適合性確認の要否
第33条 循環設備等	○	○	→ ○ →
第34条 計測装置	○	○	→ ○ →
第35条 安全保護装置	○	○	→ ○ →
第36条 反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×	→ ×
第37条 制御材駆動装置	×	×	→ ×
第38条 原子炉制御室等	○	○	→ ○ →
第39条 廃棄物処理設備等	×	○	→ ○ →
第40条 廃棄物貯蔵設備等	×	×	→ ×
第41条 放射性物質による汚染の防止	×	○	→ ○ →
第42条 生体遮蔽等	×	○	→ ○ →
第43条 換気設備	×	×	→ ×
第44条 原子炉格納施設	○	○	→ ○ →
第45条 保安電源設備	○	○	→ ○ →
第46条 緊急時対策所	○	○	→ ○ →
第47条 警報装置等	○	○	→ ○ →
第48条 準用	○	○	→ ○ →

技術基準規則の要求条文		各技術基準規則について適合性を説明する添付書類 (DB)												
→ 第33条	循環設備等	→	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	取水口及び放水口に関する説明書	原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	非常用取水設備の配置を明示した図面	構造図							
→ 第34条	計測装置	→	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書、検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	計測装置の構成に関する説明書、計測制御系統図及び検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	放射線管理用計測装置の構成に関する説明書	放射線管理用計測装置の系統図及び検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書							
→ 第35条	安全保護装置	→	計測装置の構成に関する説明書、計測制御系統図及び検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書											
→ 第36条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	→	-											
→ 第37条	制御材駆動装置	→	-											
→ 第38条	原子炉制御室等	→	生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書	中央制御室及び緊急時制御室の居住性に関する説明書	中央制御室の機能に関する説明書、中央制御室外の原子炉停止機能及び監視機能並びに緊急時制御室の機能に関する説明書	環境測定装置（放射線管理用計測装置に係るものを除く。）の構造図及び取付箇所を明示した図面	構造図							
→ 第39条	廃棄物処理設備等	→	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	強度に関する説明書	放射性廃棄物の廃棄施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	耐震性に関する説明書								
→ 第40条	廃棄物貯蔵設備等	→	-											
→ 第41条	放射性物質による汚染の防止	→	火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	構造図									
→ 第42条	生体遮蔽等	→	生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書	人が常時勤務し、又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における線量に関する説明書	放射線管理施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	構造図								
→ 第43条	換気設備	→	-											
→ 第44条	原子炉格納施設	→	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	原子炉格納施設の酸素濃度低減性能に関する説明書	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	構造図							
→ 第45条	保安電源設備	→	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	常用電源設備の健全性に関する説明書	非常用電源設備の出力の決定に関する説明書	非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面	送電関係一覧図	単線結線図	燃料系統図				
→ 第46条	緊急時対策所	→	緊急時対策所の設置場所を明示した図面及び機能に関する説明書	通信連絡設備に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	緊急時対策所の居住性に関する説明書									
→ 第47条	警報装置等	→	使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書、検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	中央制御室の機能に関する説明書、中央制御室外の原子炉停止機能及び監視機能並びに緊急時制御室の機能に関する説明書	放射線管理用計測装置の構成に関する説明書	放射線管理用計測装置の系統図及び検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	通信連絡設備に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	緊急時対策所の設置場所を明示した図面及び機能に関する説明書						
→ 第48条	準用	→	強度に関する説明書	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書	常用電源設備の健全性に関する説明書	単線結線図	燃料系統図							

技術基準規則と工事計画認可申請書の添付書類との紐付き (SA)

技術基準規則の要求条文	技術基準変更有無	設備の抽出	適合性確認の可否
第49条 重大事故等対処施設の地盤	○	○	→ ○ →
第50条 地震による損傷の防止	○	○	→ ○ →
第51条 津波による損傷の防止	○	○	→ ○ →
第52条 火災による損傷の防止	○	○	→ ○ →
第53条 特定重大事故等対処施設	○	×	→ ×
第54条 重大事故等対処設備	○	○	→ ○ →
第55条 材料及び構造	○	○	→ ○ →
第56条 使用中の亀裂等による破壊の防止	○	○	→ ○ →
第57条 安全弁等	○	○	→ ○ →
第58条 耐圧試験等	○	○	→ ○ →
第59条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	○	○	→ ○ →
第60条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	○	○	→ ○ →
第61条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	○	○	→ ○ →
第62条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	○	○	→ ○ →
第63条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	○	○	→ ○ →
第64条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備	○	○	→ ○ →
第65条 原子炉格納容器の過圧破壊を防止するための設備	○	○	→ ○ →
第66条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	○	○	→ ○ →

技術基準規則の追加・変更に対して抽出した設備について、各条文への適合性を
↓
設置許可における約束事項を設工認で担保していることを「発電用原子炉の設置の許可(本文(五号))との整合性に関する説明書」にて説明する。

技術基準規則の要求条文	各技術基準規則について適合性を説明する添付書類 (SA)											
→ 第49条 重大事故等対処施設の地盤	→	耐震性に関する説明書	原子炉格納施設の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を示した図面	排気筒の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を示した図面(自立型のものに限る。)								
→ 第50条 地震による損傷の防止	→	耐震性に関する説明書	原子炉本体の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を示した図面	原子炉格納施設の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を示した図面	配置の状況を示した平面図及び断面図	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書	排気筒の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を示した図面(自立型のものに限る。)					
→ 第51条 津波による損傷の防止	→	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書(津波への配慮に関する説明書)	耐震性に関する説明書	強度に関する説明書	構造図	浸水防護施設に係る機器の配置を示した図面及び系統図	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	取水口及び放水口に関する説明書	環境測定装置の構造図及び取付箇所を示した図面			
→ 第52条 火災による損傷の防止	→	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	耐震性に関する説明書	強度に関する説明書	構造図	火災防護設備に係る機器の配置を示した図面及び系統図					
→ 第53条 特定重大事故等対処施設	→	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
→ 第54条 重大事故等対処設備	→	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書 原子炉(圧力)容器の脆性破壊防止に関する説明書 緊急時対策所の居住性に関する説明書	耐震性に関する説明書 非常用照明に関する説明書 単線結線図	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書 生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書 燃料系統図	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 原子炉(圧力)容器の脆性破壊防止に関する説明書	発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を示した図面及び系統図	発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書 放射線管理施設に係る機器(計測装置を除く。)の配置を示した図面及び系統図	強度に関する説明書 構造図	非常用電源設備に係る機器の配置を示した図面及び系統図	緊急時対策所の設置場所を示した図面及び機能に関する説明書	発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	中央制御室及び緊急時制御室の居住性に関する説明書
→ 第55条 材料及び構造	→	強度に関する説明書	原子炉(圧力)容器の脆性破壊防止に関する説明書									
→ 第56条 使用中の亀裂等による破壊の防止	→	-	-	適合性確認の要否欄「○」ではあるが紐付く添付書類がない理由: 新規制基準施行に伴い技術基準の追加要求があるため適合性確認の要否は「○」としているが、当該条文は使用開始後に要求されるため紐付く添付書類はない。								
→ 第57条 安全弁等	→	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を示した図面及び系統図	計測制御系統施設に係る機器の配置を示した図面及び系統図	原子炉格納施設に係る機器の配置を示した図面及び系統図	非常用電源設備に係る機器の配置を示した図面及び系統図	構造図	安全弁及び及び逃がし弁の吹出量計算書(原子炉冷却系統施設)	安全弁の吹出量計算書(計測制御系統施設)	安全弁の吹出量計算書(非常用電源設備)		
→ 第58条 耐圧試験等	→	-	-	適合性確認の要否欄「○」ではあるが紐付く添付書類がない理由: 新規制基準施行に伴い技術基準の追加要求があるため適合性確認の要否は「○」としているが、当該条文は使用開始後に要求されるため紐付く添付書類はない。								
→ 第59条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	→	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	計測制御系統施設に係る機器(計測装置を除く。)の配置を示した図面及び系統図	構造図	工学的安全施設等の起動(作動)信号の起動(作動)回路の説明図及び設定値の根拠に関する説明書	発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書	単線結線図	強度に関する説明書			
→ 第60条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	→	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を示した図面及び系統図	構造図	単線結線図	強度に関する説明書					
→ 第61条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	→	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を示した図面及び系統図	計測制御系統施設に係る機器の配置を示した図面及び系統図	非常用電源設備に係る機器の配置を示した図面及び系統図	構造図	工学的安全施設等の起動(作動)信号の起動(作動)回路の説明図及び設定値の根拠に関する説明書	発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書	単線結線図	安全弁及び及び逃がし弁の吹出量計算書	
→ 第62条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	→	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を示した図面及び系統図	補機駆動用燃料設備に係る機器の配置を示した図面及び系統図	非常用取水設備の配置を示した図面	構造図	取水口及び放水口に関する説明書	単線結線図	強度に関する説明書		
→ 第63条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	→	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を示した図面及び系統図	原子炉格納施設に係る機器の配置を示した図面及び系統図	補機駆動用燃料設備に係る機器の配置を示した図面及び系統図	非常用取水設備の配置を示した図面	構造図	取水口及び放水口に関する説明書	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書	
→ 第64条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備	→	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	原子炉格納施設に係る機器の配置を示した図面及び系統図	補機駆動用燃料設備に係る機器の配置を示した図面及び系統図	非常用取水設備の配置を示した図面	構造図	取水口及び放水口に関する説明書	単線結線図	原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を示した図面及び系統図	
→ 第65条 原子炉格納容器の過圧破壊を防止するための設備	→	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	原子炉格納施設に係る機器の配置を示した図面及び系統図	補機駆動用燃料設備に係る機器の配置を示した図面及び系統図	非常用取水設備の配置を示した図面	構造図	取水口及び放水口に関する説明書	燃料系統図	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書	
→ 第66条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	→	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	原子炉格納施設に係る機器の配置を示した図面及び系統図	補機駆動用燃料設備に係る機器の配置を示した図面及び系統図	単線結線図	強度に関する説明書	構造図	取水口及び放水口に関する説明書		

設計及び工事に係る品質マネジメントに関する説明書
↓
設置許可における品質管理の方法を設工認で担保していることを「発電用原子炉の設置の許可(本文(十一号))との整合性に関する説明書」にて説明する。

技術基準規則と工事計画認可申請書の添付書類との紐付き (SA)

技術基準規則の要求条文	技術基準 変更有無	設備の抽出	適合性確認 の要否
第67条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	○	○	→ ○ →
第68条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	○	○	→ ○ →
第69条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	○	○	→ ○ →
第70条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	○	○	→ ○ →
第71条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備	○	○	→ ○ →
第72条 電源設備	○	○	→ ○ →
第73条 計装設備	○	○	→ ○ →
第74条 原子炉制御室	○	○	→ ○ →
第75条 監視測定設備	○	○	→ ○ →
第76条 緊急時対策所	○	○	→ ○ →
第77条 通信連絡を行うために必要な設備	○	○	→ ○ →
第78条 準用	○	○	→ ○ →

技術基準規則の要求条文	各技術基準規則について適合性を説明する添付書類 (SA)												
→ 第67条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	原子炉格納施設的设计条件に関する説明書	原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	補機駆動用燃料設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書	単線結線図	計測装置の構成に関する説明書、計測制御系統図及び検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	放射線管理用計測装置の構成に関する説明書	放射線管理用計測装置の系統図及び検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書		
→ 第68条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	原子炉格納施設的设计条件に関する説明書	原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書	原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	構造図	単線結線図	計測装置の構成に関する説明書、計測制御系統図及び検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	放射線管理用計測装置の構成に関する説明書	放射線管理用計測装置の系統図及び検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書		
→ 第69条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	補機駆動用燃料設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	非常用取水設備の配置を明示した図面	構造図	燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書	使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書	使用済燃料貯蔵槽及び使用済燃料貯蔵容器の冷却能力に関する説明書			
→ 第70条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	原子炉格納施設的设计条件に関する説明書	原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	非常用取水設備の配置を明示した図面	構造図	補機駆動用燃料設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	取水口及び放水口に関する説明書					
→ 第71条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	原子炉格納施設的设计条件に関する説明書	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	構造図	補機駆動用燃料設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	非常用取水設備の配置を明示した図面	取水口及び放水口に関する説明書			
→ 第72条 電源設備	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書	非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	構造図	燃料系統図	単線結線図						
→ 第73条 計装設備	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	計測装置の構成に関する説明書、計測制御系統図及び検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	放射線管理用計測装置の構成に関する説明書	放射線管理用計測装置の系統図及び検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	放射線管理用計測装置の系統図及び検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	単線結線図	使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書、検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書				
→ 第74条 原子炉制御室	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	放射線管理施設に係る機器（放射線管理用計測装置を除く。）の配置を明示した図面及び系統図	原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	構造図	管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書	中央制御室の機能に関する説明書	中央制御室の居住性に関する説明書	非常用照明に関する説明書	生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書			
→ 第75条 監視測定設備	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	放射線管理用計測装置の構成に関する説明書	放射線管理用計測装置の系統図及び検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書	環境測定装置（放射線管理用計測装置に係るものを除く。）の構造図及び取付箇所を明示した図面	構造図	単線結線図				
→ 第76条 緊急時対策所	設備別記載事項のうち、容量等の設定根拠に関する説明書	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	放射線管理施設に係る機器（放射線管理用計測装置を除く。）の配置を明示した図面及び系統図	非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	緊急時対策所の設置場所を明示した図面及び機能に関する説明書	構造図	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書	管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書	緊急時対策所の居住性に関する説明書	放射線管理用計測装置の構成に関する説明書			
→ 第77条 通信連絡を行うために必要な設備	安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書	通信連絡設備に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書	単線結線図	燃料系統図	耐震性に関する説明書						
→ 第78条 準用	強度に関する説明書	非常用発電装置の出力の決定に関する説明書	単線結線図										

補足-001-03 既設設備改造／修理工事一覽

本資料は、今回実施する工事のうち既設設備の改造／修理工事について、新規制基準適合性申請との関連、および工事の内容に応じた適合性を確認する技術基準各条文を整理したものである。

資料 1 島根原子力発電所第 2 号機 新規制基準適合に伴う既設設備改造／修理工事一覧

資料 2 島根原子力発電所第 2 号機 新規制基準適合に直接関連しない改造／修理工事一覧

資料 1

島根原子力発電所第 2 号機

新規制基準適合に伴う既設設備改造／修理工事一覧

島根原子力発電所第2号機 新規制基準適合に伴う既設設備改造／修理工事一覧

1. 改造工事一覧

工事No.	工事概要 (着手制限項目)	対象設備および今回申請における施設設備区分					系統	機器区分	系統構成変更 有無 (主配管)	SA隔離 有無 (主配管)	適合性確認条文	業用規則別表第一	
		設備名称	施設区分	設備区分	施設	設備区分						工事区分	手続き
1	耐震評価に伴い容量の変更を行う。 (要目表記載事項 (容量) の変更)	燃料プール	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	3 使用済燃料貯蔵設備	-	-	(1)使用済燃料貯蔵槽		別紙1	改造	認可申請		
2	耐震評価に伴い容量の変更を行う。 (要目表記載事項 (容量) の変更)	制塵機貯蔵ハンガ	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	3 使用済燃料貯蔵設備	-	-	(6)制塵機貯蔵ハンガ		別紙2	改造	認可申請		
3	伸縮継手の取替を行う。 (要目表記載事項の変更)	工業ガス供給ライン連がし安全弁自動減圧機能側合流部 ～ 連がし安全弁	3. 原子炉冷却系統施設	4 原子炉冷却材の循環設備	3.4.1 主蒸気系	3.4.1 主蒸気系	(8)主配管	無	別紙3	改造	認可申請		
4	伸縮継手の取替を行う。 (要目表記載事項の変更)	工業ガス供給ライン連がし安全弁自動減圧機能側合流部 ～ 連がし安全弁	3. 原子炉冷却系統施設	4 原子炉冷却材の循環設備	3.4.1 主蒸気系	3.4.1 主蒸気系	(8)主配管	無	別紙3	改造	認可申請		
5	SA系統 (残留熱代替注水系) の接続のため管継手を追設する。 (要目表記載事項の変更)	残留熱代替注水ポンプ入口ライン分岐部 ～ B-燃料プール冷却ライン合流部	3. 残留熱除去施設	5 残留熱除去設備	3.5.1 残留熱除去系	3.5.1 残留熱除去系	(8)主配管			改造	認可申請		
6	SA系統 (残留熱代替注水系) の接続のため管継手を追設する。 (要目表記載事項の変更)	残留熱代替注水ポンプ注水ライン合流部 ～ B-残留熱除去系熱交換器バイパスライン分岐部	3. 残留熱除去施設	5 残留熱除去設備	3.5.1 残留熱除去系	3.5.1 残留熱除去系	(8)主配管			改造	認可申請		
7	SA系統 (低圧原子炉代替注水系) の接続のため管継手を追設する。 (要目表記載事項の変更)	低圧原子炉代替注水ポンプ注水ライン合流部	3. 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	3.5.1 残留熱除去系	3.5.1 残留熱除去系	(8)主配管			改造	認可申請		
8	SA系統 (低圧原子炉代替注水系) の接続のため管継手を追設する。 (要目表記載事項の変更)	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 接続口 (西) 注水ライン合流部 ～ 原子炉圧力容器	3. 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	3.5.1 残留熱除去系	3.5.1 残留熱除去系	(8)主配管		別紙4	改造	認可申請		
9	SA系統 (低圧原子炉代替注水系) の接続のため管継手を追設する。 (要目表記載事項の変更)	高圧原子炉代替注水ポンプ入口ライン分岐部	3. 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	3.5.1 残留熱除去系	3.5.1 残留熱除去系	(8)主配管			改造	認可申請		
10	SA系統 (格納容器代替注水系) の接続のため管継手を追設する。 (要目表記載事項の変更)	A-格納容器代替注水ライン合流部	3. 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	3.5.1 残留熱除去系	3.5.1 残留熱除去系	(8)主配管			改造	認可申請		
11	SA系統 (残留熱代替注水系) の接続のため管継手を追設する。 (要目表記載事項の変更)	B-サブレーションポンプ冷却ライン分岐部 ～ 残留熱代替注水ポンプ注水ライン分岐部	3. 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	3.5.1 残留熱除去系	3.5.1 残留熱除去系	(8)主配管			改造	認可申請		
12	SA系統 (残留熱代替注水系) の接続のため管継手を追設する。 (要目表記載事項の変更)	残留熱代替注水ポンプ注水ライン分岐部 ～ 残留熱代替注水ポンプ注水ライン分岐部	3. 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	3.5.1 残留熱除去系	3.5.1 残留熱除去系	(8)主配管			改造	認可申請		

工事No.	工事概要（着手別取組目）	対象設備および今回申請における施設設備区分					系統構成変更 有無 (主配管)	S A 隔離 有無 (主配管)	適合性確認条文	実用戸別別表第一	
		設備名称	施設区分	設備区分	系統	機器区分				工事区分	手続き
13	SA系統（格納容器代替スプレイ系）の接続のため管継手（管台）を追設する。（照設管継手（管台）の記載変更） （要目表記載事項の変更）	B-格納容器代替スプレイライン合流部	3. 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	3.5.1 残留熱除去系	(8)主配管	無		改造	認可申請	
14	SA系統（サブプレッションプール水pH制御系）の接続のため管継手を追設する。 （要目表記載事項の変更）	A-サブプレッションチェーンバスブレイクイン分岐部 サブプレッションチェーンバスブレイク管	3. 原子炉冷却系統施設	5 残留熱除去設備	3.5.1 残留熱除去系	(8)主配管	無	別紙4	改造	認可申請	
15	SA系統（高圧原子炉代替注水系）の接続のため管継手を追設する。 （要目表記載事項の変更）	原子炉隔離時冷却系分岐部 高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）入口ライン分岐部	3. 原子炉冷却系統施設	7 原子炉冷却材補給設備	3.7.1 原子炉隔離時冷却系	(5)主配管	無		改造	認可申請	
16	SA系統（高圧原子炉代替注水系）の接続のため管継手を追設する。 （要目表記載事項の変更）	高圧原子炉代替注水ポンプ（駆動用蒸気タービン）出口ライン合流部	3. 原子炉冷却系統施設	7 原子炉冷却材補給設備	3.7.1 原子炉隔離時冷却系	(5)主配管	無	別紙5	改造	認可申請	
17	SA系統（高圧原子炉代替注水系）の接続のため管継手を追設する。 （要目表記載事項の変更）	サブプレッションチェーンバ体内排気管 格納容器代替注水ポンプ出口ライン合流部（原子炉隔離時冷却系）	3. 原子炉冷却系統施設	7 原子炉冷却材補給設備	3.7.1 原子炉隔離時冷却系	(5)主配管	無		改造	認可申請	
18	SA系統（高圧原子炉代替注水系）の接続のため管継手を追設する。 （要目表記載事項の変更）	高圧原子炉代替注水ポンプ出口ライン合流部	3. 原子炉冷却系統施設	7 原子炉冷却材補給設備	3.7.1 原子炉隔離時冷却系	(5)主配管	無		改造	認可申請	
19	SA系統（原子炉補機代替冷却系）の接続のため管継手を追設する。 （要目表記載事項の変更）	A-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 （原子炉建物西側） A-2原子炉補機代替冷却系熱交換器出口ライン合流部	3. 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	3.8.1 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	(9)主配管	無		改造	認可申請	
20	SA系統（原子炉補機代替冷却系）の接続のため管継手を追設する。 （要目表記載事項の変更）	A-原子炉補機代替冷却水ポンプ入口ライン分岐部 A-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 （原子炉建物西側）	3. 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	3.8.1 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	(9)主配管	無		改造	認可申請	
21	SA系統（原子炉補機代替冷却系）の接続のため管継手を追設する。 （要目表記載事項の変更）	B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 （原子炉建物西側） B-2原子炉補機代替冷却系熱交換器出口ライン合流部	3. 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	3.8.1 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	(9)主配管	無	別紙6	改造	認可申請	
22	SA系統（原子炉補機代替冷却系）の接続のため管継手を追設する。 （要目表記載事項の変更）	B-燃料プール冷却系熱交換器出口ライン合流部 B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 （原子炉建物西側）	3. 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	3.8.1 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	(9)主配管	無		改造	認可申請	
23	SA系統（原子炉補機代替冷却系）の接続のため管継手を追設する。 （要目表記載事項の変更）	B-原子炉補機代替冷却供給ライン合流部 （原子炉建物南側） 原子炉浄化系補助熱交換器入口ライン分岐部（明側）	3. 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	3.8.1 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	(9)主配管	無		改造	認可申請	
24	SA系統（原子炉補機代替冷却系）の接続のため管継手を追設する。 （要目表記載事項の変更）	B-原子炉補機代替冷却戻りライン分岐部 （原子炉建物南側） B-非常用ディーゼル発電設備機間付空気冷却器出口ライン合流部	3. 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	3.8.1 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	(9)主配管	無		改造	認可申請	

工事No.	工事概要（着手制限項目）	対象設備および今回申請における施設設備区分					系統構成変更 有無 (主配管)	S A 隔離 有無 (主配管)	適合性確認条文	実用炉規則別表第一	
		設備名称	施設区分	設備区分	系統	機器区分				工事区分	手続き
25	放水槽の耐震評価に伴い放出ラインを追設する。 (要目表記載事項の変更)	高压炉心スプレイ補機冷却系熱交換器出口ライン ～ 放水槽	3. 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	3.8.1 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	(9)主配管	有	無	別紙 7	改造	認可申請
26	放水槽の耐震評価に伴い放出ラインを追設する。 (要目表記載事項の変更)	B-1, B-2, B-3原子炉補機冷却系熱交換器 ～ 放水槽	3. 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	3.8.1 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	(9)主配管	有	無		改造	認可申請
27	津波の引き波対策としてポンプ長尺化を行う。 (要目表記載事項（主要寸法）の変更)	高压炉心スプレイ補機海水ポンプ	3. 原子炉冷却系統施設	8 原子炉補機冷却設備	3.8.2 高压炉心スプレイ補機冷却系（高压炉心スプレイ補機海水系を含む。）	(3) ポンプ			別紙 8	改造	認可申請
28	原子炉圧力容器ボトムドレンラインの流路変更を行う。 (要目表記載事項の変更)	原子炉圧力容器 ～ 原子炉圧力容器ボトムドレンライン合流部	3. 原子炉冷却系統施設	9 原子炉冷却材浄化設備	3.9.1 原子炉浄化系	(6) 主配管	無	無	別紙 9	改造	認可申請
29	系統分離の観点から配管ダクトを追設する。 (要目表記載事項の変更)	補助遮蔽（屋外配管ダクト（ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物））	6 放射線管理施設	3 生体遮蔽装置	—	—			別紙 1 0	改造	届出
30	格納容器雰囲気監視システム設置に伴い直結型から計装用へ変更する。 (要目表の変更)	100A貫通部 (X-212B)	7 原子炉格納施設	1 原子炉格納容器 (4)原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部	—	a. 配管貫通部 (b) ベローズなし貫通部 ハ. 計装用			別紙 1 1	改造	認可申請
31	格納容器フィルタベント系設置に伴いAO弁からMO弁へ変更を行う。 (要目表記載事項の変更)	MV217-4	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備 (8)原子炉格納容器調気設備	7.3.8.1 窒素ガス制御系	ニ 主要弁			別紙 1 2	改造	認可申請
32	格納容器フィルタベント系設置に伴いAO弁からMO弁へ変更を行う。 (要目表記載事項の変更)	MV217-5	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備 (8)原子炉格納容器調気設備	7.3.8.1 窒素ガス制御系	ニ 主要弁				改造	認可申請
33	格納容器フィルタベント系設置に伴いAO弁からMO弁へ変更を行う。 (要目表記載事項の変更)	MV217-18	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備 (8)原子炉格納容器調気設備	7.3.8.1 窒素ガス制御系	ニ 主要弁				改造	認可申請
34	SA系統（格納容器フィルタベント系）の接続のため管継手を追設する。 (要目表記載事項の変更)	弁MV217-23入口ライン分岐部 ～ 弁MV217-18	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備 (8)原子炉格納容器調気設備	7.3.8.1 窒素ガス制御系	ホ 主配管	無	無	別紙 1 3	改造	認可申請
35	実用炉規則変更に伴う既存設備の追加申請	A-ディーゼル燃料移送ポンプ	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	8.1.2.1 非常用ディーゼル発電設備 (4)燃料設備	イ ポンプ			別紙 1 4	改造	届出
36	実用炉規則変更に伴う既存設備の追加申請	B-ディーゼル燃料移送ポンプ	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	8.1.2.1 非常用ディーゼル発電設備 (4)燃料設備	イ ポンプ				改造	届出
37	実用炉規則変更に伴う既存設備の追加申請	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	8.1.2.1 非常用ディーゼル発電設備 (4)燃料設備	ロ 容器				改造	認可申請
38	実用炉規則変更に伴う既存設備の追加申請	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	8.1.2.1 非常用ディーゼル発電設備 (4)燃料設備	ロ 容器				改造	認可申請

工事No.	工事概要（着手制限項目）	対象設備および今回申請における施設設備区分					系統構成変更 有無 (主配管)	S A 隔離 有無 (主配管)	適合性確認条文	実用炉規則別表第一	
		設備名称	施設区分	設備区分	系統	機器区分				工事区分	手続き
39	実用炉規則変更に伴う既存設備の追加申請	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク ～ A-ディーゼル燃料移送ポンプ	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	8.1.2.1 非常用ディーゼル発電設備 (4)燃料設備	ニ 主配管	無	有	別紙14	改造	届出
40	実用炉規則変更に伴う既存設備の追加申請	A-ディーゼル燃料移送ポンプ ～ A-ディーゼル燃料デイトンク	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	8.1.2.1 非常用ディーゼル発電設備 (4)燃料設備	ニ 主配管	無	有		改造	届出
41	実用炉規則変更に伴う既存設備の追加申請	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク ～ B-ディーゼル燃料移送ポンプ	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	8.1.2.1 非常用ディーゼル発電設備 (4)燃料設備	ニ 主配管	有	有		改造	届出
42	実用炉規則変更に伴う既存設備の追加申請	B-ディーゼル燃料移送ポンプ ～ B-ディーゼル燃料デイトンク	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	8.1.2.1 非常用ディーゼル発電設備 (4)燃料設備	ニ 主配管	有	有		改造	届出
43	実用炉規則変更に伴う既存設備の追加申請	ディーゼル燃料移送ポンプ	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	8.1.2.2 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 (4)燃料設備	イ ポンプ			別紙15	改造	届出
44	実用炉規則変更に伴う既存設備の追加申請	ディーゼル燃料貯蔵タンク	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	8.1.2.2 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 (4)燃料設備	ロ 容器				改造	認可申請
45	実用炉規則変更に伴う既存設備の追加申請	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 ディーゼル燃料貯蔵タンク ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 ディーゼル燃料移送ポンプ	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	8.1.2.2 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 (4)燃料設備	ニ 主配管	無	有	別紙15	改造	届出
46	実用炉規則変更に伴う既存設備の追加申請	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 ディーゼル燃料移送ポンプ ～ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 ディーゼル燃料デイトンク	8 その他発電用原子炉の附属施設 1 非常用電源設備	2 非常用発電装置	8.1.2.2 高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電設備 (4)燃料設備	ニ 主配管	無	有		改造	届出

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	燃料プール				適合性確認に必要な主な添付書類	
		当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由		
第4条	設計基準対象施設の地盤	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-2 耐震性に関する説明書
第5条	地震による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 (当該工事に伴って制御棒の貯蔵容量を変更 するため)	VI-2 耐震性に関する説明書 VI-2-4-2-1 燃料プール (キャスク置場を含む) の耐震性についての計算書
第6条	津波による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による 損傷の防止に関する説明書
第7条	外部からの衝撃による損傷の 防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による 損傷の防止に関する説明書
第8条	立入りの防止	×	×				
第9条	発電用原子炉施設への人の不 法な侵入等の防止	○	×				
第10条	急傾斜地の崩壊の防止	×	×				
第11条	火災による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する 説明書
第12条	発電用原子炉施設内における 溢水等による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-9 発電用原子炉施設の溢水防護に関する 説明書
第13条	安全避難通路等	○	×				
第14条	安全設備	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用 される条件の下における健全性に関する説明書
第15条	設計基準対象施設の機能	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用 される条件の下における健全性に関する説明書
第16条	全交流動力電源喪失対策設備	○	×				
第17条	材料及び構造	○	○	×	×	構造及び強度を変更するものではないことか ら当該工事に伴う適合性確認は不要。	—
第18条	使用中の亀裂等による破壊の 防止	×	○	×	×	技術基準変更はなく、当該工事に伴う適合性 確認は不要。	—
第19条	流体振動等による損傷防止	×	×				
第20条	安全弁等	×	×				
第21条	耐圧試験等	×	○	×	×	技術基準変更はなく、当該工事に伴う適合性 確認は不要。	—
第22条	監視試験片	×	×				
第23条	炉心等	×	×				
第24条	熱遮蔽材	×	×				
第25条	一次冷却材	×	×				
第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設 備	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用 済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用 済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	燃料プール				適合性確認に必要な主な添付書類
		当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	○	×			
第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリ の隔離装置等	○	×			
第29条	一次冷却材処理装置	×	×			
第30条	逆止め弁	×	×			
第31条	蒸気タービン	○	×			
第32条	非常用炉心冷却設備	×	×			
第33条	循環設備等	○	×			
第34条	計測装置	○	×			
第35条	安全保護装置	○	×			
第36条	反応度制御系統及び原子炉停 止系統	×	×			
第37条	制御材駆動装置	×	×			
第38条	原子炉制御室等	○	×			
第39条	廃棄物処理設備等	×	×			
第40条	廃棄物貯蔵設備等	×	×			
第41条	放射性物質による汚染の防止	×	×			
第42条	生体遮蔽等	×	×			
第43条	換気設備	×	×			
第44条	原子炉格納施設	○	×			
第45条	保安電源設備	○	×			
第46条	緊急時対策所	○	×			
第47条	警報装置等	○	×			
第48条	準用	○	×			

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○:有 ×:無)	制御棒貯蔵ハンガ				適合性確認に必要な主な添付書類	
		当該設備に 要求される条文 (○:該当 ×:非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○:該当 ×:非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○:該当 ×:非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由		
第4条	設計基準対象施設の地盤	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-2 耐震性に関する説明書
第5条	地震による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 (当該工事に伴って容量を変更するため)	VI-2 耐震性に関する説明書 VI-2-11-2-7-5 制御棒貯蔵ハンガの耐震性について の計算書
第6条	津波による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による 損傷の防止に関する説明書
第7条	外部からの衝撃による損傷の 防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による 損傷の防止に関する説明書
第8条	立入りの防止	×	×				
第9条	発電用原子炉施設への人の不 法な侵入等の防止	○	×				
第10条	急傾斜地の崩壊の防止	×	×				
第11条	火災による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する 説明書
第12条	発電用原子炉施設内における 溢水等による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-9 発電用原子炉施設の溢水防護に関する 説明書
第13条	安全避難通路等	○	×				
第14条	安全設備	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用 される条件の下における健全性に関する説明書
第15条	設計基準対象施設の機能	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用 される条件の下における健全性に関する説明書
第16条	全交流動力電源喪失対策設備	○	×				
第17条	材料及び構造	○	×				
第18条	使用中の亀裂等による破壊の 防止	×	×				
第19条	流体振動等による損傷防止	×	×				
第20条	安全弁等	×	×				
第21条	耐圧試験等	×	×				
第22条	監視試験片	×	×				
第23条	炉心等	×	×				
第24条	熱遮蔽材	×	×				
第25条	一次冷却材	×	×				
第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設 備	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用 済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用 済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書
第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	○	×				

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	制御棒貯蔵ハンガ				適合性確認に必要な主な添付書類
		当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリ の隔離装置等	○	×			
第29条	一次冷却材処理装置	×	×			
第30条	逆止め弁	×	×			
第31条	蒸気タービン	○	×			
第32条	非常用炉心冷却設備	×	×			
第33条	循環設備等	○	×			
第34条	計測装置	○	×			
第35条	安全保護装置	○	×			
第36条	反応度制御系統及び原子炉停 止系統	×	×			
第37条	制御材駆動装置	×	×			
第38条	原子炉制御室等	○	×			
第39条	廃棄物処理設備等	×	×			
第40条	廃棄物貯蔵設備等	×	×			
第41条	放射性物質による汚染の防止	×	×			
第42条	生体遮蔽等	×	×			
第43条	換気設備	×	×			
第44条	原子炉格納施設	○	×			
第45条	保安電源設備	○	×			
第46条	緊急時対策所	○	×			
第47条	警報装置等	○	×			
第48条	準用	○	×			

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	主蒸気系_主配管				適合性確認に必要な主な添付書類	
		当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由		
第4条	設計基準対象施設の地盤	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-2 耐震性に関する説明書
第5条	地震による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 (当該工事に伴って配管モデルを変更するため)	VI-2 耐震性に関する説明書 VI-2-5-3-1-2 管の耐震性についての計算書 (主蒸気系)
第6条	津波による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
第7条	外部からの衝撃による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
第8条	立入りの防止	×	×				
第9条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	○	×				
第10条	急傾斜地の崩壊の防止	×	×				
第11条	火災による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
第12条	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-9 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書
第13条	安全避難通路等	○	×				
第14条	安全設備	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
第15条	設計基準対象施設の機能	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
第16条	全交流動力電源喪失対策設備	○	×				
第17条	材料及び構造	○	○	○	×	当該設備はクラス3管に該当し、当該工事に伴って伸縮継手の取替を行うことから、当該工事に伴う個別の適合性確認を実施し、第17条への適合性に影響を与えないことを確認している。	VI-3-3-3-2-1-2-1 管の基本板厚計算書 (主蒸気系) VI-3-3-3-2-1-2-2 管の応力計算書 (主蒸気系)
第18条	使用中の亀裂等による破壊の防止	×	○	×	×	技術基準の変更がなく、設備使用中における技術基準のため今回の工事において適合性確認不要。	-
第19条	流体振動等による損傷防止	×	×				
第20条	安全弁等	×	×				
第21条	耐圧試験等	×	○	×	×	技術基準の変更がなく、設備使用中における技術基準のため今回の工事において適合性確認不要。	-
第22条	監視試験片	×	×				
第23条	炉心等	×	×				
第24条	熱遮蔽材	×	×				

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	主蒸気系_主配管			当該工事における 適合性確認要否の理由	適合性確認に必要な主な添付書類	
		当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)			
第25条	一次冷却材	×	×				
第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	○	×				
第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	○	×				
第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	○	×				
第29条	一次冷却材処理装置	×	×				
第30条	逆止め弁	×	×				
第31条	蒸気タービン	○	×				
第32条	非常用炉心冷却設備	×	×				
第33条	循環設備等	○*	○	○	×	当該設備は第33条において施設することが要求されている循環設備に該当することから、当該工事に伴う適合性確認を実施している。当該工事において伸縮継手の取替を行うが、SA配管とは弁により隔離されており、系統構成を変更するものではないことから循環設備の機能に影響を与えるものではないことを確認している。 *：当該技術基準の変更は、原子炉隔離時冷却系に対する要求事項であり、主蒸気系に対する要求事項に変更はない。	VI-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 VI-1-1-5-3 主蒸気系 主配管 主配管の配置を明示した図面 系統図
第34条	計測装置	○	×				
第35条	安全保護装置	○	×				
第36条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×				
第37条	制御材駆動装置	×	×				
第38条	原子炉制御室等	○	×				
第39条	廃棄物処理設備等	×	×				
第40条	廃棄物貯蔵設備等	×	×				
第41条	放射性物質による汚染の防止	×	×				
第42条	生体遮蔽等	×	×				
第43条	換気設備	×	×				
第44条	原子炉格納施設	○	×				
第45条	保安電源設備	○	×				
第46条	緊急時対策所	○	×				
第47条	警報装置等	○	×				
第48条	準用	○	×				

技術基準条文		技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	残留熱除去系_主配管				適合性確認に必要な主な添付書類
			当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第4条	設計基準対象施設の地盤	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-2 耐震性に関する説明書
第5条	地震による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 (当該工事に伴って配管モデルを変更するため)	VI-2 耐震性に関する説明書 VI-2-5-4-1-4 管の耐震性についての計算書(残留熱除去系)
第6条	津波による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
第7条	外部からの衝撃による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
第8条	立入りの防止	×	×				
第9条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	○	×				
第10条	急傾斜地の崩壊の防止	×	×				
第11条	火災による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
第12条	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-9 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書
第13条	安全避難通路等	○	×				
第14条	安全設備	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
第15条	設計基準対象施設の機能	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
第16条	全交流動力電源喪失対策設備	○	×				
第17条	材料及び構造	○	○	○	×	当該設備はクラス2管に該当し、当該工事に伴って直管部をティー継手等に改造することから、当該工事に伴う個別の適合性確認を実施し、第17条への適合性に影響を与えないことを確認している。	VI-3-3-3-1-8-1 管の基本板厚計算書(残留熱除去系) VI-3-3-3-1-8-2 管の応力計算書(残留熱除去系)
第18条	使用中の亀裂等による破壊の防止	×	○	×	×	技術基準の変更がなく、設備使用中における技術基準のため今回の工事において適合性確認不要。	-
第19条	流体振動等による損傷防止	×	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書
第20条	安全弁等	×	×				
第21条	耐圧試験等	×	○	×	×	技術基準の変更がなく、設備使用中における技術基準のため今回の工事において適合性確認不要。	-
第22条	監視試験片	×	×				
第23条	炉心等	×	×				

技術基準条文		技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	残留熱除去系_主配管				適合性確認に必要な主な添付書類
			当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第24条	熱遮蔽材	×	×				
第25条	一次冷却材	×	×				
第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	○	×				
第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	○	×				
第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	○	×				
第29条	一次冷却材処理装置	×	×				
第30条	逆止め弁	×	×				
第31条	蒸気タービン	○	×				
第32条	非常用炉心冷却設備	×	×				
第33条	循環設備等	○*	○	○	×	当該設備は第33条において施設することが要求されている循環設備に該当することから、当該工事に伴う適合性確認を実施している。当該工事において直管部をティー継手等に改造するが、SA配管とは弁により隔離されており、系統構成を変更するものではないことから循環設備の機能に影響を与えるものではないことを確認している。 *：当該技術基準の変更は、原子炉隔離時冷却系に対する要求事項であり、残留熱除去系に対する要求事項に変更はない。	VI-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 VI-1-1-5-3 残留熱除去系 主配管(常設)
第34条	計測装置	○	×				
第35条	安全保護装置	○	×				
第36条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×				
第37条	制御材駆動装置	×	×				
第38条	原子炉制御室等	○	×				
第39条	廃棄物処理設備等	×	×				
第40条	廃棄物貯蔵設備等	×	×				
第41条	放射性物質による汚染の防止	×	×				
第42条	生体遮蔽等	×	×				
第43条	換気設備	×	×				
第44条	原子炉格納施設	○	×				
第45条	保安電源設備	○	×				
第46条	緊急時対策所	○	×				
第47条	警報装置等	○	×				
第48条	準用	○	×				

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	原子炉隔離時冷却系_主配管				適合性確認に必要な主な添付書類	
		当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由		
第4条	設計基準対象施設の地盤	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-2 耐震性に関する説明書
第5条	地震による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 (当該工事に伴って配管モデルを変更するため)	VI-2 耐震性に関する説明書 VI-2-5-6-1-3 管の耐震性についての計算書(原子炉隔離時冷却系)
第6条	津波による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
第7条	外部からの衝撃による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
第8条	立入りの防止	×	×				
第9条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	○	×				
第10条	急傾斜地の崩壊の防止	×	×				
第11条	火災による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
第12条	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-9 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書
第13条	安全避難通路等	○	×				
第14条	安全設備	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
第15条	設計基準対象施設の機能	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
第16条	全交流動力電源喪失対策設備	○	×				
第17条	材料及び構造	○	○	○	×	当該設備はクラス2管に該当し、当該工事に伴って直管部をティー継手に改造することから、当該工事に伴う個別の適合性確認を実施し、第17条への適合性に影響を与えないことを確認している。	VI-3-3-3-5-1-3-1 管の基本板厚計算書(原子炉隔離時冷却系) VI-3-3-3-5-1-3-2 管の応力計算書(原子炉隔離時冷却系)
第18条	使用中の亀裂等による破壊の防止	×	○	×	×	技術基準の変更がなく、設備使用中における技術基準のため今回の工事において適合性確認不要。	-
第19条	流体振動等による損傷防止	×	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書
第20条	安全弁等	×	×				
第21条	耐圧試験等	×	○	×	×	技術基準の変更がなく、設備使用中における技術基準のため今回の工事において適合性確認不要。	-
第22条	監視試験片	×	×				
第23条	炉心等	×	×				

技術基準条文		技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	原子炉隔離時冷却系_主配管				適合性確認に必要な主な添付書類
			当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第24条	熱遮蔽材	×	×				
第25条	一次冷却材	×	×				
第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	○	×				
第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	○	×				
第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	○	×				
第29条	一次冷却材処理装置	×	×				
第30条	逆止め弁	×	×				
第31条	蒸気タービン	○	×				
第32条	非常用炉心冷却設備	×	×				
第33条	循環設備等	○*	○	○	×	当該設備は第33条において施設することが要求されている循環設備に該当することから、当該工事に伴う適合性確認を実施している。当該工事において直管部をティー継手に改造するが、SA配管とは弁により隔離されており、系統構成を変更するものではないことから循環設備の機能に影響を与えるものではないことを確認している。 *：当該技術基準の変更は、原子炉隔離時冷却系の電源に対する要求事項であり、原子炉隔離時冷却系の主配管に対する要求事項に変更はない。	VI-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 VI-1-1-5-3 原子炉隔離時冷却系 主配管
第34条	計測装置	○	×				
第35条	安全保護装置	○	×				
第36条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×				
第37条	制御材駆動装置	×	×				
第38条	原子炉制御室等	○	×				
第39条	廃棄物処理設備等	×	×				
第40条	廃棄物貯蔵設備等	×	×				
第41条	放射性物質による汚染の防止	×	×				
第42条	生体遮蔽等	×	×				
第43条	換気設備	×	×				
第44条	原子炉格納施設	○	×				
第45条	保安電源設備	○	×				
第46条	緊急時対策所	○	×				
第47条	警報装置等	○	×				
第48条	準用	○	×				

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）_主配管				適合性確認に必要な主な添付書類	
		当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由		
第4条	設計基準対象施設の地盤	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-2 耐震性に関する説明書
第5条	地震による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 (当該工事に伴って配管モデルを変更するため)	VI-2 耐震性に関する説明書 VI-2-5-7-1-6 管の耐震性についての計算書（原子炉補機冷却系及び原子炉補機海水系）
第6条	津波による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
第7条	外部からの衝撃による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
第8条	立入りの防止	×	×				
第9条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	○	×				
第10条	急傾斜地の崩壊の防止	×	×				
第11条	火災による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
第12条	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-9 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書
第13条	安全避難通路等	○	×				
第14条	安全設備	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
第15条	設計基準対象施設の機能	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
第16条	全交流動力電源喪失対策設備	○	×				
第17条	材料及び構造	○	○	○	×	当該設備はクラス3管に該当し、当該工事に伴って直管部をティー継手に改造することから、当該工事に伴う個別の適合性確認を実施し、第17条への適合性に影響を与えないことを確認している。	VI-3-3-3-6-1-6-1 管の基本板厚計算書（原子炉補機冷却系及び原子炉補機海水系） VI-3-3-3-6-1-6-2 管の応力計算書（原子炉補機冷却系及び原子炉補機海水系）
第18条	使用中の亀裂等による破壊の防止	×	○	×	×	技術基準の変更がなく、設備使用中における技術基準のため今回の工事において適合性確認不要。	-
第19条	流体振動等による損傷防止	×	×				
第20条	安全弁等	×	×				
第21条	耐圧試験等	×	○	×	×	技術基準の変更がなく、設備使用中における技術基準のため今回の工事において適合性確認不要。	-
第22条	監視試験片	×	×				
第23条	炉心等	×	×				
第24条	熱遮蔽材	×	×				

技術基準条文		技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）_主配管				適合性確認に必要な主な添付書類
			当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第25条	一次冷却材	×	×				
第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	○	×				
第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	○	×				
第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	○	×				
第29条	一次冷却材処理装置	×	×				
第30条	逆止め弁	×	×				
第31条	蒸気タービン	○	×				
第32条	非常用炉心冷却設備	×	×				
第33条	循環設備等	○*	○	○	×	当該設備は第33条において施設することが要求されている循環設備に該当することから、当該工事に伴う適合性確認を実施している。当該工事において、直管部をティー継手に改造を実施するが、SA配管とは弁により隔離されており、系統構成を変更するものではないことから循環設備の機能に影響を与えるものではないことを確認している。 *：当該技術基準の変更は、原子炉隔離時冷却系に対する要求事項であり、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対する要求事項に変更はない。	VI-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 VI-1-1-5-3 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）主配管（常設）
第34条	計測装置	○	×				
第35条	安全保護装置	○	×				
第36条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×				
第37条	制御材駆動装置	×	×				
第38条	原子炉制御室等	○	×				
第39条	廃棄物処理設備等	×	×				
第40条	廃棄物貯蔵設備等	×	×				
第41条	放射性物質による汚染の防止	×	×				
第42条	生体遮蔽等	×	×				
第43条	換気設備	×	×				
第44条	原子炉格納施設	○	×				
第45条	保安電源設備	○	×				
第46条	緊急時対策所	○	×				
第47条	警報装置等	○	×				
第48条	準用	○	×				

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）_主配管				適合性確認に必要な主な添付書類	
		当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由		
第4条	設計基準対象施設の地盤	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-2 耐震性に関する説明書
第5条	地震による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 (当該工事に伴って配管モデルを変更するた め)	VI-2 耐震性に関する説明書 VI-2-10-2-11 隔離弁、機器・配管の耐震性につ いての計算書
第6条	津波による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による損 傷の防止に関する説明書 VI-1-1-3-2 津波への配慮に関する説明書 VI-3-別添3-2-8 隔離弁、機器・配管の強度計算書
第7条	外部からの衝撃による損傷の 防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による損 傷の防止に関する説明書
第8条	立入りの防止	×	×				
第9条	発電用原子炉施設への人の不 法な侵入等の防止	○	×				
第10条	急傾斜地の崩壊の防止	×	×				
第11条	火災による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説 明書
第12条	発電用原子炉施設内における 溢水等による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-9 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説 明書
第13条	安全避難通路等	○	×				
第14条	安全設備	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用 される条件の下における健全性に関する説明書
第15条	設計基準対象施設の機能	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用 される条件の下における健全性に関する説明書
第16条	全交流動力電源喪失対策設備	○	×				
第17条	材料及び構造	○	○	○	×	当該設備はクラス3管に該当し、当該工事に 伴って放水槽に干渉しないよう配管ルートを 改造することから、当該工事に伴う個別の適 合性確認を実施し、第17条への適合性に影響 を与えないことを確認している。	VI-3-3-3-6-1-6-1 管の基本板厚計算書（原子炉補 機冷却系及び原子炉補機海水系） VI-3-3-3-6-1-6-2 管の応力計算書（原子炉補機冷 却系及び原子炉補機海水系）
第18条	使用中の亀裂等による破壊の 防止	×	○	×	×	技術基準の変更がなく、設備使用中における 技術基準のため今回の工事において適合性確 認不要。	-
第19条	流体振動等による損傷防止	×	×				
第20条	安全弁等	×	×				
第21条	耐圧試験等	×	○	×	×	技術基準の変更がなく、設備使用中における 技術基準のため今回の工事において適合性確 認不要。	-
第22条	監視試験片	×	×				
第23条	炉心等	×	×				

技術基準条文		技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）_主配管				適合性確認に必要な主な添付書類
			当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第24条	熱遮蔽材	×	×				
第25条	一次冷却材	×	×				
第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	○	×				
第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	○	×				
第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	○	×				
第29条	一次冷却材処理装置	×	×				
第30条	逆止め弁	×	×				
第31条	蒸気タービン	○	×				
第32条	非常用炉心冷却設備	×	×				
第33条	循環設備等	○*	○	○	×	当該設備は第33条において施設することが要求されている循環設備に該当することから、当該工事に伴う適合性確認を実施している。当該工事において、当該工事に伴って放水槽に干渉しないよう配管ルートを改造するが、主配管の系統構成を変更するものではないことから循環設備の機能に影響を与えるものではないことを確認している。 *：当該技術基準の変更は、原子炉隔離時冷却系に対する要求事項であり、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対する要求事項に変更はない。	VI-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 VI-1-1-5-3 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）主配管（常設）
第34条	計測装置	○	×				
第35条	安全保護装置	○	×				
第36条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×				
第37条	制御材駆動装置	×	×				
第38条	原子炉制御室等	○	×				
第39条	廃棄物処理設備等	×	×				
第40条	廃棄物貯蔵設備等	×	×				
第41条	放射性物質による汚染の防止	×	×				
第42条	生体遮蔽等	×	×				
第43条	換気設備	×	×				
第44条	原子炉格納施設	○	×				
第45条	保安電源設備	○	×				
第46条	緊急時対策所	○	×				
第47条	警報装置等	○	×				
第48条	準用	○	×				

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	高圧炉心スプレィ補機海水ポンプ				適合性確認に必要な主な添付書類	
		当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由		
第4条	設計基準対象施設の地盤	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-2 耐震性に関する説明書
第5条	地震による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目	VI-2 耐震性に関する説明書 VI-2-5-7-2-3 高圧炉心スプレィ補機海水ポンプの耐震性についての計算書
第6条	津波による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
第7条	外部からの衝撃による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書 VI-3-別添1 竜巻への配慮が必要な施設の強度計算書
第8条	立入りの防止	×	×				
第9条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	○	×				
第10条	急傾斜地の崩壊の防止	×	×				
第11条	火災による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
第12条	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-9 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書
第13条	安全避難通路等	○	×				
第14条	安全設備	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
第15条	設計基準対象施設の機能	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
第16条	全交流動力電源喪失対策設備	○	×				
第17条	材料及び構造	○	×				
第18条	使用中の亀裂等による破壊の防止	×	×				
第19条	流体振動等による損傷防止	×	×				
第20条	安全弁等	×	×				
第21条	耐圧試験等	×	×				
第22条	監視試験片	×	×				
第23条	炉心等	×	×				
第24条	熱遮蔽材	×	×				
第25条	一次冷却材	×	×				
第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	○	×				
第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	○	×				

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○:有 ×:無)	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ				適合性確認に必要な主な添付書類	
		当該設備に 要求される条文 (○:該当 ×:非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○:該当 ×:非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○:該当 ×:非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由		
第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	○	×				
第29条	一次冷却材処理装置	×	×				
第30条	逆止め弁	×	×				
第31条	蒸気タービン	○	×				
第32条	非常用炉心冷却設備	×	×				
第33条	循環設備等	○*	○	○	×	当該設備は第33条において施設することが要求されている循環設備に該当することから、当該工事に伴う適合性確認を実施している。当該工事において、当該工事に伴ってポンプを長尺化するが、ポンプの機能に変更はなく循環設備の機能に影響を与えるものではないことを確認している。 *：当該技術基準の変更は、原子炉隔離時冷却系に対する要求事項であり、高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）に対する要求事項に変更はない。	VI-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 VI-1-1-5-3 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）ポンプ（常設） 第4-6-2-4-1図 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ構造図
第34条	計測装置	○	×				
第35条	安全保護装置	○	×				
第36条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×				
第37条	制御材駆動装置	×	×				
第38条	原子炉制御室等	○	×				
第39条	廃棄物処理設備等	×	×				
第40条	廃棄物貯蔵設備等	×	×				
第41条	放射性物質による汚染の防止	×	×				
第42条	生体遮蔽等	×	×				
第43条	換気設備	×	×				
第44条	原子炉格納施設	○	×				
第45条	保安電源設備	○	×				
第46条	緊急時対策所	○	×				
第47条	警報装置等	○	×				
第48条	準用	○	×				

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○:有 ×:無)	原子炉浄化系_主配管				適合性確認に必要な主な添付書類	
		当該設備に 要求される条文 (○:該当 ×:非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○:該当 ×:非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○:該当 ×:非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由		
第4条	設計基準対象施設の地盤	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-2 耐震性に関する説明書
第5条	地震による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 (当該工事に伴って配管モデルを変更するため)	VI-2 耐震性に関する説明書 VI-2-5-8-1-1 管の耐震性についての計算書(原子炉浄化系)
第6条	津波による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
第7条	外部からの衝撃による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
第8条	立入りの防止	×	×				
第9条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	○	×				
第10条	急傾斜地の崩壊の防止	×	×				
第11条	火災による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
第12条	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-9 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書
第13条	安全避難通路等	○	×				
第14条	安全設備	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
第15条	設計基準対象施設の機能	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
第16条	全交流動力電源喪失対策設備	○	×				
第17条	材料及び構造	○	○	○	×	当該設備はクラス1管に該当し、当該工事に伴って流路変更を行うことから、当該工事に伴う個別の適合性確認を実施し、第17条への適合性に影響を与えないことを確認している。	VI-1-1-6 クラス1 機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書 VI-3-3-3-7-1-1-1 管の基本板厚計算書(原子炉浄化系) VI-3-3-3-7-1-1-2 管の応力計算書(原子炉浄化系)
第18条	使用中の亀裂等による破壊の防止	×	○	○	×	当該設備はクラス1管に該当し、第18条において使用中の破壊を防止することが要求されていることから、当該工事に伴う個別の適合性確認を実施し、当該設備が応力腐食割れの抑制を考慮した設計となっており、第18条への適合性に影響を与えないことを確認している。	VI-1-1-6 クラス1 機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書
第19条	流体振動等による損傷防止	×	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書
第20条	安全弁等	×	×				

技術基準条文		技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	原子炉浄化系_主配管				適合性確認に必要な主な添付書類
			当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第21条	耐圧試験等	×	○	×	×	技術基準の変更がなく、設備使用中における技術基準のため今回の工事において適合性確認不要。	-
第22条	監視試験片	×	×				
第23条	炉心等	×	×				
第24条	熱遮蔽材	×	×				
第25条	一次冷却材	×	×				
第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	○	×				
第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	○*	○	○	×	当該設備は第27条において施設することが要求されている原子炉冷却材圧力バウンダリに該当することから、当該工事に伴う適合性確認を実施している。 当該工事において流路変更を行うが、既存の原子炉冷却材圧力バウンダリを変更するものではないことを確認している。 *：当該技術基準の変更は、原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大に対する要求事項であり、当該ラインに対する要求事項に変更はない。	主配管の配置を明示した図面 系統図
第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	○	×				
第29条	一次冷却材処理装置	×	×				
第30条	逆止め弁	×	×				
第31条	蒸気タービン	○	×				
第32条	非常用炉心冷却設備	×	×				
第33条	循環設備等	○*	○	○	×	当該設備は第33条において施設することが要求されている循環設備に該当することから、当該工事に伴う適合性確認を実施している。 当該工事において流路変更を行うが、既存の仕様から変更はなく循環設備の機能に影響を与えるものではないことを確認している。 *：当該技術基準の変更は、原子炉隔離時冷却系に対する要求事項であり、原子炉浄化系に対する要求事項に変更はない。	主配管の配置を明示した図面 系統図
第34条	計測装置	○	×				
第35条	安全保護装置	○	×				
第36条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×				

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○:有 ×:無)	原子炉浄化系_主配管				適合性確認に必要な主な添付書類
		当該設備に 要求される条文 (○:該当 ×:非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○:該当 ×:非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○:該当 ×:非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第37条	制御材駆動装置	×	×			
第38条	原子炉制御室等	○	×			
第39条	廃棄物処理設備等	×	×			
第40条	廃棄物貯蔵設備等	×	×			
第41条	放射性物質による汚染の防止	×	×			
第42条	生体遮蔽等	×	×			
第43条	換気設備	×	×			
第44条	原子炉格納施設	○	×			
第45条	保安電源設備	○	×			
第46条	緊急時対策所	○	×			
第47条	警報装置等	○	×			
第48条	準用	○	×			

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	生体遮蔽装置				適合性確認に必要な主な添付書類	
		当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由		
第4条	設計基準対象施設の地盤	○	○	×	○	新規制基準適合申請項目	VI-2 耐震性に関する説明書
第5条	地震による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合申請項目 (当該工事に伴って補助遮蔽を一部変更するため)	VI-2 耐震性に関する説明書 VI-2-2-25 屋外配管ダクト(B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物)の耐震性についての計算書
第6条	津波による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
第7条	外部からの衝撃による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
第8条	立入りの防止	×	×				
第9条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	○	×				
第10条	急傾斜地の崩壊の防止	×	×				
第11条	火災による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合申請項目	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
第12条	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合申請項目	VI-1-1-9 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書
第13条	安全避難通路等	○	×				
第14条	安全設備	○	×				
第15条	設計基準対象施設の機能	○	○	×	○	新規制基準適合申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
第16条	全交流動力電源喪失対策設備	○	×				
第17条	材料及び構造	○	×				
第18条	使用中の亀裂等による破壊の防止	×	×				
第19条	流体振動等による損傷防止	×	×				
第20条	安全弁等	×	×				
第21条	耐圧試験等	×	×				
第22条	監視試験片	×	×				
第23条	炉心等	×	×				
第24条	熱遮蔽材	×	×				
第25条	一次冷却材	×	×				
第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	○	×				
第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	○	×				

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○:有 ×:無)	生体遮蔽装置				適合性確認に必要な主な添付書類
		当該設備に 要求される条文 (○:該当 ×:非該当) (×の場合右列はグレイアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○:該当 ×:非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○:該当 ×:非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	○	×			
第29条	一次冷却材処理装置	×	×			
第30条	逆止め弁	×	×			
第31条	蒸気タービン	○	×			
第32条	非常用炉心冷却設備	×	×			
第33条	循環設備等	○	×			
第34条	計測装置	○	×			
第35条	安全保護装置	○	×			
第36条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×			
第37条	制御材駆動装置	×	×			
第38条	原子炉制御室等	○	×			
第39条	廃棄物処理設備等	×	×			
第40条	廃棄物貯蔵設備等	×	×			
第41条	放射性物質による汚染の防止	×	×			
第42条	生体遮蔽等	×	○	○	×	<p>既設の管理区域のダクトへ新たに非管理区域のダクトを接続することに伴い、管理区域境界に補助遮蔽を設置することから、当該工事において適合性確認を実施する。</p> <p>VI-4-2 生体遮蔽装置の遮蔽及び熱除去についての計算書 VI-4-2-3 屋外配管ダクト（ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書 VI-6図面 第7-3-1-1図 生体遮蔽装置に係る機器の配置を明示した図面 第7-3-2-29図 屋外配管ダクト（ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物） 生体遮蔽装置構造図 補助遮蔽</p>
第43条	換気設備	×	×			
第44条	原子炉格納施設	○	×			
第45条	保安電源設備	○	×			
第46条	緊急時対策所	○	×			
第47条	警報装置等	○	×			
第48条	準用	○	×			

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部				適合性確認に必要な主な添付書類	
		当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由		
第4条	設計基準対象施設の地盤	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-2 耐震性に関する説明書
第5条	地震による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 (取り合い配管の改造に伴い貫通部の仕様を 変更するため)	VI-2 耐震性に関する説明書 VI-2-9-2-11 配管貫通部の耐震性についての計算 書
第6条	津波による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による 損傷の防止に関する説明書
第7条	外部からの衝撃による損傷の 防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による 損傷の防止に関する説明書
第8条	立入りの防止	×	×				
第9条	発電用原子炉施設への人の不 法な侵入等の防止	○	×				
第10条	急傾斜地の崩壊の防止	×	×				
第11条	火災による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する 説明書
第12条	発電用原子炉施設内における 溢水等による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-9 発電用原子炉施設の溢水防護に関する 説明書
第13条	安全避難通路等	○	×				
第14条	安全設備	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用 される条件の下における健全性に関する説明書
第15条	設計基準対象施設の機能	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用 される条件の下における健全性に関する説明書
第16条	全交流動力電源喪失対策設備	○	×				
第17条	材料及び構造	○	○	○	×	当該設備は原子炉格納容器に該当することから、 第17条に規定する構造強度を満足する必要がある。 当該工事に伴って貫通部の仕様を変更することから、 原子炉格納容器としての構造強度評価を実施し、第17条への 適合性に影響を与えないことを確認している。	VI-3-3-7-1-17 配管貫通部の強度計算書 VI-3-3-7-1-18 配管貫通部の基本板厚計算書
第18条	使用中の亀裂等による破壊の 防止	×	○	×	×	技術基準の変更がなく、設備使用中における 技術基準のため今回の工事において適合性確認 不要。	-
第19条	流体振動等による損傷防止	×	×				
第20条	安全弁等	×	×				
第21条	耐圧試験等	×	○	×	×	技術基準の変更がなく、今回の工事計画にお いて適合性確認不要。	-
第22条	監視試験片	×	×				
第23条	炉心等	×	×				

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部				適合性確認に必要な主な添付書類	
		当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由		
第24条	熱遮蔽材	×	×				
第25条	一次冷却材	×	×				
第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	○	×				
第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	○	×				
第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	○	×				
第29条	一次冷却材処理装置	×	×				
第30条	逆止め弁	×	×				
第31条	蒸気タービン	○	×				
第32条	非常用炉心冷却設備	×	×				
第33条	循環設備等	○	×				
第34条	計測装置	○	×				
第35条	安全保護装置	○	×				
第36条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×				
第37条	制御材駆動装置	×	×				
第38条	原子炉制御室等	○	×				
第39条	廃棄物処理設備等	×	×				
第40条	廃棄物貯蔵設備等	×	×				
第41条	放射性物質による汚染の防止	×	×				
第42条	生体遮蔽等	×	×				
第43条	換気設備	×	×				
第44条	原子炉格納施設	○	○	○	×	当該設備は第44条において施設することが要求されている原子炉格納施設のうち原子炉格納容器に該当することから、当該工事に伴う適合性確認を実施している。 取り合い配管の改造工事に伴い貫通部の仕様を変更するが、貫通部の機能及び系統構成を変更するものではないことから原子炉格納施設の機能に影響を与えるものではないことを確認している。	VI-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書
第45条	保安電源設備	○	×				
第46条	緊急時対策所	○	×				
第47条	警報装置等	○	×				
第48条	準用	○	×				

技術基準条文		技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	窒素ガス制御系_主要弁 (MV217-4, MV217-5, MV217-18)				適合性確認に必要な主な添付書類
			当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第4条	設計基準対象施設の地盤	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-2 耐震性に関する説明書
第5条	地震による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 (当該工事に伴って駆動方式、主要寸法および材料を変更するため)	VI-2 耐震性に関する説明書 VI-2-9-4-6-1-1 管の耐震性についての計算書 (窒素ガス制御系)
第6条	津波による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による 損傷の防止に関する説明書
第7条	外部からの衝撃による損傷の 防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による 損傷の防止に関する説明書
第8条	立入りの防止	×	×				
第9条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	○	×				
第10条	急傾斜地の崩壊の防止	×	×				
第11条	火災による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
第12条	発電用原子炉施設内における 溢水等による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-9 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書
第13条	安全避難通路等	○	×				
第14条	安全設備	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
第15条	設計基準対象施設の機能	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
第16条	全交流動力電源喪失対策設備	○	×				
第17条	材料及び構造	○	○	○	×	当該設備はクラス2弁に該当することから、第17条に規定する構造強度を満足する必要がある。 当該工事に伴って弁の主要寸法・材料を変更することから、クラス2弁としての構造強度評価を実施し、第17条への適合性に影響を与えないことを確認している。	VI-3-3-7-4-1-1 弁の強度計算書 (窒素ガス制御系)
第18条	使用中の亀裂等による破壊の防止	×	○	×	×	技術基準の変更がなく、設備使用中における技術基準のため今回の工事において適合性確認不要。	-
第19条	流体振動等による損傷防止	×	×				
第20条	安全弁等	×	×				
第21条	耐圧試験等	×	○	×	×	技術基準の変更がなく、今回の工事計画において適合性確認不要。	-
第22条	監視試験片	×	×				
第23条	炉心等	×	×				

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	窒素ガス制御系_主要弁 (MV217-4, MV217-5, MV217-18)				適合性確認に必要な主な添付書類	
		当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由		
第24条	熱遮蔽材	×	×				
第25条	一次冷却材	×	×				
第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	○	×				
第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	○	×				
第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	○	×				
第29条	一次冷却材処理装置	×	×				
第30条	逆止め弁	×	×				
第31条	蒸気タービン	○	×				
第32条	非常用炉心冷却設備	×	×				
第33条	循環設備等	○	×				
第34条	計測装置	○	×				
第35条	安全保護装置	○	×				
第36条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×				
第37条	制御材駆動装置	×	×				
第38条	原子炉制御室等	○	×				
第39条	廃棄物処理設備等	×	×				
第40条	廃棄物貯蔵設備等	×	×				
第41条	放射性物質による汚染の防止	×	×				
第42条	生体遮蔽等	×	×				
第43条	換気設備	×	×				
第44条	原子炉格納施設	○	○	○	×	当該設備は第44条において施設することが要求されている原子炉格納施設のうち原子炉格納容器隔離弁に該当することから、当該工事に伴う適合性確認を実施している。 当該工事において当該設備の駆動方式、主要寸法および材料を変更するが、隔離機能を有するとともに系統構成を変更するものではないことから原子炉格納施設の機能に影響を与えるものではないことを確認している。	VI-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設) VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書
第45条	保安電源設備	○	×				
第46条	緊急時対策所	○	×				
第47条	警報装置等	○	×				
第48条	準用	○	×				

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	窒素ガス制御系_主配管				適合性確認に必要な主な添付書類	
		当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由		
第4条	設計基準対象施設の地盤	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-2 耐震性に関する説明書
第5条	地震による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 (当該工事に伴って配管モデルを変更するため)	VI-2 耐震性に関する説明書 VI-2-9-4-5-1-1 管の耐震性についての計算書 (非常用ガス処理系)
第6条	津波による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による 損傷の防止に関する説明書
第7条	外部からの衝撃による損傷の 防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による 損傷の防止に関する説明書
第8条	立入りの防止	×	×				
第9条	発電用原子炉施設への人の不 法な侵入等の防止	○	×				
第10条	急傾斜地の崩壊の防止	×	×				
第11条	火災による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説 明書
第12条	発電用原子炉施設内における 溢水等による損傷の防止	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-9 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説 明書
第13条	安全避難通路等	○	×				
第14条	安全設備	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用 される条件の下における健全性に関する説明書
第15条	設計基準対象施設の機能	○	○	×	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用 される条件の下における健全性に関する説明書
第16条	全交流動力電源喪失対策設備	○	×				
第17条	材料及び構造	○	○	○	×	当該設備はクラス2管に該当し、当該工事に 伴って直管部のティー継手への改造が生じる ことから、当該工事に伴う個別の適合性確認 を実施し、第17条への適合性に影響を与えな いことを確認している。	VI-3-3-7-3-1-1-1 管の基本板厚計算書（非常用 ガス処理系） VI-3-3-7-3-1-1-2 管の応力計算書（非常用ガス 処理系）
第18条	使用中の亀裂等による破壊の 防止	×	○	×	×	技術基準の変更がなく、設備使用中における 技術基準のため今回の工事において適合性確 認不要。	-
第19条	流体振動等による損傷防止	×	×				
第20条	安全弁等	×	×				
第21条	耐圧試験等	×	○	×	×	技術基準の変更がなく、今回の工事において 適合性確認不要。	-
第22条	監視試験片	×	×				
第23条	炉心等	×	×				
第24条	熱遮蔽材	×	×				

技術基準条文		技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	窒素ガス制御系_主配管				適合性確認に必要な主な添付書類
			当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第25条	一次冷却材	×	×				
第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	○	×				
第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	○	×				
第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	○	×				
第29条	一次冷却材処理装置	×	×				
第30条	逆止め弁	×	×				
第31条	蒸気タービン	○	×				
第32条	非常用炉心冷却設備	×	×				
第33条	循環設備等	○	×				
第34条	計測装置	○	×				
第35条	安全保護装置	○	×				
第36条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×				
第37条	制御材駆動装置	×	×				
第38条	原子炉制御室等	○	×				
第39条	廃棄物処理設備等	×	×				
第40条	廃棄物貯蔵設備等	×	×				
第41条	放射性物質による汚染の防止	×	×				
第42条	生体遮蔽等	×	×				
第43条	換気設備	×	×				
第44条	原子炉格納施設	○	○	○	×	当該設備は第44条において施設することが要求されている原子炉格納施設に該当することから、当該工事に伴う適合性確認を実施している。 当該工事において直管部のティー継手への改造が生じるが、SA配管とは弁により隔離されており、系統構成を変更するものではないことから原子炉格納施設の機能に影響を与えるものではないことを確認している。	VI-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書
第45条	保安電源設備	○	×				
第46条	緊急時対策所	○	×				
第47条	警報装置等	○	×				
第48条	準用	○	×				

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	非常用ディーゼル発電設備_燃料設備_ポンプ、容器、主配管				適合性確認に必要な主な添付書類
		当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第4条	設計基準対象施設の地盤	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 VI-2 耐震性に関する説明書
第5条	地震による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 VI-2 耐震性に関する説明書 VI-2-10-1-2-1-5 非常用ディーゼル発電設備A- ディーゼル燃料移送ポンプの耐震性についての計 算書 VI-2-10-1-2-1-6 非常用ディーゼル発電設備B- ディーゼル燃料移送ポンプの耐震性についての計 算書 VI-2-10-1-2-1-7 非常用ディーゼル発電設備A- ディーゼル燃料貯蔵タンクの耐震性についての計 算書 VI-2-10-1-2-1-8 非常用ディーゼル発電設備B- ディーゼル燃料貯蔵タンクの耐震性についての計 算書 VI-2-10-1-2-1-9 管の耐震性についての計算書(非 常用ディーゼル発電設備)
第6条	津波による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による損 傷の防止に関する説明書
第7条	外部からの衝撃による損傷の 防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による損 傷の防止に関する説明書
第8条	立入りの防止	×	×			
第9条	発電用原子炉施設への人の不 法な侵入等の防止	○	×			
第10条	急傾斜地の崩壊の防止	×	×			
第11条	火災による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説 明書
第12条	発電用原子炉施設内における 溢水等による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 VI-1-1-9 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説 明書
第13条	安全避難通路等	○	×			
第14条	安全設備	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用 される条件の下における健全性に関する説明書
第15条	設計基準対象施設の機能	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用 される条件の下における健全性に関する説明書 VI-1-1-10 発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポン プ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する 説明書
第16条	全交流動力電源喪失対策設備	○	×			
第17条	材料及び構造	○	×			

技術基準条文		技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	非常用ディーゼル発電設備_燃料設備_ポンプ、容器、主配管				適合性確認に必要な主な添付書類
			当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第18条	使用中の亀裂等による破壊の防止	×	×				
第19条	流体振動等による損傷防止	×	×				
第20条	安全弁等	×	×				
第21条	耐圧試験等	×	×				
第22条	監視試験片	×	×				
第23条	炉心等	×	×				
第24条	熱遮蔽材	×	×				
第25条	一次冷却材	×	×				
第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	○	×				
第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	○	×				
第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	○	×				
第29条	一次冷却材処理装置	×	×				
第30条	逆止め弁	×	×				
第31条	蒸気タービン	○	×				
第32条	非常用炉心冷却設備	×	×				
第33条	循環設備等	○	×				
第34条	計測装置	○	×				
第35条	安全保護装置	○	×				
第36条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×				
第37条	制御材駆動装置	×	×				
第38条	原子炉制御室等	○	×				
第39条	廃棄物処理設備等	×	×				
第40条	廃棄物貯蔵設備等	×	×				
第41条	放射性物質による汚染の防止	×	×				
第42条	生体遮蔽等	×	×				
第43条	換気設備	×	×				
第44条	原子炉格納施設	○	×				

技術基準条文		技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	非常用ディーゼル発電設備_燃料設備_ポンプ、容器、主配管				適合性確認に必要な主な添付書類
			当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第45条	保安電源設備	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する 説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用 電源設備）） 機器の配置を明示した図面 主配管の配置を明示した図面 系統図 構造図
第46条	緊急時対策所	○	×				
第47条	警報装置等	○	×				
第48条	準用	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目	VI-3-別添4 発電用火力設備の技術基準による強 度に関する説明書

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備_燃料設備_ポンプ、容器、主配管				適合性確認に必要な主な添付書類
		当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第4条	設計基準対象施設の地盤	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 VI-2 耐震性に関する説明書
第5条	地震による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 VI-2 耐震性に関する説明書 VI-2-10-1-2-2-5 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプの耐震性についての計算書 VI-2-10-1-2-2-6 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンクの耐震性についての計算書 VI-2-10-1-2-2-7 管の耐震性についての計算書 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備)
第6条	津波による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
第7条	外部からの衝撃による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 VI-1-1-3 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書
第8条	立入りの防止	×	×			
第9条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	○	×			
第10条	急傾斜地の崩壊の防止	×	×			
第11条	火災による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書
第12条	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 VI-1-1-9 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書
第13条	安全避難通路等	○	×			
第14条	安全設備	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
第15条	設計基準対象施設の機能	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 VI-1-1-10 発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書
第16条	全交流動力電源喪失対策設備	○	×			
第17条	材料及び構造	○	×			
第18条	使用中の亀裂等による破壊の防止	×	×			
第19条	流体振動等による損傷防止	×	×			
第20条	安全弁等	×	×			
第21条	耐圧試験等	×	×			
第22条	監視試験片	×	×			

技術基準条文		技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電設備_燃料設備_ポンプ、容器、主配管				適合性確認に必要な主な添付書類
			当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第23条	炉心等	×	×				
第24条	熱遮蔽材	×	×				
第25条	一次冷却材	×	×				
第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	○	×				
第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	○	×				
第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	○	×				
第29条	一次冷却材処理装置	×	×				
第30条	逆止め弁	×	×				
第31条	蒸気タービン	○	×				
第32条	非常用炉心冷却設備	×	×				
第33条	循環設備等	○	×				
第34条	計測装置	○	×				
第35条	安全保護装置	○	×				
第36条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×				
第37条	制御材駆動装置	×	×				
第38条	原子炉制御室等	○	×				
第39条	廃棄物処理設備等	×	×				
第40条	廃棄物貯蔵設備等	×	×				
第41条	放射性物質による汚染の防止	×	×				
第42条	生体遮蔽等	×	×				
第43条	換気設備	×	×				
第44条	原子炉格納施設	○	×				
第45条	保安電源設備	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目	VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）） 機器の配置を明示した図面 主配管の配置を明示した図面 系統図 構造図
第46条	緊急時対策所	○	×				
第47条	警報装置等	○	×				
第48条	準用	○	○	○	○	新規制基準適合性申請項目	VI-3-別添4 発電用火力設備の技術基準による強度に関する説明書

資料 2

島根原子力発電所第 2 号機

新規制基準適合に直接関連しない改造／修理工事一覧

島根原子力発電所 第2号機 新規制基準に直接関連しない改造/修理工事一覧

1. 改造工事一覧

工事No.	工事件名	工事概要（着手制限項目）	主な申請条文 (共通条文を除く)	対象設備および今回申請における施設設備区分				実用炉規則別表第一		備考
				設備名称	施設区分	設備区分	系統	工事区分	手続き	
1	高燃焼度8×8燃料の廃止	高燃焼度8×8燃料を廃止する。 (要目表記載事項（反応度係数）の変更)	23	炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ポイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材	1. 原子炉本体	1 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ポイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材	-	改造 (廃止)	認可申請	別紙1
		高燃焼度8×8燃料を廃止する。 (要目表記載事項（炉心形状）の変更)		炉心形状、格子形状、燃料集集体数、炉心有効高さ及び炉心等価直径	1. 原子炉本体	2 炉心	-	改造 (廃止)	認可申請	
		高燃焼度8×8燃料を廃止する。 (要目表記載事項（燃料集集体最高燃焼度、核燃料物質の最大装荷量）の変更)		燃料体最高燃焼度（初装荷及び取替えの別並びに燃料材、燃料要素及び燃料集集体の別に記載すること。）及び核燃料物質の最大装荷量	1. 原子炉本体	2 炉心	-	改造 (廃止)	認可申請	
		高燃焼度8×8燃料を廃止する。 (要目表記載事項（燃料材の最高温度）の変更)		燃料材の最高温度	1. 原子炉本体	2 炉心	-	改造 (廃止)	認可申請	
		高燃焼度8×8燃料を廃止する。 (要目表記載事項（熱的制限値）の変更)		熱的制限値（最小限界出力比及び最大線出力密度）	1. 原子炉本体	2 炉心	-	改造 (廃止)	認可申請	
		高燃焼度8×8燃料を廃止する。 (要目表記載事項（名称、種類、主要寸法、材料）の変更)		燃料体	1. 原子炉本体	3 燃料体	-	改造 (廃止)	認可申請	
2	主蒸気隔離弁漏えい制御系（MSLC）撤去工事	主蒸気隔離弁漏えい制御系（MSLC）の撤去を行う。 (要目表の変更（削除）)	33	原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁～サブプレッションチェンバ内排気管及び原子炉建物開放出口ライン合流部	3. 原子炉冷却系統施設	4 原子炉冷却材の循環設備	3.4.1 主蒸気系	改造 (廃止)	認可申請	別紙2
				原子炉建物開放出口ライン合流部～原子炉建物開放	3. 原子炉冷却系統施設	4 原子炉冷却材の循環設備	3.4.1 主蒸気系	改造 (廃止)	認可申請	
				原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁以降主蒸気系母管分岐点～サブプレッションチェンバ内排気管及び原子炉建物開放出口ライン合流部	3. 原子炉冷却系統施設	4 原子炉冷却材の循環設備	3.4.1 主蒸気系	改造 (廃止)	認可申請	

工事No.	工事件名	工事概要（着手制限項目）	主な申請条文 （共通条文を除く）	対象設備および今回申請における施設設備区分				実用炉規則別表第一		備考
				設備名称	施設区分	設備区分	系統	工事区分	手続き	
3	機器ドレン系の1、2号機共用取りやめ	機器ドレン系の1、2号機共用取りやめに伴う機能廃止を行う。 （要目表の変更（削除））	15、39	弁V52-5501入口ライン分岐部 ～ 弁V52-5501	5 放射性廃棄物の廃棄施設	2 気体、液体又は固体廃棄物処理設備	5.2.2.2 機器ドレン系	改造 （共用廃止）	届出	
				機器ドレンポンプ出口ライン合流部 ～ 機器ドレンポンプ出口1号機補助サージタンク入口ライン合流部	5 放射性廃棄物の廃棄施設	2 気体、液体又は固体廃棄物処理設備	5.2.2.2 機器ドレン系	改造 （共用廃止）	届出	
				弁V252-116 ～ 弁V252-116出口ライン合流部	5 放射性廃棄物の廃棄施設	2 気体、液体又は固体廃棄物処理設備	5.2.2.2 機器ドレン系	改造 （共用廃止）	届出	
4	床ドレン化学廃液系の1、2号機共用取りやめ	床ドレン化学廃液系の1、2号機共用取りやめに伴う機能廃止を行う。 （要目表の変更（削除））	15、39	トラス水受入タンク入口ライン分岐部 ～ 弁V252-116	5 放射性廃棄物の廃棄施設	2 気体、液体又は固体廃棄物処理設備	5.2.2.3 床ドレン化学廃液系	改造 （共用廃止）	届出	
				凝縮水脱塩器出口ライン分岐部 ～ 凝縮水ポンプ出口ライン合流部	5 放射性廃棄物の廃棄施設	2 気体、液体又は固体廃棄物処理設備	5.2.2.3 床ドレン化学廃液系	改造 （共用廃止）	届出	
				凝縮水ポンプ出口ライン合流部 ～ 凝縮水受タンク入口ライン分岐部	5 放射性廃棄物の廃棄施設	2 気体、液体又は固体廃棄物処理設備	5.2.2.3 床ドレン化学廃液系	改造 （共用廃止）	届出	
				凝縮水ポンプ出口ライン分岐部 ～ 凝縮水ポンプ出口ライン合流部	5 放射性廃棄物の廃棄施設	2 気体、液体又は固体廃棄物処理設備	5.2.2.3 床ドレン化学廃液系	改造 （共用廃止）	届出	
5	サイトバンカ床ドレン配管改造工事	サイトバンカで発生する床ドレンの移送先を1号機から2号機へ変更を行う。 （要目表記載事項の変更）	39	床ドレンサンポンプ出口ライン合流部 ～ タービン建物床ドレンサンポンプ移送ライン合流部	5 放射性廃棄物の廃棄施設	2 気体、液体又は固体廃棄物処理設備	5.2.3.6 サイトバンカ設備	改造	届出	
6	窒素ガス制御系の1、2号機共用取りやめ	窒素ガス制御系の1、2号機共用取りやめに伴う機能廃止を行う。 （要目表の変更（削除））	15、44	弁V17-201 ～ 第1号機不活性ガス発生装置（置換用） 出口ライン合流部	7 原子炉格納施設	3 圧力低減設備その他の安全設備 (8)原子炉格納容器調気設備	7.3.8.1 窒素ガス制御系	改造	届出	

2. 今回申請における添付書類

施設区分	添付書類名称 (実用炉規則 別表第二)	今回申請における添付書類 (○：添付する ×：添付しない)			今回申請に含む新規制基準対応に直接関連しない改造/修理工事 (工事No.) (○：添付する ×：添付しない)					
		DB	SA	添付書類の添付の考え方	工事No. 1 (高燃焼度8× 8燃料廃止)	工事No. 2 (MSLC撤去)	工事No. 3 (機器ドレン 系_共用取りや め)	工事No. 4 (床ドレン化 学廃液系_共用 取りやめ)	工事No. 5 (サイトバン カ床ドレン配 管改造)	工事No. 6 (窒素ガス制 御系_共用取り やめ)
各発電用原子炉施設に 共通	送電関係一覧図	○	×	保安電源設備等の基準変更箇所への適合性を説明するため添付する。	×	×	×	×	×	×
	急傾斜地崩壊危険区域内において行う制限工事に係る場合は、当該区域内の急傾斜地（急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律第二条第一項に規定するものをいう。以下同じ。）の崩壊の防止措置に関する説明書	×	×	急傾斜地崩壊危険区域の対象がないため添付しない。	×	×	×	×	×	×
	工場又は事業所の概要を明示した地形図	○	×	発電所敷地境界線が変更となるため添付する。	×	×	×	×	×	×
	主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図	○	○	設計基準対象施設の基準変更箇所への適合性及び重大事故等対処設備の要求事項への適合性を説明するため添付する。	×	×	×	×	×	×
	単線結線図（接地線（計器用変成器を除く。）については電線の種類、太さ及び接地の種類も併せて記載すること。）	○	○	設計基準対象施設の基準変更箇所への適合性及び重大事故等対処設備の要求事項への適合性を説明するため添付する。	×	×	×	×	×	×
	新技術の内容を十分に説明した書類	×	×	技術基準規則及びその解釈に基づかない設備を施設しないため添付しない。	×	×	×	×	×	×
	発電用原子炉施設の熱精算図	×	×	原子炉熱出力、蒸気タービン系のヒートバランスに係る技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。	×	×	×	×	×	×
	熱出力計算書	×	×	原子炉制御系、原子炉熱出力に係る技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。	×	×	×	×	×	×
	発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書	○	○	設置変更許可の許可事項が、工事計画としての認可事項として記載されていること及びそれらの技術基準適合性の確認のため添付する。	○	×	×	×	×	×
	排気中及び排水中の放射性物質の濃度に関する説明書	×	×	通常運転時における排気中及び排水中の放射性物質の濃度に係る技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。	×	×	×	×	×	×
	人が常時勤務し、又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における線量に関する説明書	○	○	ディーゼル燃料移送系（B系）の設置に伴い線量区分に変更があるため添付する。	×	×	×	×	×	×
	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書	○	○	外部からの衝撃による損傷の防止、津波による損傷の防止に関する基準変更箇所の適合性を説明するため添付する。	×	×	×	×	×	×
	放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（第二条第二項第四号に規定する管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが同号の規定に基づき告示する線量を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。）並びにその地下に施設する排水路並びに当該排水路に施設する排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備の配置の概要を明示した図面	×	×	放射性物質により汚染するおそれがある管理区域及びその地下に施設する一般排水路（湧水等）、廃棄物処理系統の放出ラインの配置及び監視、放射性物質を安全に処理する設備に係る技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。	×	×	×	×	×	×

施設区分	添付書類名称 (実用炉規則 別表第二)	今回申請における添付書類 (○：添付する ×：添付しない)			今回申請に含む新規制基準対応に直接関連しない改造/修理工事 (工事No.) (○：添付する ×：添付しない)					
		DB	SA	添付書類の添付の考え方	工事No. 1 (高燃焼度8× 8燃料廃止)	工事No. 2 (MSLC撤去)	工事No. 3 (機器ドレン 系_共用取りや め)	工事No. 4 (床ドレン化 学廃液系_共用 取りやめ)	工事No. 5 (サイトバン カ床ドレン配 管改造)	工事No. 6 (窒素ガス制 御系_共用取り やめ)
各発電用原子炉施設に 共通	取水口及び放水口に関する説明書	○	○	設計基準対象施設として取水機能及び重大事故等の収束に必要な水の供給設備として海水を利用することからその取水機能を説明するため添付する。	×	×	×	×	×	×
	設備別記載事項のうち、容量又は注入速度、最高使用圧力、最高使用温度、個数、再結合効率、加熱面積、伝熱面積、揚程又は吐出圧力、原動機の出力、外径、閉止時間、漏えい率、制限流量、落下速度、駆動速度及び挿入時間、効率、吹出圧力、慣性定数、回転速度半減時間、慣性モーメント、設定破裂圧力並びに設計温度の設定根拠に関する説明書	○	○	機器等に要求される仕様設定根拠について説明するため添付する。	×	×	×	×	○	×
	環境測定装置（放射線管理用計測装置に係るものを除く。）の構造図及び取付箇所を明示した図面	○	○	津波監視設備の構造図及び取付箇所、代替気象観測設備の構造及び取付箇所を説明するため添付する。	×	×	×	×	×	×
	クラス1機器（技術基準規則第二条第二項第三十三号口に規定するクラス1機器をいう。）及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書（クラス1機器にあつては、支持構造物を含めて記載すること。）	○	×	原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大部分の応力腐食割れ対策に関する適合性を説明するため添付する。	×	×	×	×	×	×
	安全設備（技術基準規則第二条第二項第九号に規定する安全設備をいう。）及び重大事故等対処設備（設置許可基準規則第二条第二項第十四号に規定する重大事故等対処設備をいう。）が使用される条件の下における健全性に関する説明書	○	○	原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大部分等及び重大事故等対処設備が使用される環境条件等、発電所への立ち入りの防止についての適合性を説明するため添付する。	×	×	×	×	×	×
	発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	○	○	火災による損傷防止の基準変更箇所への適合性を説明するため添付する。	×	×	×	×	×	×
	発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書	○	○	溢水等による損傷防止の基準追加箇所への適合性を説明するため添付する。	×	×	×	×	×	×
	発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備のタービンミサイル・配管破断防護設計についての適合性を説明するため添付する。	×	×	×	×	×	×
	通信連絡設備に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に関する基準変更箇所への適合性を説明するため添付する。	×	×	×	×	×	×
	安全避難通路に関する説明書及び安全避難通路を明示した図面	○	○	安全避難通路等の基準変更箇所への適合性を説明するため添付する。	×	×	×	×	×	×
	非常用照明に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	○	○	非常用照明の基準変更箇所への適合性を説明するため添付する。	×	×	×	×	×	×

施設区分	添付書類名称 (実用炉規則 別表第二)	今回申請における添付書類 (○：添付する ×：添付しない)			今回申請に含む新規制基準対応に直接関連しない改造/修理工事 (工事No.) (○：添付する ×：添付しない)					
		DB	SA	添付書類の添付の考え方	工事No. 1 (高燃焼度8× 8燃料廃止)	工事No. 2 (MSLC撤 去)	工事No. 3 (機器ドレ ン_共用取り やめ)	工事No. 4 (床ドレン化 学廃液系_共 用取りやめ)	工事No. 5 (サイトバン カ床ドレン配 管改造)	工事No. 6 (窒素ガス制 御系_共用取 りやめ)
原子炉本体	耐震性に関する説明書	○	○	地震による損傷の防止の基準変更箇所との適合性を説明するため添付する。 (重大事故等対処設備としての評価については兼用先の要求)	×					
	強度に関する説明書	×	○	対象施設に係る技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。 (重大事故等対処設備としての評価については兼用先の要求)	×					
	構造図	×	○	既工事計画にて提出済みであるため既工事計画書の読み込みしたリストを添付する。(兼用先の要求)	×					
	燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書	×	×	燃料体に対して、技術基準規則に変更はないため添付しない。	×					
	原子炉本体の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面	○	○	地震による損傷防止の基準変更箇所への適合性を説明するため添付する。 (重大事故等対処設備としての評価については兼用先の要求)	×					
	監視試験片の取付箇所を明示した図面	×	×	監視試験片の取付箇所に係る技術基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。	×					
	原子炉 (圧力) 容器の脆性破壊防止に関する説明書	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として適合性を説明するため添付する。(重大事故等対処設備としての評価については兼用先の要求)	×					

施設区分	添付書類名称 (実用炉規則 別表第二)	今回申請における添付書類 (○：添付する ×：添付しない)			今回申請に含む新規規制基準対応に直接関連しない改造／修理工事 (工事No.) (○：添付する ×：添付しない)					
		DB	SA	添付書類の添付の考え方	工事No.1 (高燃焼度8× 8燃料廃止)	工事No.2 (MSLC撤 去)	工事No.3 (機器ドレン 系_共用取りや め)	工事No.4 (床ドレン化 学廃液系_共用 取りやめ)	工事No.5 (サイトバン カ床ドレン配 管改造)	工事No.6 (窒素ガス制 御系_共用取り やめ)
原子炉冷却 系統施設	原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 及び系統図	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての要求事項を満たす配置 及び系統について説明するため添付する。		○				
	蒸気タービンの給水処理系統図	×	×	蒸気タービンの給水処理系統に係る技術基準規則及びその解釈に変更はない ため添付しない。		×				
	耐震性に関する説明書 (支持構造物を含めて記載する こと。)	○	○	地震による損傷の防止の基準変更箇所及び重大事故等対処設備としての適 合性を説明するため添付する。		×				
	強度に関する説明書 (支持構造物を含めて記載するこ と。)	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての材料・構造に関する適 合性を説明するため添付する。		×				
	構造図	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての要求事項を満たす構造 であることを説明するため添付する。		×				
	原子炉格納容器内の原子炉冷却材又は一次冷却材の漏 えいを監視する装置の構成に関する説明書、検出器の 取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作 範囲に関する説明書	○	×	原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大に伴い、その拡大によっても漏えい検 知が可能であることについて説明する。		×				
	蒸気発生器及び蒸気タービンの基礎に関する説明書及 びその基礎の状況を明示した図面	×	×	技術基準規則及びその解釈に基づき、蒸気タービンの基礎部が十分な強度 を有していることを証明するものであるが、技術基準規則及びその解釈に 変更はないため添付しない。		×				
	流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明 書	○	×	原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大部分に対する流体振動又は温度変動によ る損傷防止への適合性を説明するため添付する。		×				
	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの 有効吸込水頭に関する説明書	×	○	重大事故等対処設備としての要求事項を満たすことを説明するため添付す る。		×				
	蒸気タービンの制御方法に関する説明書	×	×	蒸気タービンの制御方法に係る技術基準規則及びその解釈に変更はないた め添付しない。		×				
	蒸気タービンの振動管理に関する説明書	×	×	蒸気タービンの振動管理に係る技術基準規則及びその解釈に変更はないた め添付しない。		×				
	蒸気タービンの冷却水の種類及び冷却水として海水を 使用しない場合は、可能取水量を記載した書類	×	×	蒸気タービンの冷却水の種類及び冷却水としての海水使用に係る技術基準 規則及びその解釈に変更はないため添付しない。		×				
	安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書 (バネ式のものに 限る。)	○	○	重大事故等対処設備としての要求事項を満たすことを説明するため添付す る。設計基準対象施設に関しては、実用発電用原子炉の設置、運転等に関 する規則 (別表第二) の改正に伴い添付する。		×				

施設区分	添付書類名称 (実用炉規則 別表第二)	今回申請における添付書類 (○：添付する ×：添付しない)			今回申請に含む新規規制基準対応に直接関連しない改造/修理工事 (工事No.) (○：添付する ×：添付しない)					
		DB	SA	添付書類の添付の考え方	工事No. 1 (高燃焼度8× 8燃料廃止)	工事No. 2 (MSLC撤 去)	工事No. 3 (機器ドレン 系_共用取りや め)	工事No. 4 (床ドレン化 学廃液系_共用 取りやめ)	工事No. 5 (サイトバン カ床ドレン配 管改造)	工事No. 6 (窒素ガス制 御系_共用取り やめ)
放射性廃棄物の廃棄施設	放射性廃棄物の廃棄施設に係る機器 (流体状の放射性廃棄物の漏えいの検出装置及び自動警報装置並びに排気筒を除く。) の配置を明示した図面及び系統図	×	×	対象施設に係る基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。			×	×	○	
	排気筒の設置場所を明示した図面	×	○	重大事故等対処設備としての要求事項を満たすことを説明するため添付する。(重大事故等対処設備としての評価は兼用先の要求)			×	×	×	
	耐震性に関する説明書 (支持構造物を含めて記載すること。)	○	○	地震による損傷の防止の基準変更箇所及び重大事故等対処設備 (兼用先の要求) としての適合性を説明するため添付する。			×	×	○	
	強度に関する説明書 (支持構造物を含めて記載すること。)	○	×	設計基準対象施設としての材料・構造に関する適合性を説明するため添付する。			×	×	○	
	構造図	×	○	重大事故等対処設備 (兼用先の要求) としての要求事項を満たす構造であることを説明するため添付する。			×	×	×	
	排気筒の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面 (自立型のものに限る。)	○	○	地震による損傷の防止の基準変更箇所の適合性を説明及び、重大事故等対処設備 (兼用先の要求) としての要求事項を満たす構造であることを説明するため添付する。			×	×	×	
	流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大防止能力及び施設外への漏えい防止能力についての計算書	×	×	対象施設に係る基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。			×	×	×	
	固体廃棄物処理設備における放射性物質の散逸防止に関する説明書	×	×	同上。			×	×	×	
	放射性廃棄物運搬用容器の放射線遮蔽材の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書	×	×	放射性廃棄物運搬容器は保有していないため添付しない。			×	×	×	
	流体状の放射性廃棄物の漏えいの検出装置及び自動警報装置の構成に関する説明書、検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	×	×	対象施設に係る基準規則及びその解釈に変更はないため添付しない。			×	×	×	

施設区分	添付書類名称 (実用炉規則 別表第二)	今回申請における添付書類 (○：添付する ×：添付しない)			今回申請に含む新規制基準対応に直接関連しない改造/修理工事 (工事No.) (○：添付する ×：添付しない)						
		DB	SA	添付書類の添付の考え方	工事No. 1 (高燃焼度8× 8燃料廃止)	工事No. 2 (MSLC撤去)	工事No. 3 (機器ドレン 系_共用取りや め)	工事No. 4 (床ドレン化 学廃液系_共用 取りやめ)	工事No. 5 (サイトバン カ床ドレン配 管改造)	工事No. 6 (窒素ガス制 御系_共用取り やめ)	
原子炉格納 施設	原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての要求事項を満たす配置及び系統については説明するため添付する。							×
	耐震性に関する説明書 (支持構造物を含めて記載すること。)	○	○	地震による損傷の防止の基準変更箇所及び重大事故等対処設備としての適合性を説明するため添付する。							×
	強度に関する説明書 (支持構造物を含めて記載すること。)	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての材料・構造に関する適合性を説明するため添付する。							×
	構造図	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての要求事項を満たす構造であることを説明するため添付する。							×
	原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 (原子炉格納容器本体の脆性破壊防止に関する説明を併せて記載すること。)	○	○	設計基準対象施設として変更のないこと及び重大事故等時における格納容器の機能を説明するため添付する。							×
	原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書	○	○	設計基準対象施設及び重大事故等時における格納容器内水素濃度低減に関する適合性を説明するため添付する。							×
	原子炉格納施設の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面	○	○	地震による損傷の防止の基準変更箇所の適合性を説明するため添付する。							×
	圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書	×	○	重大事故等対処設備としての要求事項を満足することを説明するため添付する。							×
	安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書 (バネ式のものに限る。)	×	○	重大事故等対処設備としての要求事項を満足することを説明するため添付する。							×

島根 2 号機 高燃焼度 8 × 8 燃料の廃止に伴う工事計画認可申請の扱いについて

1. 工事目的

島根 2 号機においては、高燃焼度 8 × 8 燃料について取替燃料として 2007 年以降使用しておらず、また今後も使用する計画としていないため、廃止するものである。

2. 工事概要

本工事は、高燃焼度 8 × 8 燃料を廃止するものである。本工事に伴い主な変更点として以下の工認要目表の記載事項が変更となる。炉心等に係る工認要目表を添付資料 1 ～ 3 に示す。

(1) 反応度係数

a. 減速材温度係数 [(Δk/k) / °C]

: 工事前 $-0.14 \times 10^{-3} \sim -0.26 \times 10^{-3}$ (高温, ボイドなし)

: 工事後 $-0.14 \times 10^{-3} \sim -0.25 \times 10^{-3}$ (高温, ボイドなし)

b. 燃料棒温度係数 [(Δk/k) / °C] :

: 工事前 $-1.95 \times 10^{-5} \sim -2.25 \times 10^{-5}$ (運転状態 - 原子炉定格熱出力時)

: 工事後 $-2.09 \times 10^{-5} \sim -2.25 \times 10^{-5}$ (運転状態 - 原子炉定格熱出力時)

(2) 炉心形状 : 工事前 円柱状 (8 × 8 型及び 9 × 9 型燃料集合体形状, チャンネルボックス付き)

: 工事後 円柱状 (9 × 9 型燃料集合体形状, チャンネルボックス付き)

(3) 燃料体

(工事前)

a. 名称 : 取替燃料タイプ 1 (高燃焼度 8 × 8 燃料)

b. 種類 : 二酸化ウラン焼結ペレット及びガドリニア混合二酸化ウラン焼結ペレット
ジルカロイ - 2 (ジルコニウム内張) 管被覆

c. 主要寸法

(a) 燃料集合体全長 [mm] : *

(b) 燃料棒ピッチ [mm] : *

(c) 燃料ペレット直径 [mm] : *

(d) 被覆管肉厚 [mm] : * (うちジルコニウム内張 *)

(e) 被覆管外径 [mm] : *

(f) 燃料棒有効長さ [mm] : *

d. 材料

(a) 燃料集合体平均濃縮度 : 工事前 約 3.4

(b) ペレット材料 : 工事前 二酸化ウラン (一部ガドリニア入りを含む)

(c) 被覆管材料 : 工事前 ジルカロイ - 2 (ジルコニウム内張)

(工事後)

- a. 名称 : 廃止
- b. 種類 : 廃止
- c. 主要寸法 : 廃止
- d. 材料 : 廃止

* : 公称値を示す。

3. 工事の必要性

「1. 工事目的」と同じ。

4. 工認手続きについて

本工事は、高燃焼度8×8燃料の廃止に伴い反応度係数、炉心形状、燃料集合体最高燃焼度、核燃料物質の最大装荷量、燃料材の最高温度、熱的制限値並びに燃料体の名称、種類、主要寸法及び材料が変更となるため、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第43条の3の9に基づき、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の別表第一において、炉型式、定格熱出力、過剰反応度、反応度係数又は減速材の変更を伴うもの、炉心に係るもの及び燃料体に係るものの「改造」に該当することから、工事の着手にあたり工事計画の認可が必要となる。(添付資料1～3参照)

このため、燃料体(耐震重要度Sクラス)における「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(以下「技術基準規則」という。)第5条に対する適合性に係る工事計画認可申請に合わせて申請するものである。

5. 工事計画認可申請における技術基準規則の整理について

本工事を申請するにあたり、技術基準規則の条文ごとに、本工事が該当する適合性確認の可否を整理した結果を添付資料4に示す。

なお、本資料では高燃焼度8×8燃料の廃止について技術基準規則への適合性を整理することを目的とするため、技術基準規則第49条以降の重大事故等対処設備に関する技術基準規則への適合性については、整理対象外とする。

6. 添付すべき資料の整理

本工事の工事計画認可申請書に添付すべき書類は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の別表第二の上欄に記載される種類に応じて、下欄に記載される添付書類を添付する必要がある。

ただし、別表第二では「認可の申請又は届出に係る工事の内容に関係あるものに限る。」との規定があるため、添付書類の可否を検討した。検討結果を添付資料5に示す。

なお、参考として高燃焼度8×8燃料集合体構造図(既工認)を添付資料6に示す。

以上

- 添付資料 1 : 炉型式, 定格熱出力, 過剰反応度及び反応度係数 (減速材温度係数, 燃料棒温度係数, 減速材ボイド係数及び出力反応度係数) 並びに減速材の名称, 種類及び組成の要目表 (今回工認申請資料)
- 添付資料 2 : 炉心の要目表 (今回工認申請資料)
- 添付資料 3 : 燃料体の要目表 (今回工認申請資料)
- 添付資料 4 : 工事計画認可申請における技術基準規則の整理結果
- 添付資料 5 : 工事計画認可申請書において要求される添付書類及び本申請における添付の要否の検討結果
- 添付資料 6 : 高燃焼度 8 × 8 燃料集合体構造図 (平成 5 年 3 月 17 日付け中国電発原第 288 号)

原子炉本体

沸騰水型発電用原子炉施設に係るものについては、次の事項

1. 炉型式，定格熱出力，過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数，燃料棒温度係数，減速材ポイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材の名称，種類及び組成

		変更前	変更後
炉	型 式	濃縮ウラン，軽水減速， 軽水冷却型（沸騰水型）	変更なし
定 格 熱 出 力	MW	2436	変更なし
過 剰 反 応 度	Δk	0.14 以下	変更なし
反 応 度 係 数	減 速 材 温 度 係 数	$(\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$ -0.14 $\times 10^{-3}$ ～ -0.26 $\times 10^{-3}$ (高温，ポイドなし)	-0.14 $\times 10^{-3}$ ～ -0.25 $\times 10^{-3}$ (高温，ポイドなし)
	燃 料 棒 温 度 係 数 * 1	$(\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$ -1.95 $\times 10^{-5}$ ～ -2.25 $\times 10^{-5}$ (運転状態－ 原子炉定格熱出力時)	-2.09 $\times 10^{-5}$ ～ -2.25 $\times 10^{-5}$ (運転状態－ 原子炉定格熱出力時)
	減 速 材 ポ イ ド 係 数 * 2	$(\Delta k/k)/$ %ポイド -0.86 $\times 10^{-3}$ ～ -1.05 $\times 10^{-3}$ (運転状態－ 原子炉定格熱出力時)	変更なし
	出 力 反 応 度 係 数 * 3	$(\Delta k/k)/$ $(\Delta p/p)$ -0.040 以下 (運転状態－ 原子炉定格熱出力時)	変更なし
減 速 材	名 称	軽水減速材	変更なし
	種 類	軽水	
	組 成	導電率 100 $\mu\text{S/m}$ 以下	

注記*1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「燃料温度係数（ドップラ係数）」と記載

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「ポイド係数」と記載

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「出力係数」と記載

2. 炉心に係る次の事項

(1) 炉心形状, 格子形状, 燃料集合体数, 炉心有効高さ及び炉心等価直径

		変更前	変更後
炉心形状	—	円柱状 ^{*1} (8×8型及び9×9型燃料集合体形状, チャンネルボックス付き)	円柱状 ^{*1} (9×9型燃料集合体形状, チャンネルボックス付き)
格子形状	—	S格子	変更なし
燃料集合体数	—	560	変更なし
炉心有効高さ	mm	<input type="text"/> ^{*2}	変更なし
炉心等価直径	mm	<input type="text"/> ^{*2}	変更なし

注記*1: 記載の適正化を行う。既工事計画書には「円柱状(8×8型及び9×9型燃料集合体形状, チャンネルボックス(断面外寸法 mm× mm, 板厚 mm, ジルカロー4又はジルカロー2製)付き)」を記載

*2: 公称値を示す。

(2) 燃料体最高燃焼度（初装荷及び取替えの別並びに燃料材，燃料要素及び燃料集合体の別に記載すること。）及び核燃料物質の最大装荷量

		変 更 前		変更後
燃料体最高燃焼度*1	MWd/t	取替燃料タイプ1 (高燃焼度8×8燃料) 燃料集合体*2	50000	廃止
		取替燃料タイプ2 (9×9燃料(A型)) 燃料集合体*3	55000	変更 なし
		取替燃料タイプ3 (9×9燃料(B型)) 燃料集合体*4	55000	変更 なし
核燃料物質の最大装荷量*5	t*6	高燃焼度8×8燃料炉心	約96*7	廃止
		9×9燃料(A型)炉心	約97*7	変更 なし
		9×9燃料(B型)炉心	約96*7	変更 なし

注記*1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「燃料集合体最高燃焼度」と記載

*2：記載の適正化を行う。既工事計画書には「取替燃料タイプ1（高燃焼度8×8燃料）」と記載

*3：記載の適正化を行う。既工事計画書には「取替燃料タイプ2（9×9燃料（A型）」と記載

*4：記載の適正化を行う。既工事計画書には「取替燃料タイプ3（9×9燃料（B型）」と記載

*5：記載の適正化を行う。既工事計画書には「燃料の最大装荷量」と記載

*6：記載の適正化を行う。既工事計画書には「MTU」と記載

*7：ウラン装荷量を示す。

(3) 燃料材の最高温度

		変更前		変更後
燃料材の 最高温度	℃	高燃焼度 8 × 8 燃料集合体	約 1740* (原子炉定格熱出力時)	廃止
		9 × 9 燃料 (A型) 燃料集合体	約 1650* (原子炉定格熱出力時)	変更 なし
		9 × 9 燃料 (B型) 燃料集合体	約 1640* (原子炉定格熱出力時)	変更 なし

注記* : ガドリニア混合二酸化ウラン燃料棒の場合

(4) 熱的制限値（最小限界出力比及び最大線出力密度）

			変更前		変更後
熱 的 制 限 値	最小限界出力比	—	高燃焼度 8 × 8 燃料	1.25	廃止
			9 × 9 燃料（A型）	1.25	変更なし
			9 × 9 燃料（B型）	1.25	変更なし
	最大線出力密度	kW/m	44.0		変更なし

3. 燃料体の名称, 種類, 主要寸法及び材料 (初装荷及び取替えの別に記載すること。)

2-17

名称		変更前			変更後		
		取替燃料タイプ 1 (高燃焼度 8 × 8 燃料)	取替燃料タイプ 2 (9 × 9 燃料 (A型))	取替燃料タイプ 3 (9 × 9 燃料 (B型))	廃止	変更なし	変更なし
種類 ^{*1}	—	二酸化ウラン焼結ペレット及び ガドリニア混合二酸化ウラン焼 結ペレット ジルカロイ-2 (ジルコニウム 内張) 管被覆	二酸化ウラン焼結ペレット及び ガドリニア混合二酸化ウラン焼 結ペレット ジルカロイ-2 (ジルコニウム 内張) 管被覆	二酸化ウラン焼結ペレット及び ガドリニア混合二酸化ウラン焼 結ペレット ジルカロイ-2 (ジルコニウム 内張) 管被覆			
主要寸法	燃料集合体全長	mm	<input type="text"/> *2, *3	<input type="text"/> *2, *4	<input type="text"/> *2, *5		
	燃料棒ピッチ	mm	<input type="text"/> *2, *3	<input type="text"/> *2, *4	<input type="text"/> *2, *5		
	燃料ペレット直径	mm	<input type="text"/> *2, *3	<input type="text"/> *2, *4	<input type="text"/> *2, *5		
	被覆管肉厚	mm	<input type="text"/> *2, *6 (うちジルコニウム内張 <input type="text"/> *2, *3)	<input type="text"/> *2, *6 (うちジルコニウム内張 <input type="text"/> *2, *4)	<input type="text"/> *2, *6 (うちジルコニウム内張 <input type="text"/> *2, *5)		
	被覆管外径	mm	<input type="text"/> *2, *3	<input type="text"/> *2, *4	<input type="text"/> *2, *5		
	燃料棒有効長さ	mm	<input type="text"/> *2, *6	<input type="text"/> *2, *6 <input type="text"/> *2, *6	<input type="text"/> *2, *6		
材料	燃料集合体平均濃縮度	wt%	約 3.4	約 3.7	約 3.7		
	ペレット材料	—	二酸化ウラン (一部ガドリニア入りを含 む)	二酸化ウラン (一部ガドリニア入りを含 む)	二酸化ウラン (一部ガドリニア入りを含 む)		
	被覆管材料	—	ジルカロイ-2 (ジルコニウム内張)	ジルカロイ-2 (ジルコニウム内張)	ジルカロイ-2 (ジルコニウム内張)		

注記*1：記載の適正化を行う。既工事計画書には「燃料の種類」と記載

*2：公称値を示す。

*3：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成10年2月4日付け平成10・01・16資第25号にて認可された燃料体設計認可申請書による。

*4：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成21年1月7日付け平成20・12・12原第9号にて認可された燃料体設計認可申請書による。

*5：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成21年3月27日付け平成21・02・12原第29号にて認可された燃料体設計認可申請書による。

*6：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、平成16年11月9日付け平成16・08・05原第32号にて認可された工事計画の添付書類「IV-1 熱出力計算書」による。

技術基準条文		技術基準 変更有無 (○:有 ×:無)	工事件名:高燃焼度8×8燃料の廃止				適合性確認に必要な主な添付書類
			当該設備に 要求される条文 (○:該当 ×:非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○:該当 ×:非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○:該当 ×:非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第4条	設計基準対象施設の地盤	○	○	×	○	当該工事において設備を廃止(高燃焼度8×8燃料の廃止)するものであるため、適合性確認不要。	-
第5条	地震による損傷の防止	○	○	×	○	当該工事において設備を廃止(高燃焼度8×8燃料の廃止)するものであるため、適合性確認不要。	-
第6条	津波による損傷の防止	○	×				
第7条	外部からの衝撃による損傷の防止	○	×				
第8条	立入りの防止	×	×				
第9条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	○	×				
第10条	急傾斜地の崩壊の防止	×	×				
第11条	火災による損傷の防止	○	×				
第12条	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止	○	×				
第13条	安全避難通路等	○	×				
第14条	安全設備	○	○	×	○	当該工事において設備を廃止(高燃焼度8×8燃料の廃止)するものであるため、適合性確認不要。	-
第15条	設計基準対象施設の機能	○	○	×	○	当該工事において設備を廃止(高燃焼度8×8燃料の廃止)するものであり、既工事計画認可申請書において高燃焼度8×8燃料、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)を包絡する評価を行っていることから適合性確認不要。	-
第16条	全交流動力電源喪失対策設備	○	×				
第17条	材料及び構造	○	×				
第18条	使用中の亀裂等による破壊の防止	×	×				
第19条	流体振動等による損傷防止	×	○	×	×	当該工事において設備を廃止(高燃焼度8×8燃料の廃止)するものであるため、適合性確認不要。	-
第20条	安全弁等	×	×				
第21条	耐圧試験等	×	×				
第22条	監視試験片	×	×				
第23条	炉心等	×	○	○	×	当該工事において設備を廃止(高燃焼度8×8燃料の廃止)するものであるため、適合性確認不要。	-
第24条	熱遮蔽材	×	×				

技術基準条文	技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	工事件名：高燃焼度8×8燃料の廃止				適合性確認に必要な主な添付書類
		当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第25条	一次冷却材	×	×			
第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	○	×			
第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	○	×			
第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	○	×			
第29条	一次冷却材処理装置	×	×			
第30条	逆止め弁	×	×			
第31条	蒸気タービン	○	×			
第32条	非常用炉心冷却設備	×	×			
第33条	循環設備等	○	×			
第34条	計測装置	○	×			
第35条	安全保護装置	○	×			
第36条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×			
第37条	制御材駆動装置	×	×			
第38条	原子炉制御室等	○	×			
第39条	廃棄物処理設備等	×	×			
第40条	廃棄物貯蔵設備等	×	×			
第41条	放射性物質による汚染の防止	×	×			
第42条	生体遮蔽等	×	×			
第43条	換気設備	×	×			
第44条	原子炉格納施設	○	×			
第45条	保安電源設備	○	×			
第46条	緊急時対策所	○	×			
第47条	警報装置等	○	×			
第48条	準用	○	×			

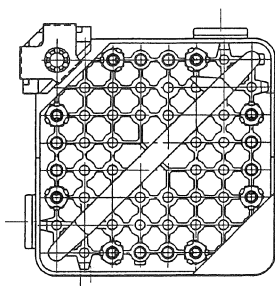
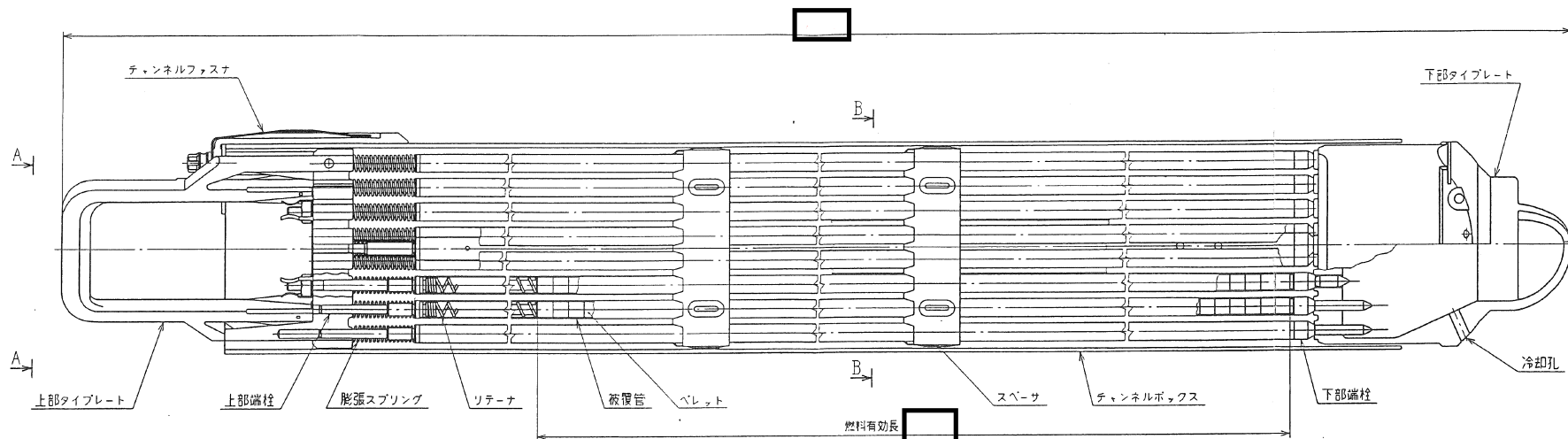
工事計画認可申請書において要求される添付書類及び本申請における添付の要否の検討結果

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 別表第二 添付書類		添付の要否 (○・×)	理由
各発電用原子炉施設に共通			
1	送電関係一覧図	×	高燃焼度8×8燃料の廃止により、送電関係一覧図に変更をしないため不要。
2	急傾斜地崩壊危険区域内において行う制限工事に係る場合は、当該区域内の急傾斜地（急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律第二条第一項に規定するものをいう。以下同じ。）の崩壊の防止措置に関する説明書	×	島根原子力発電所において、急傾斜地崩壊危険区域に指定された箇所はないため不要。
3	工場又は事業所の概要を明示した地形図	×	高燃焼度8×8燃料の廃止により、工場又は事業所の概要を明示した地形図に変更をしないため不要。
4	主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図	×	高燃焼度8×8燃料の廃止により、主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図に変更をしないため不要。
5	単線結線図（接地線（計器用変成器を除く。）については電線の種類、太さ及び接地の種類も併せて記載すること。）	×	高燃焼度8×8燃料の廃止により、単線結線図に変更をしないため不要。
6	新技術の内容を十分に説明した書類	×	高燃焼度8×8燃料の廃止により、新技術の採用等は実施していないため不要。
7	発電用原子炉施設の熱精算図	×	高燃焼度8×8燃料の廃止により、発電用原子炉施設の熱精算図に変更をしないため不要。
8	熱出力計算書	×	高燃焼度8×8燃料の廃止により、9×9燃料（A型）及び9×9燃料（B型）の性能が影響を受けるものではないため不要。
9	発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書	○	工事計画認可申請書の工事計画の内容が、令和3年9月15日付け原規規発第2109152号で許可された設置変更許可申請書との整合性を確認する必要があることから添付する。
10	排気中及び排水中の放射性物質の濃度に関する説明書	×	高燃焼度8×8燃料の廃止により、排気中及び排水中の放射性物質の濃度に関する説明書に変更をしないため不要。
11	人が常時勤務し、又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における線量に関する説明書	×	高燃焼度8×8燃料の廃止により、人が常時勤務し、又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における線量に関する説明書に変更をしないため不要。
12	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書	×	高燃焼度8×8燃料の廃止により、発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書に変更をしないため不要。

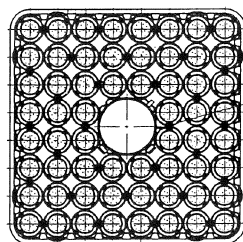
実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 別表第二 添付書類		添付の要否 (○・×)	理由
各発電用原子炉施設に共通			
13	放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（第二条第二項第四号に規定する管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが同号の規定に基づき告示する線量を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。）並びにその地下に施設する排水路並びに当該排水路に施設する排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備の配置の概要を明示した図面	×	高燃焼度8×8燃料の廃止により、放射性物質により汚染するおそれがある管理区域並びにその地下に施設する排水路並びに当該排水路に施設する排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備の配置に変更を生じないため不要。
14	取水口及び放水口に関する説明書	×	高燃焼度8×8燃料の廃止により、取水口及び放水口に変更を生じないため不要。
15	設備別記載事項のうち、容量又は注入速度、最高使用圧力、最高使用温度、個数、再結合効率、加熱面積、伝熱面積、揚程又は吐出圧力、原動機の出力、外径、閉止時間、漏えい率、制限流量、落下速度、駆動速度及び挿入時間、効率、吹出圧力、慣性定数、回転速度半減時間、慣性モーメント、設定破裂圧力並びに設計温度の設定根拠に関する説明書	×	高燃焼度8×8燃料の廃止により、設定根拠に関する説明書にて説明が必要な設備別記載事項に変更はないため不要。
16	環境測定装置（放射線管理用計測装置に係るものを除く。）の構造図及び取付箇所を明示した図面	×	高燃焼度8×8燃料は、環境測定装置（放射線管理用計測装置に係るものを除く。）に該当する設備ではないため不要。
17	クラス1機器（技術基準規則第二条第二項第三十三号ロに規定するクラス1機器をいう。）及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書（クラス1機器にあつては、支持構造物を含めて記載すること。）	×	高燃焼度8×8燃料は、クラス1機器及び炉心支持構造物に該当する設備ではないため不要。
18	安全設備（技術基準規則第二条第二項第九号に規定する安全設備をいう。）及び重大事故等対処設備（設置許可基準規則第二条第二項第十四号に規定する重大事故等対処設備をいう。）が使用される条件の下における健全性に関する説明書	×	高燃焼度8×8燃料の廃止であるため不要。
19	発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	×	高燃焼度8×8燃料の廃止により、火災の防護措置に影響を与えるものではないことから不要。
20	発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書	×	高燃焼度8×8燃料の廃止により、溢水評価に影響を与えるものではないことから不要。
21	発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書	×	高燃焼度8×8燃料の廃止により、蒸気タービン、ポンプ等の破壊に伴う飛散物による損傷防護に変更を生じないため不要。
22	通信連絡設備に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	×	高燃焼度8×8燃料の廃止により、通信連絡設備に変更は生じないため不要。
23	安全避難通路に関する説明書及び安全避難通路を明示した図面	×	高燃焼度8×8燃料の廃止により、安全避難通路に変更は生じないため不要。
24	非常用照明に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	×	高燃焼度8×8燃料の廃止により、非常用照明に変更は生じないため不要。

工事計画認可申請書において要求される添付書類及び本申請における添付の要否の検討結果

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 別表第二 添付書類		添付の要否 (○・×)	理由
原子炉本体			
1	耐震性に関する説明書	×	高燃焼度8×8燃料の廃止であるため不要。
2	強度に関する説明書	×	高燃焼度8×8燃料の廃止であるため不要。
3	構造図	×	高燃焼度8×8燃料の廃止であるため不要。
4	燃料体の耐熱性、耐放射線性、耐食性その他の性能に関する説明書	×	高燃焼度8×8燃料の廃止であるため不要。
5	原子炉本体の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面	×	高燃焼度8×8燃料の廃止であるため不要。
6	監視試験片の取付箇所を明示した図面	×	高燃焼度8×8燃料の廃止であるため不要。
7	原子炉（圧力）容器の脆性破壊防止に関する説明書	×	高燃焼度8×8燃料の廃止であるため不要。
8	設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書	○	高燃焼度8×8燃料の廃止における設計及び工事に係る品質管理の方法等を評価する必要があるため、説明書を添付する。



A-A 矢視図



ウォーターロッド

B-B 矢視図

第 1 図

島根原子力発電所第2号機

名称	燃料集合体構造図
中国電力株式会社	
5	2-004-352 21

島根 2 号機 主蒸気隔離弁漏えい制御系の撤去工事に伴う
工事計画認可申請の扱いについて

1. 工事目的

島根 2 号機の主蒸気隔離弁漏えい制御系（以下「MSLC」という。）は、事故時主蒸気隔離弁からの漏えい蒸気を抑制するために設けているが、島根 2 号機ではシート性能が向上した主蒸気隔離弁を採用しており、主蒸気隔離弁の後備設備として設置しておく必要性がなくなったことから、地震時の内部流体漏えい対策として当該系統の撤去を行う。

2. 工事概要

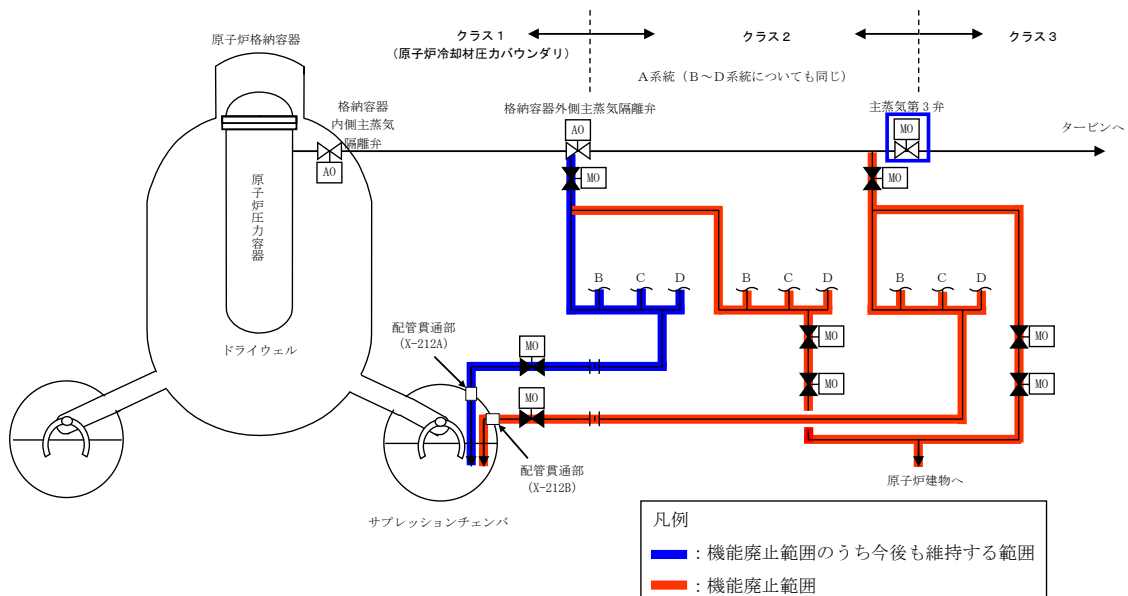
MSLC の機能のみを有する範囲については、他の既設設備へ影響を及ぼさない範囲で撤去する。ただし、既設設備への影響を考慮し、MSLC 以外の機能を有する範囲については、表－1 に示すとおり今後も維持する。機能廃止範囲を図－1 に示す。

また、機能廃止に伴い悪影響が無いよう、閉止キャップ等により既設系統との隔離を行う。

なお、MSLC の撤去に伴い使用しなくなる配管貫通部（X-212B）については、新たに格納容器雰囲気監視用の配管を接続する。（詳細は工事計画に係る補足説明資料 No. 4「配管貫通部（X-212B）の形式変更について」参照）

表－1 今後も維持する範囲

維持する範囲	維持する理由
主蒸気第 3 弁	主蒸気管の機器クラスを当該弁により区分する。具体的には、クラス 2 機器とクラス 3 機器を区分する。
主蒸気内側隔離弁及び外側隔離弁間に設置されているサプレッションプールへのベントライン	プラント停止時における主蒸気管の水抜きのため、ドレンラインとして活用する。



図－1 MSLC の機能廃止範囲

3. 工事の必要性

MSLC は、主蒸気管破断事故時等に主蒸気隔離弁からの漏えい蒸気を制御するため設置したものである。島根 2 号機では、シート性能が向上した主蒸気隔離弁を採用しているため、主蒸気隔離弁の漏えい率検査では、判定基準に対し十分低い漏えい率であることを確認しており、主蒸気隔離弁が高い信頼性を有していることから、主蒸気隔離弁の後備設備として設置しておく必要性がなくなっている。

このため、通常運転時に地震等が発生し、本系統配管の破損による蒸気や放射性物質の漏えいリスク低減のために MSLC を撤去する。

4. 工認手続きについて

本工事は、MSLC 撤去に伴い名称、最高使用圧力、最高使用温度、外径、厚さ及び材料が変更となるため、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第 43 条の 3 の 9 に基づき、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の別表第一において、原子炉冷却材の循環設備（原子炉冷却材圧力バウンダリ又は主蒸気に係るものに限る。）に係るもの*の「改造」に該当することから、工事の着手にあたり工事計画の認可が必要となる。（添付資料 1 および添付資料 2）

このため、MSLC（耐震重要度 B-1 クラス）における「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 5 条に対する適合性に係る工事計画認可申請に合わせて申請するものである。

注記*：「発電用原子炉施設の設計及び工事の計画に係る手続きガイド」のうち「（個別施設事項）b. 原子炉冷却材の循環設備」に「主蒸気隔離弁漏えい制御系は本設備に含める。」とあることから、技術基準規則第 33 条「循環設備等」に該当するものとして整理している。

5. 工事計画認可申請における技術基準規則の整理について

本工事を申請するにあたり、技術基準規則の条文ごとに、MSLC の撤去工事が該当する適合性確認の要否を整理した結果を添付資料 3 に示す。

なお、MSLC は設計基準対象施設であるため、技術基準規則第 49 条以降の重大事故等対処設備に関する技術基準規則の適合性については、整理対象外とした。

6. 添付すべき資料の整理

本工事の工事計画認可申請書に添付すべき書類は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の別表第二の上欄に記載される種類に応じて、下欄に記載される添付書類を添付する必要がある。

ただし、別表第二では「認可の申請又は届出に係る工事の内容に関係あるものに限る。」との規定があるため、添付書類の要否を検討した。検討結果を添付資料 4 に示す。

以 上

添付資料 1 : MSLC の要目表 (今回工認申請資料)

添付資料 2 : MSLC の撤去範囲を含む系統図 (今回工認申請資料)

添付資料 3 : 工事計画認可申請における技術基準規則の整理結果

添付資料 4 : 工事計画認可申請において要求される添付書類及び本申請における添付の要否の
検討結果

変 更 前						変 更 後						
名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*1 (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
主蒸気系 (主蒸気隔離弁漏えい制御系)	原子炉格納容器外 側主蒸気隔離弁 ～ サプレッションチ ェンバ内排気管及 び原子炉建物開放 出口ライン合流部 *2	8.62	302	61.1*3	10.9*3	SFVC2B	主蒸気系 (主蒸気隔離弁漏えい制御系)	—*4	—*4	—*4	—*4	—*4
				60.5	8.7	STS42						
				61.1*3 /61.1*3	10.9*3 /10.9*3	SFVC2B						
				/—	/—							
				60.5	8.7	STPT42						
				114.3	8.6	STPT42						
				114.3*5	8.6*5	STPT42*5						
				114.3	11.1	STPT42						
114.3	8.6	SB42										
	0.427	171	60.5	5.5	STPT42						廃止*6	
	0.427	171	60.5	5.5	STPT42						廃止*6	
原子炉建物開放出 口ライン合流部 ～ 原子炉建物開放*2	0.427	171	60.5	5.5	STPT42						廃止*6	

変更前						変更後						
名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (°C)	外 径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料	
主蒸気系 (主蒸気隔離弁漏えい制御系)	原子炉格納容器外 側主蒸気隔離弁以 降主蒸気系母管分 岐点 ～ サプレッションチ ェンバ内排気管及 び原子炉建物開放 出口ライン合流部 *2	8.62	302	67.5	□ (12.2*1)	S25C	主蒸気系 (主蒸気隔離弁漏えい制御系)	0.427	171	60.5	5.5*1	STPT42
				91.0	□ (14.95*1)	S25C						
				60.5	8.7*1	STPT42						
				61.1*3	10.9*3	S25C						
				61.1*3 /61.1*3	10.9*3 /10.9*3	S25C						
				114.3	8.6*1	STPT42						
				114.3*5	8.6*1, *5	STPT42*5						
				114.3	11.1*1	STPT42						
				114.3	8.6*1	SB42						
廃止*6												

注記*1：公称値を示す。

*2：既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

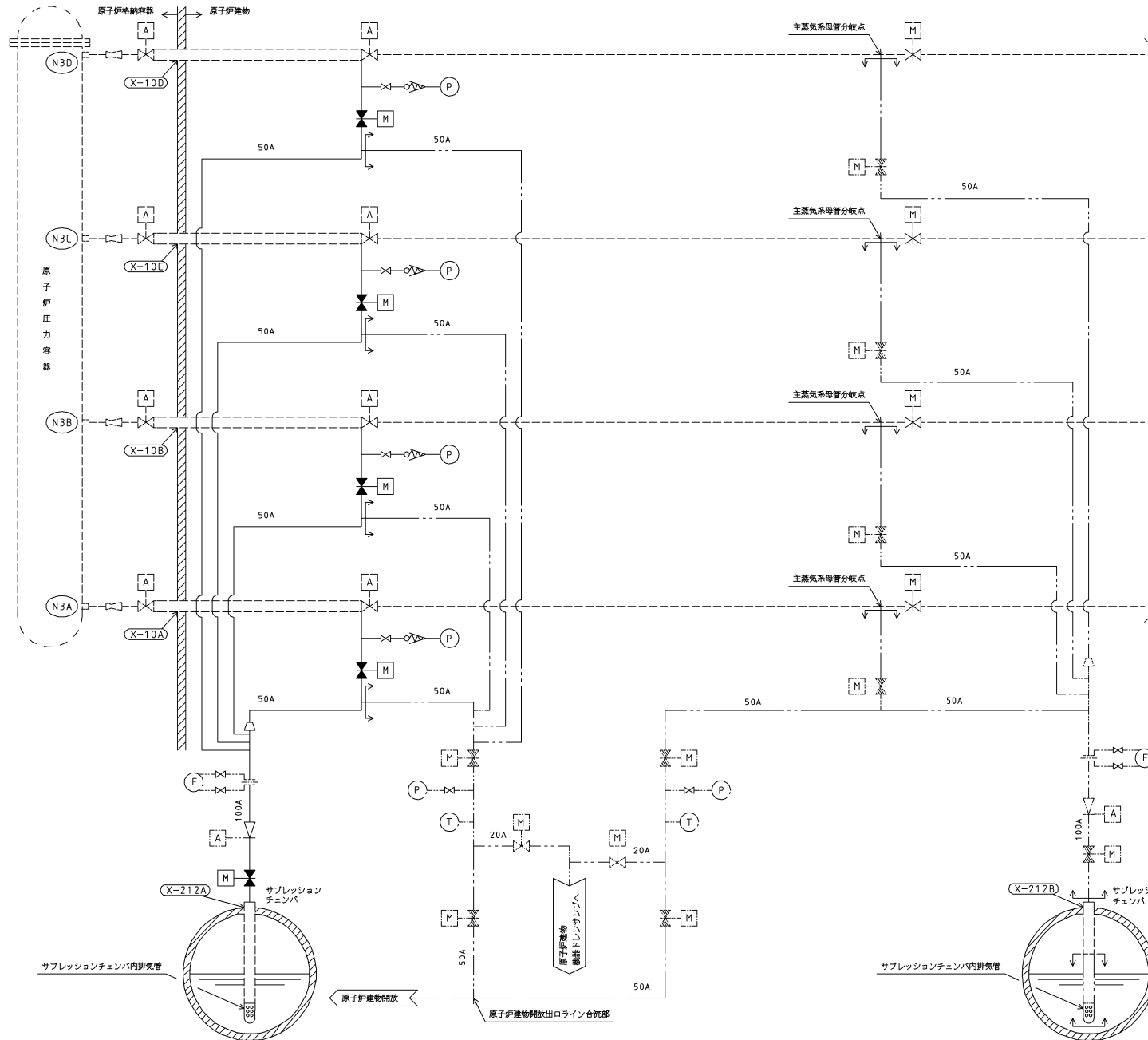
*3：差込み継手の差込み部内径及び最小厚さ

*4：主蒸気隔離弁漏えい制御系機能除却に伴い、主たる機能を果たす配管ではなくなることによる。なお、一部の配管については、ドレンラインとして運用する。

*5：エルボを示す。

*6：主蒸気隔離弁漏えい制御系機能除却に伴い、当該配管を機能削除することによる。

500-900-2N



備考
1. 本工事計画における閉止範囲を2点鎖線及び で示す。

高圧タービンへ

工事計画認可申請		第4-2-1-3-1図
島根原子力発電所 第2号機		
名称	原子炉冷却材の循環設備系統図 (主蒸気系) (その1)	
中国電力株式会社		
S	H	G
N2-006-005		1416

2-30

技術基準条文		技術基準 変更有無 (○:有 ×:無)	工事件名：主蒸気隔離弁漏えい制御系（MSLC）撤去工事				適合性確認に必要な主な添付書類
			当該設備に 要求される条文 (○:該当 ×:非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○:該当 ×:非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○:該当 ×:非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第4条	設計基準対象施設の地盤	○	○	×	○	技術基準変更はなく、当該工事において設備を廃止（MSLC撤去）するものであるため、適合性確認不要。	—
第5条	地震による損傷の防止	○	○	○	○	技術基準変更はなく、当該工事において設備を廃止（MSLC撤去）するものであるため、適合性確認不要。	—
第6条	津波による損傷の防止	○	○	×	○	技術基準変更はなく、当該工事において設備を廃止（MSLC撤去）するものであるため、適合性確認不要。	—
第7条	外部からの衝撃による損傷の防止	○	○	×	○	技術基準変更はなく、当該工事において設備を廃止（MSLC撤去）するものであるため、適合性確認不要。	—
第8条	立入りの防止	×	×				
第9条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	○	×				
第10条	急傾斜地の崩壊の防止	×	×				
第11条	火災による損傷の防止	○	○	×	○	技術基準変更はなく、当該工事において設備を廃止（MSLC撤去）するものであるため、適合性確認不要。	—
第12条	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止	○	○	×	○	技術基準変更はなく、当該工事において設備を廃止（MSLC撤去）するものであるため、適合性確認不要。	—
第13条	安全避難通路等	○	×				
第14条	安全設備	○	○	×	○	技術基準変更はなく、当該工事において設備を廃止（MSLC撤去）するものであるため、適合性確認不要。	—
第15条	設計基準対象施設の機能	○	○	×	○	技術基準変更はなく、当該工事において設備を廃止（MSLC撤去）するものであるため、適合性確認不要。	—
第16条	全交流動力電源喪失対策設備	○	×				
第17条	材料及び構造	○	○	○	×	技術基準変更はなく、当該工事において設備を廃止（MSLC撤去）するものであるため、適合性確認不要。	—
第18条	使用中の亀裂等による破壊の防止	×	○	×	×	技術基準変更はなく、当該工事において設備を廃止（MSLC撤去）するものであるため、適合性確認不要。	—
第19条	流体振動等による損傷防止	×	×				

技術基準条文		技術基準 変更有無 (○：有 ×：無)	工事件名：主蒸気隔離弁漏えい制御系（MSLC）撤去工事				適合性確認に必要な主な添付書類
			当該設備に 要求される条文 (○：該当 ×：非該当) (×の場合右列はグレーアウト)	当該工事における 適合性確認条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事に関わらず 新規制基準適合性申請で確認する条文 (○：該当 ×：非該当)	当該工事における 適合性確認要否の理由	
第20条	安全弁等	×	×				
第21条	耐圧試験等	×	○	×	×	技術基準変更はなく、当該工事において設備を廃止（MSLC撤去）するものであるため、適合性確認不要。	—
第22条	監視試験片	×	×				
第23条	炉心等	×	×				
第24条	熱遮蔽材	×	×				
第25条	一次冷却材	×	×				
第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	○	×				
第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	○	×				
第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	○	×				
第29条	一次冷却材処理装置	×	×				
第30条	逆止め弁	×	×				
第31条	蒸気タービン	○	×				
第32条	非常用炉心冷却設備	×	×				
第33条	循環設備等	○	○	○	×	技術基準変更はなく、当該工事において設備を廃止（MSLC撤去）するものであるため、適合性確認不要。	—
第34条	計測装置	○	×				
第35条	安全保護装置	○	×				
第36条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×				
第37条	制御材駆動装置	×	×				
第38条	原子炉制御室等	○	×				
第39条	廃棄物処理設備等	×	×				
第40条	廃棄物貯蔵設備等	×	×				
第41条	放射性物質による汚染の防止	×	×				
第42条	生体遮蔽等	×	×				
第43条	換気設備	×	×				
第44条	原子炉格納施設	○	×				
第45条	保安電源設備	○	×				
第46条	緊急時対策所	○	×				
第47条	警報装置等	○	×				
第48条	準用	○	×				

工事計画認可申請書において要求される添付書類及び本申請における添付の要否の検討結果

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 別表第二 添付書類		添付の要否 (○・×)	理由
各発電用原子炉施設に共通			
1	送電関係一覧図	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止により、送電関係一覧図に変更に変更を生じないため不要。
2	急傾斜地崩壊危険区域内において行う制限工事に係る場合は、当該区域内の急傾斜地（急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律第二条第一項に規定するものをいう。以下同じ。）の崩壊の防止措置に関する説明書	×	島根原子力発電所において、急傾斜地崩壊危険区域に指定された箇所はないため不要。
3	工場又は事業所の概要を明示した地形図	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止により、工場又は事業所の概要を明示した地形図に変更を生じないため不要。
4	主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止により、主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図に変更を生じないため不要。
5	単線結線図（接地線（計器用変成器を除く。）については電線の種類、太さ及び接地の種類も併せて記載すること。）	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止により、単線結線図に変更を生じないため不要。
6	新技術の内容を十分に説明した書類	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止により、新技術の採用等は実施していないため不要。
7	発電用原子炉施設の熱精算図	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止により、発電用原子炉施設の熱精算図に変更を生じないため不要。
8	熱出力計算書	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止により、熱出力計算書に変更を生じないため不要。
9	発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）は、発電用原子炉の設置の許可及び基本設計方針に記載されていない。
10	排気中及び排水中の放射性物質の濃度に関する説明書	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止により、排気中及び排水中の放射性物質の濃度に関する説明書に変更を生じないため不要。
11	人が常時勤務し、又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における線量に関する説明書	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止により、人が常時勤務し、又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における線量に関する説明書に変更を生じないため不要。
12	発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止により、発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書に変更を生じないため不要。

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 別表第二 添付書類		添付の要否 (○・×)	理由
各発電用原子炉施設に共通			
13	放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（第二条第二項第四号に規定する管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが同号の規定に基づき告示する線量を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。）並びにその地下に施設する排水路並びに当該排水路に施設する排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備の配置の概要を明示した図面	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止により、放射性物質により汚染するおそれがある管理区域並びにその地下に施設する排水路並びに当該排水路に施設する排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備の配置に変更を生じないため不要。
14	取水口及び放水口に関する説明書	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止により、取水口及び放水口に変更を生じないため不要。
15	設備別記載事項のうち、容量又は注入速度、最高使用圧力、最高使用温度、個数、再結合効率、加熱面積、伝熱面積、揚程又は吐出圧力、原動機の出力、外径、閉止時間、漏えい率、制限流量、落下速度、駆動速度及び挿入時間、効率、吹出圧力、慣性定数、回転速度半減時間、慣性モーメント、設定破裂圧力並びに設計温度の設定根拠に関する説明書	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止により、設定根拠に関する説明書に変更を生じないため不要。
16	環境測定装置（放射線管理用計測装置に係るものを除く。）の構造図及び取付箇所を明示した図面	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）は、環境測定装置（放射線管理用計測装置に係るものを除く。）に該当する設備ではないため不要。
17	クラス1機器（技術基準規則第二条第二項第三十三号に規定するクラス1機器をいう。）及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書（クラス1機器にあっては、支持構造物を含めて記載すること。）	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）は、クラス1機器及び炉心支持構造物に該当する設備ではないため不要。
18	安全設備（技術基準規則第二条第二項第九号に規定する安全設備をいう。）及び重大事故等対処設備（設置許可基準規則第二条第二項第十四号に規定する重大事故等対処設備をいう。）が使用される条件の下における健全性に関する説明書	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止により、安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書に変更を生じないため不要。
19	発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止により、火災の防護措置に影響を与えるものではないことから不要。
20	発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止により、溢水評価に影響を与えるものではないことから不要。
21	発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止により、蒸気タービン、ポンプ等の破壊に伴う飛散物による損傷防護に変更を生じないため不要。
22	通信連絡設備に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止により、通信連絡設備に変更は生じないため不要。
23	安全避難通路に関する説明書及び安全避難通路を明示した図面	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止により、安全避難通路に変更は生じないため不要。
24	非常用照明に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止により、非常用照明に変更は生じないため不要。

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 別表第二 添付書類		添付の要否 (○・×)	理由
原子炉冷却系統施設			
1	原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	○	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止範囲を系統図に示し添付する。
2	蒸気タービンの給水処理系統図	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止は蒸気タービンの給水処理系統に該当しないため不要。
3	耐震性に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止であるため不要。
4	強度に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止であるため不要。
5	構造図	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止は、配管の機能廃止であるため構造図は不要。
6	原子炉格納容器内の原子炉冷却材又は一次冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書、検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）は、原子炉格納容器内の原子炉冷却材又は一次冷却材の漏えいを監視する設備に該当しないため不要。
7	蒸気発生器及び蒸気タービンの基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）は、蒸気タービンの基礎に該当しないため不要。
8	流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止は、流力振動評価が必要な配管内円柱状構造物に該当しないため不要。
9	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）は、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプに該当しないため不要。
10	蒸気タービンの制御方法に関する説明書	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）は、蒸気タービンに該当しないため不要。
11	蒸気タービンの振動管理に関する説明書	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）は、蒸気タービンに該当しないため不要。
12	蒸気タービンの冷却水の種類及び冷却水として海水を使用しない場合は、可能取水量を記載した書類	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）は、蒸気タービンに該当しないため不要。
13	安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書（バネ式のものに限る。）	×	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止は、安全弁に該当しないため不要。
14	設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書	○	主蒸気系（主蒸気隔離弁漏えい制御系）の廃止における設計及び工事に係る品質管理の方法等を評価する必要があるため、説明書を添付する。

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-002 改04
提出年月日	2023年6月29日

補足-002 工事計画に係る補足説明資料
(適用基準及び適用規格)

2023年6月

中国電力株式会社

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	工認添付書類	補足説明資料
1	—	1. 適用基準及び適用規格 一覧表

適用基準及び適用規格 一覧表

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原治	ケーシ	計装	放焼	放噴	格納	非常用	常用	ま仔	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
共通	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	3	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	4	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
共通	4	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	②、記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	4	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	②、記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	4	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	②、記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	4	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306193号)	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306193号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	②、記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	4	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号)	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	②、記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	5	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
共通	5	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	②、記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	5	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	②、記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	5	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	②、記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	5	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306193号)	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306193号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	②、記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	5	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号)	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	②、記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	(5)	建築基準法(昭和25年5月24日法律第201号) 建築基準法施行令(昭和25年11月16日政令第338号)	建築基準法(昭和25年5月24日法律第201号) 建築基準法施行令(昭和25年11月16日政令第338号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
共通	(5)	発電用原子炉設備に関する技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)	発電用原子炉設備に関する技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
共通	(5)	非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)(平成20-02-12原院第5号平成20年2月27日原子力安全・保安院制定)	非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)(平成20-02-12原院第5号平成20年2月27日原子力安全・保安院制定)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(5)	BWR・MARK I 型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針(原子力安全委員会 平成29年8月)	BWR・MARK I 型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針(原子力安全委員会 平成29年8月)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 【変更前】の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、【変更前】が「一」の基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原治	ケーブ	計装	放噴	放管	格納	非常用	常用	まひ	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
共通	(5)	原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力幅 (J E A G 4 6 0 1・補-1984)	原子力発電所耐震設計技術指針 許容応力幅 (J E A G 4 6 0 1・補-1984)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	(5)	原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1-1987 (日本電気協会)	原子力発電所耐震設計技術指針 (J E A G 4 6 0 1-1987)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	(5)	原子力発電所耐震設計技術指針 (J E A G 4 6 0 1-1991 追補版)	原子力発電所耐震設計技術指針 (J E A G 4 6 0 1-1991 追補版)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	(5)	-	原子力発電所耐震設計技術規程 (J E A C 4 6 0 1-2008)	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(5)	-	原子力発電所耐震設計技術規程 (J E A C 4 6 0 1-2015)	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(5)	-	クレーン構造規格 (平成15年12月19日厚生労働省告示第399号)	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	(5)	-	日本建築学会 1999年 鉄骨コンクリート構造計算規程・同解説-許容応力度設計法	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	(5)	-	日本建築学会 2005年 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規程・同解説	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	(5)	-	日本建築学会 2005年 鋼構造設計規程-許容応力度設計法	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	(5)	-	日本建築学会 2019年 鋼構造許容応力度設計規程	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	(5)	-	日本建築学会 2001年 鉄骨鉄筋コンクリート構造計算規程・同解説-許容応力度設計法と保有水平耐力	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	(5)	日本建築学会 1980年 塔状鋼構造設計指針・同解説	日本建築学会 1980年 塔状鋼構造設計指針・同解説	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	(5)	-	日本建築センター 1982年 煙突構造設計施工指針	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	(5)	日本建築学会 2007年 煙突構造設計指針	日本建築学会 2007年 煙突構造設計指針	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	(5)	-	日本建築学会 2010年 容器構造設計指針・同解説	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	(5)	-	日本建築学会 1990年 建築耐震設計における保有耐力と変形性能	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	(5)	日本建築学会 2001年 建築基礎構造設計指針	日本建築学会 2001年 建築基礎構造設計指針	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	移燃	原冷	ケーブル	計装	放塵	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊対所	備考
共通	(5)	-	日本建築学会 2010年 各種合成構造設計指針・同解説	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-
共通	(5)	日本建築学会 1996年 鋼構造座面設計指針	日本建築学会 1996年 鋼構造座面設計指針	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(5)	-	日本建築学会 2013年 建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(5)	-	日本建築学会 2014年 建築工事標準仕様書・同解説 JASS 6 鉄骨工事	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(5)	-	日本建築学会 2004年 建築物荷重指針・同解説	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(5)	J S M E S N C 1 - 2 0 0 5 / 2 0 0 7 発 電 用 原 子 力 設 備 規 格 設 計 ・ 建 設 規 格	J S M E S N C 1 - 2 0 0 5 / 2 0 0 7 発 電 用 原 子 力 設 備 規 格 設 計 ・ 建 設 規 格	○	○	○	-	○	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(5)	-	J S M E S N E 1 - 2 0 0 3 発 電 用 原 子 力 設 備 規 格 コ ン ク リ ー ト 製 原 子 炉 格 納 容 器 規 格	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(5)	-	J I S G 3 3 0 2 1 9 9 4 溶 融 亜 鉛 め っ ぎ 鋼 板 及 び 鋼 帯	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(5)	-	J I S G 3 1 3 6 2 0 1 2 建 築 構 造 用 圧 延 鋼 材	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(5)	-	J I S G 4 3 0 3 2 0 1 2 ス テ ン レ ス 鋼 体	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(5)	-	J I S G 4 0 5 1 2 0 1 6 機 械 構 造 用 炭 素 鋼 材	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(5)	-	J I S G 4 0 5 3 2 0 0 8 機 械 構 造 用 合 金 鋼 材	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(5)	-	J I S G 4 0 5 3 2 0 1 6 機 械 構 造 用 合 金 鋼 材	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(5)	-	J I S B 1 0 5 1 炭 素 鋼 及 び 合 金 鋼 製 締 結 用 部 品 の 機 械 的 性 質	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(5)	-	J I S B 1 0 5 4 - 1 2 0 1 3 耐 食 ス テ ン レ ス 鋼 製 締 結 用 部 品 の 機 械 的 性 質 一 第 1 部 : ボ ル ト , ナ じ 及 び 種 込 み ボ ル ト	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(5)	-	J I S G 5 1 0 1 炭 素 鋼 鋼 材	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(5)	-	土木学会 2002年 コンクリート標準示方書 構造性 性能査査編	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	○	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 【変更後】の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、【変更前】が「一」の基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	修繕	格納	非常用	常用	まひ	火災	浸水	補機	取水	土木	緊対所	備考
共通	(5)	-	土木学会 2012年 コンクリート標準示方書 設計編	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	
共通	(5)	-	土木学会 2017年 コンクリート標準示方書 設計編	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	
共通	(5)	-	土木学会 2005年 原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	
共通	(5)	-	土木学会 1988年 構造力学公式集	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	
共通	(5)	-	日本道路協会 平成14年3月 道路橋示方書 (I 共通種・II 鋼橋種)・同解説	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	
共通	(5)	-	日本道路協会 平成14年3月 道路橋示方書 (I 共通種・IV 下部構造種)・同解説	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	
共通	(5)	-	日本道路協会 平成14年3月 道路橋示方書 (V 耐震設計種)・同解説	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	
共通	(5)	-	日本道路協会 平成24年3月 道路橋示方書 (V 耐震設計種)・同解説	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	
共通	(5)	-	国土交通省港湾局 2007年 港湾の施設の技術上の基準・同解説	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	
共通	(5)	-	沿岸技術研究センター 平成19年3月 港湾構造物設計事例集	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	
共通	(5)	-	日本水道協会 1997年 水道施設耐震工法指針・解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	
共通	(5)	-	地盤工学会基準 (JGS 1 5 2 1-2003) 地盤の平板載荷試験方法	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	
共通	(5)	-	地盤工学会基準 (JGS 3 5 2 1-2004) 剛体載荷版による岩盤の平板載荷試験方法	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	
共通	(5)	-	地盤工学会基準 (JGS 3 5 5 1-2020) 地盤の原位置一軸引張り試験方法	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(5)	-	2020年版 建築物の構造関係技術基準解説書 (国土交通省国土技術政策総合研究所・国立研究開発法人建築研究所)	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	
共通	(5)	-	J I S G 3 3 0 2 (1979) 垂鉛鉄板	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(5)	-	日本機械学会 機械工学便覧	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	「参考」とした基準及び規格のため

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の() は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分欄の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原治	ケベツ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊処所	備考
共通	(5)	-	松江市建築基準法施行細則(平成17年3月31日 松江市規則第234号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	
共通	(5)	-	Journal of Engineering for Industry, "Effective Elastic Constants for Thick Perforated Plates With Square and Triangular Penetration Patterns" (T.SLOI, W.J.O' DONNELL)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(5)	-	耐津波設計に係る工認審査ガイド(制定平成25年6月19日原管地発第1306196号原子力規制委員会決定)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	ガイドは枠外に記載するため
共通	(5)	-	共同研究報告書「機器配管系の合理的な耐震設計手法の確立に関する研究」(昭和61年3月)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(5)	ASME B&PV CODE, Section III, Division I, Appendices, Article A-8000, "Stresses in Perforated Flat Plates," 1989 Edition, NoAddenda.	ASME B&PV CODE, Section III, Division I, Appendices, Article A-8000, "Stresses in Perforated Flat Plates," 1989 Edition, NoAddenda.	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(5)	-	一般財団法人土木研究センター 建設技術審査証明報告書(後施工プレート定着型せん断補強鉄筋「Post-Head-bar」)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	
共通	(5)	-	日本水道鋼管協会 2006年 水道用埋設鋼管耐震設計基準	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	
共通	(5)	-	日本水道鋼管協会 1999年 水道用埋設鋼管耐震設計基準	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	
共通	(5)	-	日本道路協会 平成29年11月 道路橋示方書(Ⅰ共通編・Ⅳ下部構造編)・同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	
共通	(5)	-	ダム・堰施設技術協会 平成28年3月 ダム・堰施設技術基準(案)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	
共通	(5)	-	地盤工学会 2012年 グラウンドアンカー設計・施工基準, 同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	
共通	(5)	-	運輸省港湾技術研究所 1970年 港湾技術資料 No. 102 けい船柱の標準設計(案)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	
共通	6	-	運用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	6	-	運用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	6	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	6	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核燃	原冷	カベシ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
共通	6	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（平成25年6月19日原電技発第1306193号）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	② 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	6	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	② 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	(6)	-	建築基準法（昭和25年5月24日法律第201号） 建築基準法施行令（昭和25年11月16日政令第338号）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	
共通	(6)	-	J I S G 4 3 0 4 - 2 0 1 2 熱間圧延ステンレス鋼板及び鋼帯	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(6)	-	J I S G 4 3 0 3 2 0 1 2 ステンレス鋼棒	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(6)	-	J I S G 4 0 5 1 2 0 1 6 機械構造用炭素鋼鋼材	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(6)	-	J I S G 4 0 5 3 2 0 0 8 機械構造用合金鋼鋼材	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(6)	-	J I S G 4 0 5 3 2 0 1 6 機械構造用合金鋼鋼材	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(6)	-	J I S B 1 0 5 1 炭素鋼及び合金鋼製縮結用部品の機械的性質	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(6)	-	J I S B 1 0 5 4 - 1 2 0 1 3 耐食ステンレス鋼製縮結用部品の機械的性質 第1部：ボルト、小ねじ及び継ぎ目ボルト	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(6)	-	J I S G 5 1 0 1 炭素鋼鋼製品	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(6)	-	原子力発電用耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1 - 1 9 8 7）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	
共通	(6)	-	原子力発電用耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1 - 1 9 9 1 追加版）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	
共通	(6)	-	原子力発電用耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力幅（J E A G 4 6 0 1 ・ 補 - 1 9 8 4）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	
共通	(6)	-	J S M E S N C 1 - 2 0 0 5 / 2 0 0 7 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	
共通	(6)	-	日本建築学会 2010年 各種合成構造設計指針・同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	
共通	(6)	-	日本建築学会 2005年 鋼構造設計規準—許容応力度設計法	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 【変更前】の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の赤色ハッチングは、【変更前】が「一」の基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原冷	ケーブ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	ま仔	火災	浸水	補機	取水	土木	緊対所	備考
共通	(6)	-	日本建築学会 2019年 鋼構造許容応力度設計規準	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(6)	-	日本建築学会 1999年 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説－許容応力度設計法－	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(6)	-	日本建築学会 2001年 建築基礎構造設計指針	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(6)	-	土木学会 2002年 コンクリート標準示方書 構造性能照査編	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(6)	-	土木学会 2005年 原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(6)	-	土木学会 1986年 構造力学公式集	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(6)	-	日本道路協会 平成14年3月 道路標示方書（I 共通編・II 鋼橋編）・同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(6)	-	日本道路協会 平成14年3月 道路標示方書（I 共通編・IV 下部構造編）・同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(6)	-	日本道路協会 平成14年3月 道路標示方書（V 前農設計編）・同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(6)	-	国土交通省港湾局 2007年 港湾の施設の技術上の基準・同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(6)	-	沿岸技術研究センター 平成19年3月 港湾構造物設計事例集	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(6)	-	国土交通省港湾局 平成27年12月一部改訂 防波堤の耐津波設計ガイドライン	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(6)	-	水門鉄管協会 平成19年9月 水門鉄管技術基準・水圧鉄管・鉄鋼構造物編	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(6)	-	ダム・堰施設技術協会 平成28年3月 ダム・堰施設技術基準（案）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(6)	-	地盤工学会 2012年 グラウンドアンダーデザイン・施工基準・同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(6)	-	日本機械学会 機械工学便覧	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(6)	-	運輸省港湾技術研究所 1970年 港湾技術資料 No.102 けい船柱の標準設計（案）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 【変更前】の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原治	ケーブ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
共通	(6)	-	日本水道協会 2009年 水道施設耐震工法指針・解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(6)	-	耐震設計に係る工設審査ガイド(制定平成25年6月19日原管地発第1306196号原子力規制委員会決定)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	ガイドは枠外に記載するため
共通	7	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-
共通	7	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	12. 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	7	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-
共通	7	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	12. 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	7	実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について(内規)(平成21・06・25 原院第1号(平成21年6月30日)原子力安全・保安院一部改正)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-
共通	(7)	建築基準法(昭和25年5月24日法律第201号)建築基準法施行令(昭和25年11月16日政令第338号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-
共通	(7)	-	松江市建築基準法施行細則(平成17年3月31日松江市規則第234号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	「建築基準法施行令」に含まれるため
共通	(7)	-	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針(平成22年8月30日原子力安全委員会)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-
共通	(7)	-	原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力値(JEAG4601・補-1984)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-
共通	(7)	-	原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1987)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-
共通	(7)	-	原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1991 追加版)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-
共通	(7)	-	J SME S N C 1 - 2005 / 2007 発電用原子炉設備規格 設計・建設規格	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-
共通	(7)	-	土木学会 2002年 コンクリート標準示方書 構造性能照査編	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-
共通	(7)	-	土木学会 2007年 コンクリート標準示方書 設計編	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-
共通	(7)	-	日本建築学会 2004年 建築物荷重指針・同解説	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 【変更前】の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原冷	ケーブル	計装	放熱	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
共通	(7)	-	日本建築学会 2005年 鋼構造設計規準一許容応力度設計法一	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	
共通	(7)	-	日本建築学会 2010年 各種合成構造設計指針・同解説	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	
共通	(7)	-	日本建築学会 1999年 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説一許容応力度設計法	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	
共通	(7)	-	日本建築学会 2005年 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	
共通	(7)	-	日本機械学会 新版機械工学便覧	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(7)	-	ISES7607-3「艦水圧構造機器の衝撃荷重に関する調査 その3 ミサイルの衝突による構造壁の損傷に関する評価式の比較検討」(昭和51年10月 高温構造安全技術研究会)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	
共通	(7)	-	タービンミサイル評価について(昭和52年7月20日 原子炉安全専門審査会)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	
共通	(7)	-	U.S.Nuclear Regulatory Commission:REGULATORY GUIDE 1.76,DESIGN-BASIS TORNADO AND TORNADO MISSILES FOR NUCLEAR POWER PLANTS,Revision1, March 2007	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	
共通	(7)	-	Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs(Nuclear Energy Institute 2011 Rev8 (NEI07-13))	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	
共通	(7)	-	原子力発電所の火山影響評価ガイド(制定平成25年6月19日原規技発第13061910号 原子力規制委員会決定)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	ガイドは枠外に記載するため
共通	(7)	-	原子力発電所の竜巻影響評価ガイド(制定平成25年6月19日原規技発第13061911号原子力規制委員会)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	ガイドは枠外に記載するため
共通	(7)	-	原子力発電所の外部火災影響評価ガイド(原規技発第13061912号(平成25年6月19日) 原子力規制委員会)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	ガイドは枠外に記載するため
共通	(7)	-	石油コンビナートの防災アセスメント指針(平成25年3月消防庁特殊災害室)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(7)	-	財団法人日本建築センター 建築火災のメカニズムと火災安全設計(平成19年12月25日)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(7)	-	IEの數値を算出する方法並びにV.0及び風力係數の數値を定める件」(平成12年5月31日建設省告示第1454号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(7)	-	JIS G 3192 (2021) 熱間圧延形鋼の形状、寸法、質量及びその許容差	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	「参考」とした基準及び規格のため

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更後】【変更前】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原冷	ケーブ	計装	放噴	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
共通	(7)	-	土木学会 2005年 原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能調査指針・マニュアル	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	
共通	8	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 (平成25年6月19日原規技発第1306194号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	
共通	8	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則 (平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	8	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈 (平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令 (昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	9	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 (平成25年6月19日原規技発第1306194号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	
共通	9	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則 (平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	9	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈 (平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令 (昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	
共通	9	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令 (昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令 (昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	9	不正アクセス行為の禁止等に関する法律 (平成11年8月13日法律第128号)	不正アクセス行為の禁止等に関する法律 (平成11年8月13日法律第128号)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
共通	10	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 (平成25年6月19日原規技発第1306194号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	
共通	10	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則 (平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	10	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈 (平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令 (昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	10	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令 (昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令 (昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	11	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 (平成25年6月19日原規技発第1306194号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	
共通	11	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則 (平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	11	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈 (平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令 (昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分欄の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原冷	ケーブ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊処所	備考
共通	11	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	②. 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	(11)	-	美用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和53年12月28日通商産業省令第77号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	(11)	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原研技発第1306193号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	11	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準(平成25年6月19日原研技発第1306195号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-
共通	(11)	発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針(昭和55年11月6日)	発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針(昭和55年11月6日)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-
共通	(11)	原子力発電所の火災防護規程(J.E.A.C.4.6.2.6-2010)	原子力発電所の火災防護規程(J.E.A.C.4.6.2.6-2010)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-
共通	(11)	原子力発電所の火災防護指針(J.E.A.G.4.6.0.7-2010)	原子力発電所の火災防護指針(J.E.A.G.4.6.0.7-2010)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-
共通	(11)	-	J.I.S.A.4.2.0.1-1992 建築物等の避雷設備(避雷針)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-
共通	(11)	-	J.I.S.A.4.2.0.1-2003 建築物等の雷保護	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-
共通	(11)	建築基準法(昭和25年5月24日法律第201号) 建築基準法施行令(昭和25年11月16日政令第338号)	建築基準法(昭和25年5月24日法律第201号) 建築基準法施行令(昭和25年11月16日政令第338号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	-
共通	(11)	高圧ガス保安法(昭和26年6月7日法律第204号) 高圧ガス保安法施行令(平成9年2月19日政令第20号)	高圧ガス保安法(昭和26年6月7日法律第204号) 高圧ガス保安法施行令(平成9年2月19日政令第20号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	-
共通	(11)	消防法(昭和23年7月24日法律第186号) 消防法施行令(昭和36年3月25日政令第37号) 消防法施行規則(昭和36年4月1日自治省令第6号)	消防法(昭和23年7月24日法律第186号) 消防法施行令(昭和36年3月25日政令第37号) 消防法施行規則(昭和36年4月1日自治省令第6号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	-
共通	(11)	-	平成12年建設省告示第1400号(平成12年5月30日)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	-
共通	(11)	-	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	-
共通	(11)	-	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	-
共通	(11)	-	原子力発電所施設設計技術指針(重要度分類・許容心力幅)(J.E.A.G.4.6.0.1・補-1984)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	-
共通	(11)	-	原子力発電所施設設計技術指針(J.E.A.G.4.6.0.1-1987)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	-

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	修繕	原状	ケベツ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まひ	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
共通	(11)	-	原子力発電所耐震設計技術指針 (J E A G 4 6 0 1 - 1991 追加版)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(11)	-	発電用原子力設備規格設計・建設規格 (J S M E S N C 1 - 2005/2007) 日本機械学会	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(11)	-	J I S L 1 0 9 1 - 1999 繊維製品の燃焼性試験方法	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(11)	-	独立行政法人産業安全研究所技術指針 工場電気設備防塵指針 (ガス蒸気防塵2006)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(11)	-	I E E E S t d 3 8 3 - 1974 垂直トレイ燃焼試験	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(11)	-	I E E E S t d 1 2 0 2 - 1991 垂直トレイ燃焼試験	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(11)	-	I E E E S t d 3 8 4 - 1992	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(11)	-	U L 1 5 8 1 (Fourth Edition) 1 0 8 0 . V W - 1 垂直燃焼試験, 2006	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(11)	-	公益社団法人日本空清浄協会 空清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針 (J A C A N o . 1 1 A - 2003)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(11)	-	一般社団法人電池工業会 蓄電池室に関する設計指針 (S B A G 0 6 0 3 - 2001)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(11)	-	Fire Dynamics Tools (FDTS) ; Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program, NUREG-1805, December 2004	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(11)	-	原子力発電所の内部火災影響評価ガイド (制定平成25年6月19日 原規技発第13061914号 原子力規制委員会決定)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	ガイドは特外に記載するため
共通	11	-	一般社団法人火力原子力発電技術協会 BRR 配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン (平成17年10月)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	(11)	-	電気設備に関する技術基準を定める省令 (平成9年3月27日通商産業省令第52号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	(11)	-	原子力発電用工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める省令 (平成24年9月14日経済産業省令第70号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	12	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 (平成25年6月19日原規技発第1306194号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-
共通	12	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則 (平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核燃	原冷	ケベツ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まひ	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
共通	12	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	12	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	(12)	-	建築基準法(昭和25年5月24日法律第201号) 建築基準法施行令(昭和25年11月16日政令第338号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	消防法(昭和28年7月24日法律第186号) 消防法施行令(昭和36年3月25日政令第37号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	12	-	発電用圧水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	12	-	発電用圧水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	原子力発電所耐震設計技術指針(J.E.A.G.4.6.0.1-1987)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編(J.E.A.G.4.6.0.1・補-1984)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	原子力発電所耐震設計技術指針(J.E.A.G.4.6.0.1-1991 追補版)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	原子力発電所の火災防護指針 J.E.A.G.4.6.0.7-2010	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	J.S.M.E. S.N.C.1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	ガイドは枠外に記載するため
共通	(12)	-	土木学会 2002年 コンクリート標準示方書 構造性能照査編	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	土木学会 2007年 コンクリート標準示方書 設計編	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	土木学会 2017年 コンクリート標準示方書 設計編	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	日本建築学会, 2002年 鋼構造設計規準	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	日本建築学会 2005年 鋼構造設計規準-許容応力度設計法	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	修繕	原状	ケベツ	計装	放電	放管	格納	非常用	常用	まひ	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
共通	(12)	-	日本建築学会 2010年 各種合成構造設計指針・同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	日本機械学会 機械工学便覧	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(12)	-	日本水道協会 1997年 水道施設耐震工法指針・解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	日本水道協会 2009年 水道施設耐震工法指針・解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	日本道路協会 平成14年3月 道路指示方書（I 共通編・IV下部構造編）・同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	日本道路協会 平成24年3月 道路指示方書（I 共通編・IV下部構造編）・同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	地盤工学会 2012年 グラウンドアンカー設計・施工基準、同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	土木学会 2005年 原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	日本水道協会 1998年制定 水道用プレストレスコンクリートタンク設計施工指針・解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	日本建築学会 2004年制定 建築物荷重指針・同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	日本建築学会 2010年制定 容器構造設計指針・同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	塩化ビニル・継手協会 水道用硬質ポリ塩化ビニル管技術資料	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	J I S K 6 7 4 1 2016 硬質ポリ塩化ビニル管	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(12)	-	J I S C 0 9 2 0 2003 電気機械器具の外郭による保護等級（I Pコード）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	13	-	使用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成28年6月19日原規授発第1306194号）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
共通	13	-	使用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成28年6月28日原子力規制委員会規則第6号）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	(13)	建築基準法（昭和25年5月24日法律第201号） 建築基準法施行令（昭和25年11月16日政令第338号）	建築基準法（昭和25年5月24日法律第201号） 建築基準法施行令（昭和25年11月16日政令第338号）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】(黄色ハッチング)は、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 【変更後】(桃色ハッチング)は、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格
- ・ 各施設区分の②は、【変更後】が「二」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原令	ケーブ	計装	放電	放電	放電	格納	非常用	常用	まひ	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考	
共通	(13)	消防法(昭和23年7月24日法律第186号) 消防法施行令(昭和36年3月25日政令第37号) 消防法施行規則(昭和36年4月1日自治省令第6号)	消防法(昭和23年7月24日法律第186号) 消防法施行令(昭和36年3月25日政令第37号) 消防法施行規則(昭和36年4月1日自治省令第6号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	(13)	昭和45年12月28日 建設省告示第1830号	昭和45年12月28日 建設省告示第1830号	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	「建築基準法施行令」に含まれるため
共通	14	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原研技発第1306194号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	14	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	14	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	14	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	14	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	14	J S M E S 0 1 2 - 1 9 9 8 配管内円柱状構造物の流力振動評価指針	J S M E S 0 1 2 - 1 9 9 8 配管内円柱状構造物の流力振動評価指針	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	14	-	原子炉構造材の監視試験方法(J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	14	-	原子炉構造材の監視試験方法(J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7) [2010年追補版]	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	14	-	原子炉構造材の監視試験方法(J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7) [2013年追補版]	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	14	原子炉発電用機器に対する破壊靭性の確認試験方法(J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7)	原子炉発電用機器に対する破壊靭性の確認試験方法(J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	(14)	-	J S M E S N C 1 - 2 0 0 5 / 2 0 0 7 発電用原子炉設備規格 設計・建設規格	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	15	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原研技発第1306194号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	15	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	15	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	15	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原冷	ケベツ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび仔	火災	浸水	補機	取水	土木	緊対所	備考	
共通	15	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
共通	(15)	原子力発電所配管破損防護設計技術指針 J E A G 4 6 1 3 - 1998（日本電気協会）	原子力発電所配管破損防護設計技術指針 J E A G 4 6 1 3 - 1998（日本電気協会）	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
共通	(15)	-	J S M E S N C 1 - 2005 / 2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
共通	(15)	タービンミサイル評価について（昭和52年7月20日原子力委員会原子炉安全専門審査会）	タービンミサイル評価について（昭和52年7月20日原子力委員会原子炉安全専門審査会）	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
共通	(15)	-	「STANDARD REVIEW PLAN BRANCH TECHNICAL POSITION 3-4 POSTULATED RUPTURE LOCATIONS IN FLUID SYSTEM PIPING INSIDE AND OUTSIDE CONTAINMENT (SRP BTP3-4 R2) (U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION)」	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
共通	16	-	発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成25年6月19日原規技発第1306194号）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-		
個別	16	-	発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	16	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成17年12月15日原院第5号）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成17年12月15日原院第5号）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-		
個別	16	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和40年6月15日通商産業省令第62号）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和40年6月15日通商産業省令第62号）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	(16)	-	原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準の解釈（平成25年6月19日原規技発第1306199号）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-		
個別	(16)	-	原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める省令（平成24年9月14日経済産業省令第70号）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	(16)	-	SDA S 0 6 0 1 - 2014 設置蓄電池の容量算出法	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため	
共通	17	-	発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成25年6月19日原規技発第1306194号）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
共通	17	-	発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	17	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成17年12月15日原院第5号）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成17年12月15日原院第5号）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		
共通	17	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和40年6月15日通商産業省令第62号）	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和40年6月15日通商産業省令第62号）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	17	非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））	非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-		

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分欄の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核燃	原冷	ケーブル	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まひ	火災	浸水	補機	取水	土木	緊対所	備考
共通	17	発電用原子力設備に関する構造等の技術基準 (昭和55年通商産業省告示第501号)	発電用原子力設備に関する構造等の技術基準 (昭和55年通商産業省告示第501号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	17	J S M E S N C 1 - 2 0 0 5 / 2 0 0 7 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	J S M E S N C 1 - 2 0 0 5 / 2 0 0 7 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(17)	発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (J S M E S N C 1 - 2 0 0 1)	発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (J S M E S N C 1 - 2 0 0 1)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(17)	発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (J S M E S N C 1 - 2 0 0 5)	発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (J S M E S N C 1 - 2 0 0 5)	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(17)	【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生への抑制に対する考慮」(N C - C C - 0 0 2)	【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生への抑制に対する考慮」(N C - C C - 0 0 2)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(17)	-	高圧ガス保安法 (昭和28年法律第204号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(17)	-	消防法 (昭和23年7月24日法律第186号) 消防法施行令 (昭和36年3月25日政令第37号) 消防法施行規則 (昭和36年4月1日自治省令第6号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(17)	-	原子炉構造材の監視試験方法 (J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(17)	-	原子炉構造材の監視試験方法 (J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7) [2010年追補版]	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(17)	-	原子炉構造材の監視試験方法 (J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7) [2013年追補版]	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(17)	-	原子炉発電用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(17)	BWR-MARK I型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針 (原子力安全委員会 平成2年8月)	BWR-MARK I型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針 (原子力安全委員会 平成2年8月)	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(17)	J I S B 8 2 0 1 - 1 9 7 7 陸用鋼製ボイラー構造	J I S B 8 2 0 1 - 2 0 0 5 陸用鋼製ボイラー構造	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(17)	J I S B 8 2 4 3 - 1 9 8 1 圧力容器の構造	J I S B 8 2 4 3 - 1 9 8 1 圧力容器の構造	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(17)	-	J I S B 8 2 6 5 (2003) 圧力容器の構造—一般事項	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(17)	ASME Boiler and Pressure Vessel Code Sec. II Part D, Materials (2001 edition, 2003 addenda を含む)	ASME Boiler and Pressure Vessel Code Sec. II Part D, Materials (2001 edition, 2003 addenda を含む)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	18	-	使用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の廃止 (平成25年6月19日原電技発第1306194号)	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の() は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原冷	ケベシ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび仔	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
共通	18	-	発電用原子炉及びその附属施設に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	18	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	18	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	18	発電用原子炉設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(平成21・11・18原院第1号平成21年12月25日原子力安全・保安院制定)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	19	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	19	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	19	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	19	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	19	J S M E S 0 1 2 - 1 9 9 8 配管内圧状構造物の流力振動評価指針	J S M E S 0 1 2 - 1 9 9 8 配管内圧状構造物の流力振動評価指針	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	19	J S M E S 0 1 7 - 2 0 0 3 日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針	J S M E S 0 1 7 - 2 0 0 3 日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
共通	20	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	20	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	20	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	20	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	20	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和55年通商産業省告示第501号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和55年通商産業省告示第501号)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	21	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	21	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分欄の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原治	ケーシ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
共通	21	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	21	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	21	原子炉格納容器の漏えい率試験規程(J E A C 4 2 0 3-2008)	原子炉格納容器の漏えい率試験規程(J E A C 4 2 0 3-2008)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	21	-	原子炉格納容器の漏えい率試験規程(J E A C 4 2 0 3-2017)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	21	-	J S M E S N A 1 - 2 0 0 8 発電用原子力設備規格維持規格	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	21	J S M E S N C 1 - 2 0 0 5 / 2 0 0 7 発電用原子力設備規格設計・建設規格	J S M E S N C 1 - 2 0 0 5 / 2 0 0 7 発電用原子力設備規格設計・建設規格	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	22	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	22	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	22	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	22	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	22	発電用原子力設備に関する技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)	発電用原子力設備に関する技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	22	J S M E S N C 1 - 2 0 0 5 発電用原子力設備規格設計・建設規格	J S M E S N C 1 - 2 0 0 5 発電用原子力設備規格設計・建設規格	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(22)	J S M E S N C 1 - 2 0 0 5 / 2 0 0 7 発電用原子力設備規格設計・建設規格	J S M E S N C 1 - 2 0 0 5 / 2 0 0 7 発電用原子力設備規格設計・建設規格	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	22	原子炉構造材の監視試験方法(J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7)	原子炉構造材の監視試験方法(J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	22	原子炉構造材の監視試験方法((J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7)(2010年追補版))	原子炉構造材の監視試験方法((J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7)(2010年追補版))	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	22	-	原子炉構造材の監視試験方法((J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7)(2013年追補版))	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	23	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原治	ケーシ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まひ	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
個別	23	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	23	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	23	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	23	発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について(昭和63年5月12日原子力安全委員会了承)	発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について(昭和63年5月12日原子力安全委員会了承)	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	24	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	25	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	25	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	25	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	25	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	26	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	26	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	26	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	26	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	26	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	26	原子力発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示(平成13年経済産業省告示第187号)	核原料物質又は核燃料物質の製造の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示(平成27年原子力規制委員会告示第8号)	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(26)	-	クレーム構造規格(平成15年12月19日厚生労働省告示第399号)	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(26)	-	クレーム等安全規則(令和元年11月1日 令和元年厚生労働省令第67号)	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 本文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	日本機械学会	1999年	蒸気表	本体	核燃	原冷	ケベシ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まひ	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考	
個別	(26)	-	-	日本機械学会	1999年	蒸気表	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため	
個別	(26)	-	「平成18年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(貯蔵燃料長期健全性等確認試験に関する試験最終成果報告書)J」((独) 原子力安全基盤機構)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため	
個別	(26)	-	「平成18年度高燃燃度9×9型燃料管輻射性美証成果報告書(総合評価編)J」(原子力安全基盤機構)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため	
個別	(26)	-	株式会社日立製作所, 「沸騰水型原子力発電所燃料集合体落下時の燃料プールのライニングの健全性について」(HLR-050), 平成6年12月	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため	
個別	27	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
個別	27	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	27	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
個別	27	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	28	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
個別	28	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	28	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
個別	28	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	29	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
個別	29	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	29	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
個別	29	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
共通	30	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核燃	原冷	ケベツ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まひ	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
共通	30	-	発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	30	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	30	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	○	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	31	-	発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	31	-	発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	31	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	31	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	31	発電用火力設備の技術基準の解釈(平成25年5月17日20130507事務局第2号)	発電用火力設備の技術基準の解釈(平成25年5月17日20130507事務局第2号)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	31	発電用火力設備に関する技術基準を定める省令(平成9年3月27日経済産業省令第51号)	発電用火力設備に関する技術基準を定める省令(平成9年3月27日経済産業省令第51号)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	31	J S M E S N B 1-2007 発電用原子炉設備規格接規格	J S M E S N B 1-2007 発電用原子炉設備規格接規格	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	31	J S M E S N C 1-2005/2007 発電用原子炉設備規格 設計・建設規格	J S M E S N C 1-2005/2007 発電用原子炉設備規格 設計・建設規格	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	32	-	発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	32	-	発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	32	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	32	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	32	軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針(平成4年6月11日 原子力安全委員会 一部改定)	軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針(平成4年6月11日 原子力安全委員会 一部改定)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	32	非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)(平成20-02-12原院第5号平成20年2月27日原子力安全・保安院制定)	非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)(平成20-02-12原院第5号平成20年2月27日原子力安全・保安院制定)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原冷	ケベツ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	ま仔	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
個別	36	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	36	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	36	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	36	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	(36)	-	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成29年8月30日原子力安全委員会決定)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(36)	-	発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて(平成10年4月13日原子力安全委員会了承)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(36)	-	発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針について(昭和59年1月19日原子力安全委員会決定)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	37	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	37	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	37	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	37	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	38	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
個別	38	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	38	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	38	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	38	-	原子力発電所中央制御室の居住性に係る波ばく評価手法について(内規)(平成21・07・27原院第1号(平成21年8月12日原子力安全・保安院制定))	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(38)	-	消防法(昭和23年法律第186号)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 本文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分欄の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原冷	ケベシ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
個別	(38)	-	高圧ガス保安法 (昭和26年法律第204号)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(38)	-	毒物及び劇物取締法 (昭和25年法律第303号)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(38)	-	有毒ガス防護に係る影響評価ガイド (平成29年4月5日 原規技発第1704052号)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	ガイドは枠外に記載するため
個別	(38)	-	労働安全衛生法 (昭和47年法律第57号) 職業火災等防止規則 (昭和47年9月30日労働省令第42号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(38)	-	労働安全衛生法 (昭和47年法律第57号) 事務所衛生基準規則 (昭和47年9月30日労働省令第43号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(38)	-	発電用温水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針 (昭和51年9月28日 原子力委員会決定)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(38)	-	被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について (原子力安全委員会了承, 平成元年8月27日)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(38)	-	発電用温水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針 (平成29年8月30日 原子力安全委員会決定)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(38)	-	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針 (昭和57年1月28日原子力安全委員会決定)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	38	-	核原料物質又は核燃料物質の配製の事業に関する規則に基づく線量限度等を定める告示 (昭和32年省告示第187号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(38)	-	原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程 (J E A C 4 6 2 2-2009) (平成21年6月23日制定)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(38)	-	Compilation of Fission Product Yields (NEJ0-12154-1, M. E. Mesk and B. F. Rider, Vallecitos Nuclear Center, 1974)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(38)	-	沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について HLR-021119 株式会社日立製作所, 平成16年1月	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(38)	-	ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients", 1995	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(38)	-	ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", 1996	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(38)	-	IAEA-Technology 2011-026 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(38)	-	土木学会 2007年 コンクリート標準示方書 構造性能照査編	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分欄の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原治	ケーシ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考	
個別	(38)	-	日本建築学会 2013年 建築工業業種責任継書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため	
個別	(38)	-	「放射線施設のしゃべい計算 実務マニュアル 2015」のデータ集「放射線施設の遮蔽計算実務（放射線）データ集 2015」（公益財団法人原子力安全技術センター） K. Shibata, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version 3, Revision-3, JENDL-3.3", J. Nucl. Sci. Technol., 39, 1125 (2002)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため	
個別	(38)	-	K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, K. Shibata and A. Hasegawa, "The Libraries FSYLIB and D4IMATXLIB based on JENDL-3.3", J. Nucl. Sci. Technol., 2003-011 (2003)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため	
個別	(38)	-	空気調和・衛生工学会 平成22年2月第14版 空気調和・衛生工学会	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため	
個別	(38)	-	空気調和・衛生工学会規格 SHASE-S 116-2003 (2004)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため	
個別	39	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成25年6月19日原規技発第1306194号）	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため	
個別	39	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため	
個別	39	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成17年12月15日原院第5号）	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	39	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令（昭和40年6月15日通商産業省令第62号）	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	39	-	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	(39)	-	発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針（昭和50年5月13日原子力委員会決定）	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	40	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成25年6月19日原規技発第1306194号）	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	40	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	40	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令の解釈（平成17年12月15日原院第5号）	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	40	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令（昭和40年6月15日通商産業省令第62号）	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	41	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成25年6月19日原規技発第1306194号）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分欄の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核燃	原冷	ケベツ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
個別	41	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	41	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	41	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	42	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	42	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	42	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	42	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	42	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の規定に基づく繰量限度を定める告示(平成13年経済産業省告示第187号)	核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく繰量限度等を定める告示(平成27年原子力規制委員会告示第8号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	42	発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の繰量評価について(平成元年3月27日原子力安全委員会了承)	発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の繰量評価について(平成元年3月27日原子力安全委員会了承)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	42	原子力発電所放射線への設計規程(J.E.A.C.4.6.1 5-2008)	原子力発電所放射線への設計規程(J.E.A.C.4.6.1 5-2008)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	43	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	43	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	43	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	43	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	44	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	44	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	44	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核燃	原冷	ケベツ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊処所	備考
個別	44	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	44	発電用軽水型原子炉施設に関する審査指針(平成29年8月30日原子力安全委員会決定)	発電用軽水型原子炉施設に関する審査指針(平成29年8月30日原子力安全委員会決定)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	44	非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る透過装置の性能評価等について(内規)(平成20・02・12原院第5号平成20年2月27日原子力安全・保安院制定)	非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る透過装置の性能評価等について(内規)(平成20・02・12原院第5号平成20年2月27日原子力安全・保安院制定)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	(44)	電気工作物の溶接に関する技術基準(昭和45年通商産業省令第81号)	電気工作物の溶接に関する技術基準(昭和45年通商産業省令第81号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	44	原子炉格納容器の漏えい準試験規程(J E A C 4 2 0 3-2008)	原子炉格納容器の漏えい準試験規程(J E A C 4 2 0 3-2008)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	44	-	原子炉格納容器の漏えい準試験規程(J E A C 4 2 0 3-2017)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	(44)	-	J S M E S N C 1 - 2 0 0 5 / 2 0 0 7 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	(44)	発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)	発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	(44)	F. J. MOODY "PREDICTION OF BLOWDOWN THRUST ANDJET FORCES" ASME PAPER 69-HT-31	F. J. MOODY "PREDICTION OF BLOWDOWN THRUST ANDJET FORCES" ASME PAPER 69-HT-31	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(44)	岩波講座 現代応用数学 「粘性流体の理論」	岩波講座 現代応用数学 「粘性流体の理論」	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	45	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	45	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	45	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	(45)	-	原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306199号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	(45)	-	原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令(平成24年9月14日経済産業省令第70号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	(45)	-	発電用火力設備の4技術基準の解釈(平成25年5月17日20130607商局第2号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	② 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原治	ケベツ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
個別	(45)	-	発電用火力設備に関する技術基準を定める省令(平成9年3月27日経済産業省令第51号)	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	[2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方]による整理
個別	(45)	-	SBA S 0601-2014 蓄置蓄電池の容量算出法	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(45)	電気学会 J E C - 1 1 4 - 1979 同期機	電気学会 J E C - 1 1 4 - 1979 同期機	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	
個別	(45)	電気学会 J E C - 2 0 4 - 1978 変圧器	電気学会 J E C - 2 0 4 - 1978 変圧器	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	
個別	(45)	-	電気学会 J E C - 2 2 0 0 - 1995 変圧器	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	
個別	(45)	電気学会 J E C - 1 8 1 - 1975 交流しゃ断器	電気学会 J E C - 1 8 1 - 1975 交流しゃ断器	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	
個別	(45)	-	電気学会 J E C - 2 3 0 0 - 1985 交流しゃ断器	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	
個別	(45)	-	高エネルギーアーグ損傷 (HEAF) に係る電気器の設計に関する審査ガイド	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	ガイドは特外に記載するため
個別	46	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
個別	46	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	[2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方]による整理
個別	46	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈(平成17年12月15日原院第5号)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
個別	46	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	[2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方]による整理
個別	(46)	-	補防法(昭和23年法律第186号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	(46)	-	高圧ガス保安法(昭和26年法律第204号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	(46)	-	毒物及び劇物取締法(昭和28年法律第303号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	(46)	-	有毒ガス防護に係る影響評価ガイド(平成29年4月5日原規技発第1704052号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	ガイドは特外に記載するため
個別	(46)	-	労働安全衛生法(昭和47年法律第57号) 酸欠乏症等防止規則(昭和47年9月30日労働省令第42号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原治	ケーブル	計装	放電	放電	放電	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考	
個別	(46)	-	労働安全衛生法(昭和47年法律第57号)事務所衛生基準規則(昭和47年9月30日労働省令第43号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
個別	46	-	原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内閣)(平成21・07・27原院第1号(平成21年8月12日原子力安全・保安院制定))	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
個別	(46)	-	発電用原子炉施設の安全解除に関する気象指針(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
個別	(46)	-	空気調和・衛生工学便覧(平成22年2月第14版 空気調和・衛生工学会)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	「参考」とした基準及び規格のため
個別	47	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	○	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	47	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	○	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	47	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	○	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	48	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	48	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	②. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	48	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	②. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	48	-	発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(昭和40年6月15日通商産業省令第62号)	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	②. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	48	-	原子力発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(平成25年6月19日原院第199号)	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
共通	48	-	原子力発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令(平成24年9月14日経済産業省令第70号)	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	②. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	(48)	-	発電用火力設備の技術基準の解釈(平成25年5月17日20130507商局第2号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
共通	(48)	-	発電用火力設備に関する技術基準を定める省令(平成9年3月27日経済産業省令第51号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	(48)	-	日本電気技術規格委員会規格 電気機械器具の熱的強度の確認方法 J.E.S.C.E. 7002(2015)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「原子力発電用原子炉設備に関する技術基準の解釈」に包含されるため

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核燃	原冷	ケーブル	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
共通	(48)	電気学会 JEC-114-1979 同期機	電気学会 JEC-114-1979 同期機	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(48)	電気学会 JEC-204-1978 変圧器	電気学会 JEC-204-1978 変圧器	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(48)	-	電気学会 JEC-2200-1995 変圧器	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(48)	電気学会 JEC-181-1975 交流しゃ断器	電気学会 JEC-181-1975 交流しゃ断器	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(48)	-	電気学会 JEC-2300-1985 交流しゃ断器	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(48)	JIS B 8243-1981 圧力容器の構造	JIS B 8243-1981 圧力容器の構造	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-
共通	(48)	J S M E S N C 1 - 2 0 0 5 / 2 0 0 7 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	J S M E S N C 1 - 2 0 0 5 / 2 0 0 7 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-
共通	49	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	○	○	-	○	○
共通	49	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	○	○	-	○	○
共通	49	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306193号)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	○	○	-	○	○
共通	49	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	○	○	-	○	○
共通	50	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	○	○	-	○	○
共通	50	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	○	○	-	○	○
共通	50	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306193号)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	○	○	-	○	○
共通	50	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	○	○	-	○	○
共通	(50)	-	建築基準法(昭和25年5月24日法律第201号)建築基準法施行令(昭和25年11月16日政令第338号)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	○	○	-	○	○
共通	(50)	-	発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	○	○	-	○	○

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 【変更前】の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原冷	ケベシ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	ま仔	火災	浸水	取水	土木	緊急所	備考
共通	(50)		原子力発電所前震設計技術指針 重要度分類・許容心 力値 (J E A G 4 6 0 1・補-1984)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	○	-	-	
共通	(50)		原子力発電所前震設計技術指針 (J E A G 4 6 0 1- 1987)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	○	-	-	
共通	(50)		原子力発電所前震設計技術指針 (J E A G 4 6 0 1- 1991 追補版)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	
共通	(50)		原子力発電所前震設計技術規程 J E A G 4 6 0 1- 2008	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
共通	(50)		原子力発電所前震設計技術規程 (J E A C 4 6 0 1- 2008)	-	-	-	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(50)		原子力発電所前震設計技術規程 (J E A C 4 6 0 1- 2015)	-	-	-	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(50)		日本建築学会 1999年 鉄筋コンクリート構造計算規 準・同解説-許容心力度設計法	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	
共通	(50)		日本建築学会 2003年 原子力施設鉄筋コンクリート 構造計算規準・同解説	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	
共通	(50)		日本建築学会 2005年 鋼構造設計規準-許容心力度 設計法	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	
共通	(50)		日本建築学会 2001年 鉄骨鉄筋コンクリート構造計 算規準・同解説-許容心力度設計法と保有水平耐力	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	
共通	(50)		日本建築学会 1980年 塔状鋼構造設計指針・同解説	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	
共通	(50)		日本建築学会 2007年 煙突構造設計指針	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	
共通	(50)		日本建築学会 2010年 容器構造設計指針・同解説	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	
共通	(50)		日本建築学会 1990年 建築耐震設計における保有耐 力と変形性能	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	
共通	(50)		日本建築学会 2001年 建築基礎構造設計指針	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	
共通	(50)		非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ 過装置の性能評価等について(内規)(平成20・02・12 附院第5号平成20年2月27日原子力安全・保安院制定)	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	
共通	(50)		J S M E S N C 1-2005/2007 発電用原子力設備 規格 設計・建設規格	-	○	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	○	-	

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	修繕	移設	原状	ケーブル	計装	放電	放電	格納	非常用	常用	まひ	火災	浸水	補機	取水	土木	緊対所	備考
共通	(50)	-	J S M E S N E I - 2 0 0 3 発 電 用 原 子 力 設 備 規 格 コ ン ク リ ー ト 製 原 子 炉 格 納 容 器 規 格	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(50)	-	日本建築学会 2010年 各種合成構造設計指針・同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(50)	-	日本建築学会 1996年 鋼構造座屈設計指針	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(50)	-	日本建築学会 2010 鉄筋コンクリート構造計算規程・同解説	○	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(50)	-	日本建築学会 2013年 建築工事標準仕様書・同解説 J A S S 5 N 原 子 力 発 電 所 施 設 に お け る 鉄 筋 コ ン ク リ ー ト 工 事	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(50)	-	日本建築学会 2014年 建築工事標準仕様書・同解説 J A S S 6 鉄 骨 工 事	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(50)	-	日本建築学会 1999年 鉄筋コンクリート構造計算規程・同解説 - 許容応力度設計法 -	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(50)	-	日本建築学会 2005年 鋼構造設計規程 - 許容応力度設計法	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(50)	-	日本建築学会 2010年 各種合成構造設計指針・同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(50)	-	日本建築学会 2001年 建築基礎構造設計指針	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(50)	-	日本建築学会 2004年 建築物荷重指針・同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(50)	-	日本建築センター 1982年 煙突構造設計施工指針	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(50)	-	2020年版 建築物の構造関係技術基盤施設書(国土交通省国土技術政策総合研究所・国立研究開発法人建築研究所)	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(50)	-	土木学会 2002年 コンクリート標準示方書 構造性能照査編	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(50)	-	土木学会 2005年 原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(50)	-	土木学会 2012年 コンクリート標準示方書 設計編	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(50)	-	土木学会 2017年 コンクリート標準示方書 設計編	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】(変更後)の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核燃	原冷	ケベツ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考	
共通	(50)	-	土木学会 2017年 コンクリート標準示方書 設計編	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-		
共通	(50)	-	日本道路協会 平成14年3月 道路橋示方書 (I 共通編・IV下部構造編)・同解説	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
共通	(50)	-	日本道路協会 平成14年3月 道路橋示方書 (V耐震設計編)・同解説	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
共通	(50)	-	日本水道協会 1997年 水道施設耐震工法指針・解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
共通	(50)	-	日本水道鋼管協会 2006年 水道用埋設鋼管耐震設計基準	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
共通	(50)	-	地盤工学会基準 (JGS 1521-2003) 地盤の平板載荷試験方法	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
共通	(50)	-	地盤工学会基準 (JGS 3521-2004) 剛体載荷板による岩盤の平板載荷試験方法	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
共通	(50)	-	地盤工学会基準 (JGS 3551-2020) 地盤の原位置一軸引張り試験方法	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため	
共通	(50)	-	耐震設計に係る工設審査ガイド (編) 平成25年6月19日 原管地発第1306196号原子力規制委員会決定	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	ガイドは格外に記載するため
共通	(50)	-	松江市建築基準法施行細則 (平成17年3月31日 松江市規則第234号)	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
共通	(50)	-	一般財団法人土木研センター 建設技術審査証明書 告書 後施工プレート定着型せん断補強鉄筋「Post-Head-bar」	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
共通	(50)	-	日本水道鋼管協会 1999年 水道用埋設鋼管耐震設計基準	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
共通	(50)	-	日本道路協会 平成29年11月 道路橋示方書 (I 共通編・IV下部構造編)・同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
共通	51	-	使用済電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 (平成25年6月19日 原規技発第1306194号)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	○	-	-	-	○	○	○		
共通	51	-	使用済電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則 平成28年6月28日 原子力規制委員会規則第6号	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	○	-	-	-	○	○	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
共通	(51)	-	建築基準法 (昭和25年5月24日法律第201号) 建築基準法施行令 (昭和25年11月16日政令第338号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-		
共通	(51)	-	J I S G 4 3 0 4 - 2 0 1 2 熱間圧延ステンレス鋼板及び鋼帯	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため	

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分欄の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原治	ケーブル	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まひ	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
共通	(51)	-	JIS G 4303 2012 ステンレス鋼棒	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(51)	-	JIS G 4051 2016 機械構造用炭素鋼鋼材	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(51)	-	JIS G 4053 2008 機械構造用合金鋼鋼材	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(51)	-	JIS G 4053 2016 機械構造用合金鋼鋼材	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(51)	-	JIS B 1051 炭素鋼及び合金鋼製縮結用品の機械的性質	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(51)	-	JIS B 1054-1 2013 耐食ステンレス鋼製縮結用品の機械的性質 第1部：ボルト、小ねじ及び種込みボルト	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(51)	-	JIS G 5101 炭素鋼鋼鋼品	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(51)	-	原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力幅 (J.E.A.G 4601・補-1984)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	
共通	(51)	-	原子力発電所耐震設計技術指針 (J.E.A.G 4601-1987)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	
共通	(51)	-	原子力発電所耐震設計技術指針 J.E.A.G 4601-1991 追補版	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	
共通	(51)	-	J.S.M.E S N C 1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	
共通	(51)	-	日本建築学会 2010年 各種合成構造設計指針・同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	
共通	(51)	-	日本建築学会 2005年 鋼構造設計規程-許容応力度設計法	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	
共通	(51)	-	日本建築学会 2019年 鋼構造許容応力度設計規程	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	
共通	(51)	-	土木学会 2002年 コンクリート標準示方書 構造性能照査編	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	
共通	(51)	-	土木学会 2005年 原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	
共通	(51)	-	土木学会 1989年 構造力学公式集	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 【変更前】の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の赤色ハッチングは、【変更前】が「一」の基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「二」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	修繕	格納	非常用	常用	まひ	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
共通	(51)	-	日本道路協会 平成14年3月 道路標示方書 (I 共通編・II 鋼橋編)・同解説	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(51)	-	日本道路協会 平成14年3月 道路標示方書 (I 共通編・IV 下部構造編)・同解説	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(51)	-	日本道路協会 平成14年3月 道路標示方書 (V 耐震設計編)・同解説	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(51)	-	国土交通省港湾局 2007年 港湾の施設の技術上の基準・同解説	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(51)	-	沿岸技術研究センター 平成19年3月 港湾構造物設計事例集	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(51)	-	国土交通省港湾局 平成27年12月一部改訂 防波堤の耐津波設計ガイドライン	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(51)	-	水門鉄管協会 平成19年9月 水門鉄管技術基準 水圧鉄管・鉄鋼構造物編	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(51)	-	ダム・堰施設技術協会 平成28年3月 ダム・堰施設技術基準 (案)	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(51)	-	地盤工学会 2012年 グラウンドアンダーデザイン・施工基準、同解説	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(51)	-	日本機械学会 機械工学便覧	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(51)	-	運輸省港湾技術研究所 1970年 港湾技研資料 No.102 けい船柱の標準設計 (案)	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(51)	-	日本水道協会 2009年 水道施設耐震工法指針・解説	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	(51)	-	耐津波設計に係る工認審査ガイド (制定平成25年6月19日原管地発第1306196号原子力規制委員会決定)	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	ガイドは格外に記載するため
共通	52	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則 (平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-
共通	52	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則 (平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	(52)	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (平成25年6月19日原規技発第1306193号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	(52)	-	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 (昭和53年12月28日通商産業省令第77号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核燃	原冷	ケーブル	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考	
共通	(52)	-	電気設備に関する技術基準を定める省令(平成9年3月27日通商産業省令第52号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	[2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方]による整理	
共通	(52)	-	原子力発電工物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令(平成24年9月14日経済産業省令第70号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	[2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方]による整理	
共通	52	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準(平成25年6月19日原研技発第1306195号)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	○		
共通	(52)	-	発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針(昭和55年11月6日)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	○		
共通	(52)	-	原子力発電所の火災防護規程(JEAC4626-2010)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	○		
共通	(52)	-	原子力発電所の火災防護指針(JEAG4607-2010)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	○		
共通	(52)	-	JIS A 4201-1992 建築物等の避雷設備(避雷針)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	○		
共通	(52)	-	JIS A 4201-2003 建築物等の雷保護	-	○	○	-	○	-	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	○		
共通	(52)	-	建築基準法(昭和25年5月24日法律第201号) 建築基準法施行令(昭和25年11月16日政令第338号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	
共通	(52)	-	高圧ガス保安法(昭和25年6月7日法律第204号) 高圧ガス保安法施行令(平成9年2月19日政令第20号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	
共通	(52)	-	消防法(昭和23年7月24日法律第86号) 消防法施行令(昭和35年3月25日政令第37号) 消防法施行規則(昭和36年4月1日自治省令第6号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	
共通	(52)	-	平成12年建設省告示第1400号(平成12年5月30日)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	
共通	52	-	発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	
共通	52	-	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	
共通	(52)	-	原子力発電所耐震設計技術指針(重要度分類・許容心力幅)(JEAG4601・補-1984)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	
共通	(52)	-	原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1987)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	
共通	(52)	-	原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1991(追補版))	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核燃	原冷	ケベツ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび仔	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
共通	(52)	-	発電用原子力設備規格設計・建設規格 (J S M E S N C 1 - 2005/2007) 日本機械学会	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(52)	-	J I S L 1 0 9 1 - 1 9 9 9 繊維製品の燃焼試験方法	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(52)	-	独立行政法人産業安全研究所技術指針 工場電気設備防塵指針 (ガス蒸気防塵2006)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(52)	-	I E E E S t d 3 8 3 - 1 9 7 4 垂直トレイ燃焼試験	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(52)	-	I E E E S t d 1 2 0 2 - 1 9 9 1 垂直トレイ燃焼試験	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(52)	-	I E E E S t d 3 8 4 - 1 9 9 2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(52)	-	U L 1 5 8 1 (Fourth Edition) 1 0 8 0 . V W - 1 垂直燃焼試験, 2006	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(52)	-	公益社団法人日本空気清浄協会 空気清浄装置用ろ材燃焼試験方法指針 (J A C A N o . 1 1 A - 2 0 0 3)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(52)	-	一般社団法人電池工業会 蓄電池室に関する設計指針 (S B A G 0 6 0 3 - 2 0 0 1)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(52)	-	Fire Dynamics Tools (FDTS) ; Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program, NUREG-1806, December 2004	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-
共通	(52)	-	原子力発電所の内部火災影響評価ガイド (制定平成25年6月19日 原燃技発第13061914号 原子力規制委員会決定)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	ガイドは特外に記載するため
共通	52	-	一般社団法人火力原子力発電技術協会 BWR 配管における混合ガス (水素・酸素) 蓄積防止に関するガイドライン (平成17年10月)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	53	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	54	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 (平成25年6月19日原燃技発第1306194号)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	○	-	○	○	○
共通	54	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	○	-	○	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	(54)	-	非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について (内閣) (平成20・02・12 原院第5号平成20年2月27日原子力安全・保安院制定)	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(54)	-	タービンサイクル評価について (昭和52年7月20日原子力委員会原子炉安全専門審査会)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、二認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	重要度分類・許容心 力種 (J E A G 4 6 0 1・補-1984)	本体	核燃	原冷	ケーブ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考	
共通	(54)	-	原子力発電所耐震設計技術指針 力種 (J E A G 4 6 0 1・補-1984)	重要度分類・許容心 力種 (J E A G 4 6 0 1・補-1984)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	○	○	○	-	○	-	○
共通	(54)	-	原子力発電所用機器に対する破壊確率の検証試験方法 (J E A C 4 2 0 6-2007)	原子力発電所用機器に対する破壊確率の検証試験方法 (J E A C 4 2 0 6-2007)	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(54)	-	J S M E S N C 1-2005/2007 発電用原子力設備 規格 設計・建設規格	J S M E S N C 1-2005/2007 発電用原子力設備 規格 設計・建設規格	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	○	-	-	○	-	○
共通	(54)	-	土木学会 2006年 トンネル標準示方書	土木学会 2006年 トンネル標準示方書	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	○	-	-	○	-	○
共通	(54)	-	土木学会 2002年 コンクリート標準示方書 構造性 能照査編	土木学会 2002年 コンクリート標準示方書 構造性 能照査編	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	○	-	-	○	-	○
共通	(54)	-	日本道路協会 平成14年3月 道路標示方書 (I 共通編・ II 網橋編)・同解説	日本道路協会 平成14年3月 道路標示方書 (I 共通編・ II 網橋編)・同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(54)	-	日本道路協会 平成14年3月 道路標示方書 (I 共通編・ IV 下部構造編)・同解説	日本道路協会 平成14年3月 道路標示方書 (I 共通編・ IV 下部構造編)・同解説	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(54)	-	日本道路協会 2012年4月 斜面上の基礎基礎設計施工便 覧	日本道路協会 2012年4月 斜面上の基礎基礎設計施工便 覧	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(54)	-	最新斜面・土留め技術総覧 (1991年 最新斜面・土留め 技術総覧編集委 員会)	最新斜面・土留め技術総覧 (1991年 最新斜面・土留め 技術総覧編集委 員会)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	55	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に關す る規則の解釈 (平成25年6月19日原規技発第1306194 号)	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に關す る規則の解釈 (平成25年6月19日原規技発第1306194 号)	-	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	55	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に關す る規則平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に關す る規則平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	○	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の 考え方」による整理
共通	(55)	-	高圧ガス保安法 (昭和26年法律第204号)	高圧ガス保安法 (昭和26年法律第204号)	-	-	-	-	○	-	○	○	○	○	-	-	○	○	-	-	-	-	○
共通	(55)	-	消防法 (昭和23年7月24日法律第186号) 消防法施行令 (昭和36年3月25日政令第37号) 消防法施行規則 (昭和36年4月1日自治省令第6号)	消防法 (昭和23年7月24日法律第186号) 消防法施行令 (昭和36年3月25日政令第37号) 消防法施行規則 (昭和36年4月1日自治省令第6号)	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-
共通	(55)	-	危険物の規制に関する政令 (昭和34年9月26日政令第 306号)	危険物の規制に関する政令 (昭和34年9月26日政令第 306号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
共通	55	-	発電用原子力設備に關する構造等の技術基準 (昭和55 年通商産業省告示第501号)	発電用原子力設備に關する構造等の技術基準 (昭和55 年通商産業省告示第501号)	-	○	○	-	○	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(55)	-	非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ 過装置の性能評価等について (内規) (平成20・02・12 通院第5号平成20年2月27日原子力安全・保安院制定)	非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ 過装置の性能評価等について (内規) (平成20・02・12 通院第5号平成20年2月27日原子力安全・保安院制定)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(55)	-	J S M E S N B 1-2007 発電用原子力設備規格管 接規格	J S M E S N B 1-2007 発電用原子力設備規格管 接規格	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核燃	原冷	ケーブル	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
共通	55	-	J S M E S N C I - 2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	-	○	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(55)	-	日本電機工業会 J E M 1 3 5 4 - 2003 ディーゼルエンジン駆動陸用同閉発電機	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(55)	-	日本電機工業会 J E M 1 3 9 8 - 1995 ディーゼルエンジン駆動可閉形交流発電装置	-	○	○	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	○	-	-	○	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(55)	-	日本機械学会 機械工学便覧	-	○	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(55)	-	消防ホースの技術上の規格を定める省令(昭和43年自治省令第27号)	-	○	○	-	-	-	-	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(55)	-	動力消防ポンプの技術上の規格を定める省令(昭和61年10月15日自治省令第24号)【相崎, 参考扱い】	-	○	○	-	-	-	-	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(55)	-	消防用吸管の技術上の規格を定める省令(昭和45年自治省令第7号)	-	○	○	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(55)	-	消防用ホースに使用する差込式又はねじ式の結合金具の技術上の規格を定める省令	-	○	○	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	○	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(55)	-	J I S B 8 2 4 3 - 1981 圧力容器の構造	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(55)	-	J I S B 8 2 0 1 - 2005 陸用鋼製ボイラー構造	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(55)	-	J I S K 6 3 3 0 「ゴム及びプラスチックホース試験方法」	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(55)	-	J I S K 6 3 4 9 「液圧用の鋼線又は繊維補強ゴムホース」	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(55)	-	ASME Safety Class Class 2 Code and Class ASME III 2004 with no Addenda	-	-	○	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	(55)	-	ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section II Part B Non ferrous Material Specifications SB265	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
共通	56	-	発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成28年6月19日原規発第1306194号)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	56	-	発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成28年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	(56)	-	発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす電装その他の付属の解釈(平成28年8月6日原子力規制委員会決定)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分欄の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原治	ケーシ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
共通	57	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	○	-	○	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	57	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	○	-	○	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	(57)	-	発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)	-	-	○	-	○	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	58	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	○	○	-	○	-	-	○	○	-	-	-	-	○	-	-	-	-
共通	58	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	○	○	-	○	-	-	○	○	-	-	-	-	○	-	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
共通	(58)	-	原子炉格納容器の補えい率試験規程(JEAC4203-2008)	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(58)	-	原子炉格納容器の補えい率試験規程(JEAC4203-2017)	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
共通	(58)	-	JSMESNA1-2008 発電用原子力設備規格維持規格	-	○	○	-	○	-	-	○	○	-	-	-	-	○	-	-	-	-
共通	(58)	-	JSMESNC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	-	○	○	-	○	-	-	○	○	-	-	-	-	○	-	-	-	-
個別	59	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	59	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	(59)	-	原子力発電所安全保護系の設計規程(JEAC4604-1993)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	60	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	60	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	(60)	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	61	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	61	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	(61)	-	原子力発電所安全保護系の設計規程(JEAC4604-1993)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	移設	原状	ケーブル	計装	放電	放電	格納	非常用	常用	まひ	火災	浸水	補機	取水	緊急所	備考
個別	62	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-
個別	62	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	(62)	-	J S M E S N C I - 2005 / 2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-
個別	(62)	-	発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-
個別	63	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
個別	63	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	(63)	-	発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
個別	(63)	-	J S M E S N C I - 2005 / 2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
個別	64	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
個別	64	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	(64)	-	発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
個別	(64)	-	J S M E S N C I - 2005 / 2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
個別	65	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
個別	65	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	(65)	-	発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
個別	(65)	-	J S M E S N C I - 2005 / 2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
個別	66	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 本文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分欄の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核燃	原冷	ケベツ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
個別	66	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	②、記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	(66)	-	発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号）	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	(66)	-	J S M E S N C 1 - 2005 / 2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	67	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成25年6月19日原規技発第1306194号）	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	67	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	②、記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	(67)	-	発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号）	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	(67)	-	J S M E S N C 1 - 2005 / 2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	68	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成25年6月19日原規技発第1306194号）	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	68	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	②、記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
個別	(68)	-	Experimentelle Untersuchungen zum Verhalten des von NIS entwickelten Katalysator-Modellmoduls im 1:1 Massstab bei verschiedenen Systemzuständen in Model-Containment, Battelle-Europe (1991)	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(68)	-	Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.1 Program Description, EPRI (1997)	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(68)	-	Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.2 Test Data for MIS PARs, EPRI (1997)	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(68)	-	Thomas K. Blanchat, Asimicos C. Malliakos, "TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY", Nuclear Technology Vol.129 March 2000	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(68)	-	K. Fischer, "Qualification of a Passive Catalytic Module for Hydrogen Mitigation", Nuclear Technology vol.112, (1995)	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(68)	-	OECD-NEA THAI Project "Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16", Becker Technologies GmbH (2009)	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分欄の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原治(ケビ)	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
個別	(68)	-	"EFFECTS OF INHIBITORS AND POISONS ON THE PERFORMANCE OF PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINERS (PARS) FOR COMBUSTIBLE GAS CONTROL IN ALMRS", the EPRI ALMR Program, May 1997	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	69	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	
個別	69	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	69	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306193号)	-	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	69	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号)	-	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	69	-	美用発電用原子炉に於ける使用済燃料貯蔵庫における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド(平成25年6月19日原規技発第13061916号)	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	ガイドは枠外に記載するため
個別	(69)	-	J I S A 9 5 0 1 - 2 0 1 4 保 温 保 冷 工 事 施 工 標 準	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	(69)	-	発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	(69)	-	J S M E S N C I - 2 0 0 5 / 2 0 0 7 発 電 用 原 子 力 設 備 規 格 設 計 ・ 建 設 規 格	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	70	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	
個別	70	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	71	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	
個別	71	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	72	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	72	-	美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	72	-	原子力発電工作物に於ける電気設備の技術基準の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306199号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 【変更前】の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核燃	原冷	ケベツ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考	
個別	72	-	原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令(平成24年9月14日経済産業省令第70号)	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	(72)	-	NEGA C 331-2005 可搬形発電設備技術基準	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため	
個別	(72)	-	SBA S 0601-2014 据置蓄電池の容量算出法	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため	
個別	(72)	-	日本電機工業会 JEM 1354-2003 ディーゼルエンジン駆動用同発電機	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	(72)	-	日本電機工業会 JEM 1398-1995 ディーゼルエンジン駆動可搬形交流発電機装置	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	(72)	-	消防法(昭和23年7月24日法律第186号) 消防法施行令(昭和36年3月25日政令第37号) 消防法施行規則(昭和36年4月1日自治省令第6号)	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(72)	-	発電用火力設備の技術基準の解釈(平成25年5月17日20130507商局第2号)	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(72)	-	発電用火力設備に関する技術基準を定める省令(平成9年3月27日経済産業省令第51号)	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	73	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	○	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	73	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	○	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	(73)	-	発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針(昭和56年7月23日原子力安全委員会決定)	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	(73)	-	JIS A 9501-2014 保温保冷工事施工標準	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	74	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	74	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)	-	-	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	74	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306193号)	-	-	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	74	-	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号)	-	-	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理	
個別	(74)	-	実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る概略評価に関する審査ガイド(平成25年6月19日原規技発第13061918号)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	ガイドは格外に記載するため	

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 本文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核燃	原冷	ケベツ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
個別	(74)	-	発電用原子炉施設の安全評価に関する気象指針 (昭和57年1月28日原子力安全委員会決定)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(74)	-	鉱山保安法 (昭和24年法律第70号) 鉱山保安法施行規則 (平成16年9月27日経済産業省令第96号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(74)	-	労働安全衛生法 (昭和47年法律第57号) 職業病予防法 (昭和47年9月30日労働省令第42号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(74)	-	労働安全衛生法 (昭和47年法律第57号) 事務所衛生基準規則 (昭和47年9月30日労働省令第43号)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(74)	-	発電用圧水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する評価指針 (昭和51年9月28日 原子力委員会決定)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(74)	-	発電用圧水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針 (平成2年8月30日 原子力委員会決定)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(74)	-	原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程 (J.E.A.C.4.6.2.2-2009) (平成21年6月23日制定)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
個別	(74)	-	土木学会 2007年 コンクリート標準示方書 構造型態照査編	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(74)	-	空気調和・衛生工学便覧 第14版 (平成22年2月)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(74)	-	空気調和・衛生工学学会規格 SHASE-S 116-2003 (2004)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(74)	-	湘騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について HLR-021119 株式会社日立製作所, 平成16年1月	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(74)	-	ICRP Publication 71, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients", 1995	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(74)	-	ICRP Publication 72, "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients", 1996	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(74)	-	JEND-3, 2に基づくORJGEN2用ライブラリ; ORLIB32 (JHERI-Data/code 99-003 (1999年2月))	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(74)	-	BNWL-1214, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays - Containment Systems Experiment Interim Report", February 1970	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(74)	-	L. Soffer, et al., "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", NUREG-1465, February 1995	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「参考」とした基準及び規格のため

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分欄の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原冷	ケベツ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
個別	(74)		NUPC 平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書(平成10年3月)							○											「参考」とした基準及び規格のため
個別	(74)		NRPP-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99							○											「参考」とした基準及び規格のため
個別	(74)		NUREG/CR-4551 Vol.2 "Evaluation of Severe Accident Risks:Quantification of Major Input Parameters", February 1994							○											「参考」とした基準及び規格のため
個別	(74)		R.G.I.195 "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors"							○											「参考」とした基準及び規格のため
個別	(74)		Standard Review Plan 6.5.2, "Containment Spray as a Fission Product Cleanup System", March 2007							○											「参考」とした基準及び規格のため
個別	(74)		Standard Review Plan 6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", March 2007							○											「参考」とした基準及び規格のため
個別	(74)		R.K. HILLIARD, A.K. POSTMA, J.D. MCCORMACK and L.F. COLEMAN, "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nuclear Technology, Vol. 10, p. 499-519, April 1971							○											「参考」とした基準及び規格のため
個別	(74)		NUREG-0800 Standard Review Plan 6.5.5, "Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System", Rev. 1, 3/2007.							○											「参考」とした基準及び規格のため
個別	(74)		JAEA-Technology 2011-028 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」							○											「参考」とした基準及び規格のため
個別	(74)		2013年改定 建築工業標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における軟筋コンクリート工事, 日本建築学会							○											「参考」とした基準及び規格のため
個別	(74)		K.Shibata, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3", J. Nucl. Sci. Technol., 39, 1125 (2002)							○											「参考」とした基準及び規格のため
個別	(74)		K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, K. Shibata and A. Hasegawa, "The Libraries FSXLIB and MATXSJLIB based on JENDL-3.3", JAERI-Data/Code 2003-011 (2003)							○											「参考」とした基準及び規格のため
個別	75		適用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)							○											「参考」とした基準及び規格のため
個別	75		適用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)							○											「参考」とした基準及び規格のため
個別	(75)		発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針(昭和56年7月23日原子力安全委員会決定)							○											「参考」とした基準及び規格のため
個別	(75)		NEGA C 3 3 1-2005 可搬形発電設備技術基準																		「参考」とした基準及び規格のため

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分欄の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原冷	ケベシ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
個別	76		美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)					○		○			○								
個別	76		美用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号)					○		○			○								②. 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	(76)		消防法(昭和23年法律第186号)																		
個別	(76)		高圧ガス保安法(昭和26年法律第204号)																		
個別	(76)		鉱山保安法(昭和24年法律第70号) 鉱山保安法施行規則(平成16年9月27日経済産業省令第96号)																		
個別	(76)		労働安全衛生法(昭和47年法律第57号) 職業安全衛生法(昭和47年法律第57号) 職業安全衛生法施行規則(昭和47年9月30日労働省令第42号)																		
個別	(76)		労働安全衛生法(昭和47年法律第57号) 事務所衛生基準規則(昭和47年9月30日労働省令第43号)																		
個別	(76)		美用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306193号)																		②. 記載すべき適用基準及び規格の「考え方」による整理
個別	(76)		美用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に関する審査ガイド(平成25年6月19日原規技発第13061918号)																		ガイドは枠外に記載するため
個別	(76)		発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定)																		
個別	(76)		発電用炉水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針(昭和51年9月28日原子力委員会決定)																		
個別	(76)		被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について(原子力安全委員会了承, 平成元年3月27日)																		
個別	(76)		発電用炉水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日 原子力安全委員会決定)																		
個別	(76)		原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程(J.E.A.C.4.6.2.2-2009)(平成21年6月23日制定)																		
個別	76		原子力発電所中央制御室の居住性に関する被ばく評価手法について(内規)(平成21・07・27内院第1号(平成21年8月12日原子力安全・保安院制定))																		
個別	(76)		日本学会 2007年 コンクリート標準示方書 構造性能評価編																		「参考」とした基準及び規格のため
個別	(76)		2013年改定 建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5N 原子力発電所施設における軟防コンクリート工事, 日本建築学会																		「参考」とした基準及び規格のため

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 本文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分欄の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核然	原冷	ケベツ	計装	放焼	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
個別	(76)	-	空気調和・衛生工学便覧 第14版(平成22年2月)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(76)	-	JENDL-3.2に基づくORIGEN2用ライブラリ:ORLIBJ32 (JAERI-Data/Code 99-003 (1999年2月))	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(76)	-	L. Soffer, et al., "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", NUREG-1465, February 1995	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(76)	-	NRRP-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(76)	-	NUREG/CR-4551 Vol.2 "Evaluation of Severe Accident Risks:Quantification of Major Input Parameters", February 1994	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(76)	-	IAEA-Technology 2011-026 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(76)	-	R. G. I. 195 "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors"	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(76)	-	K. Shibata, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3", J. Nucl. Sci. Technol., 39, 1125 (2002)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(76)	-	K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, K. Shibata and A. Hasegawa, "The Libraries FSXLIB and WATXSLIB based on JENDL-3.3", JAERI-Data/Code 2003-011 (2003)	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(76)	-	IAEA-Data/Code 2011-025「JENDL FP Decay Data File 2011 and Fission Yields Data File 2011」2012.3 日本原子力研究開発機構	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	「参考」とした基準及び規格のため
個別	(76)	-	IAERI-1347 Nuclear Decay Data for Dosimetry Calculation Revised Data of ICRP Publication 38 February 2005 日本原子力研究所	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	「参考」とした基準及び規格のため
個別	77	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
個別	77	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	78	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(平成25年6月19日原規技発第1306194号)	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	○	-	-	○	
共通	78	-	適用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号	-	○	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	○	-	-	○	「2. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	78	-	発電用火力設備の技術基準の解釈(平成25年5月17日20130507(商局第2号))	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-	

適用基準及び適用規格 一覧

- ・ 条文の()は、「技術基準規則及びその解釈」に記載されていない基準及び規格
- ・ 【変更前】【変更後】の黄色ハッチングは、工認補正申請書に記載する基準及び規格
- ・ 各施設区分の黄色ハッチングは、今回の補正申請にて使用した基準及び規格
- ・ 各施設区分の桃色ハッチングは、今回の補正申請にて使用していない基準及び規格
- ・ 各施設区分欄の①は、【変更前】が「一」の基準及び規格

分類	条文	変更前	変更後	本体	核燃	原炉	ケベシ	計装	放熱	放管	格納	非常用	常用	まび	火災	浸水	補機	取水	土木	緊急所	備考
共通	78	-	発電用火力設備に関する技術基準を定める省令(平成9年3月27日経済産業省令第51号)	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-	②. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	78	-	原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準の解釈(平成25年6月19日原研技発第1306199号)	-	-	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
共通	78	-	原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令(平成24年9月14日経済産業省令第70号)	-	-	○	-	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○	②. 記載すべき適用基準及び規格の考え方」による整理
共通	(78)	-	J E S C 7 0 0 2 - 2 0 1 5 電気機械器具の熱的強度の確認方法	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	「原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準の解釈」に包含されるため
共通	(78)	-	NEGA C 3 3 1 - 2 0 0 5 可搬形発電機技術基準	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	
共通	(78)	-	日本電機工業会 J E M 1 3 5 4 - 2 0 0 3 ディーゼルエンジン駆動陸用同発電機	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	
共通	(78)	-	日本電機工業会 J E M 1 3 9 8 - 1 9 9 5 ディーゼルエンジン駆動可搬形交流発電機装置	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-003 改 04
提出年月日	2023年6月29日

補足-003 工事計画に係る補足説明資料
(設計及び工事に係る品質マネジメントシステム)

2023年6月

中国電力株式会社

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料
添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料（内容）	備考
1	VI-1-10-1 設計及び工事に係る品質マ ネジメントシステムに関す る説明書	設計及び工事に係る品質マ ネジメントシステムについて	

設計及び工事に係る品質マネジメントシステムについて

目 次

1. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムの関係について
2. 設工認として必要な設計，工事及び検査の流れについて
3. 設計，工事及び検査で作成される各様式の関係
4. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

1. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムの関係について

1. 当社の品質保証体制における設計及び工事に係る品質マネジメントシステムについて

当社は、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和2年1月23日原子力規制委員会規則第2号）」（以下「品管規則」という。）に基づき、設置変更許可申請書本文第十一号の「発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項」（以下「本文十一号」という。）に、健全な安全文化を育成及び維持するための活動を含めた、原子炉施設の設計、工事及び検査段階から運転段階に係る品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを定めている。また、本文十一号に従い、発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステムを、保安規定品質マネジメントシステム計画として定め、組織が品質マネジメントシステムに必要なプロセスを明確にすること、そのプロセスを組織に適用することを「原子力品質保証規程」に定めている。「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」は、本文十一号を踏まえ、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき、設計及び工事に係る具体的な品質管理の方法、組織等の計画された事項を記載したものである。

2. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムの記載内容について

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」は、当社の「原子力品質保証規程」で定めるQMS活動を踏まえ、設計及び工事に係る具体的な品質管理の方法、組織等の計画された事項を記載し、設計・工事・検査の各プロセスの骨格を記載している。

「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に基づき、設計・工事・検査の各プロセスを実現するための具体的な方法（設計に係る品質管理の方法で行った実績、工事・検査に係る品質管理の方法、組織等の具体的な計画）を記載している。

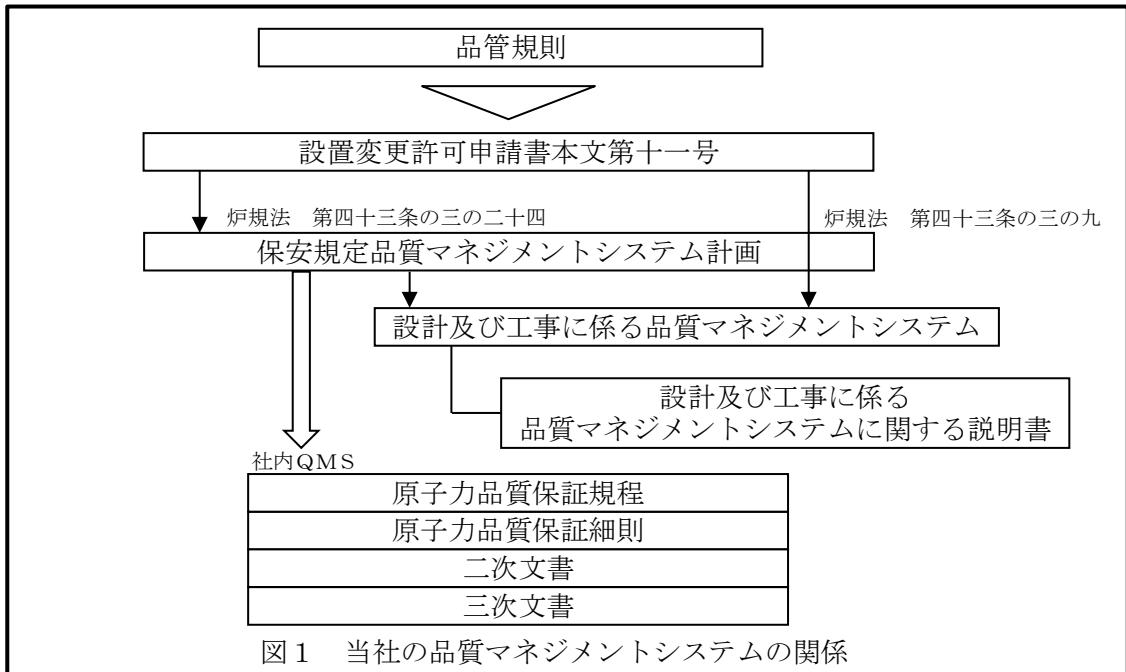
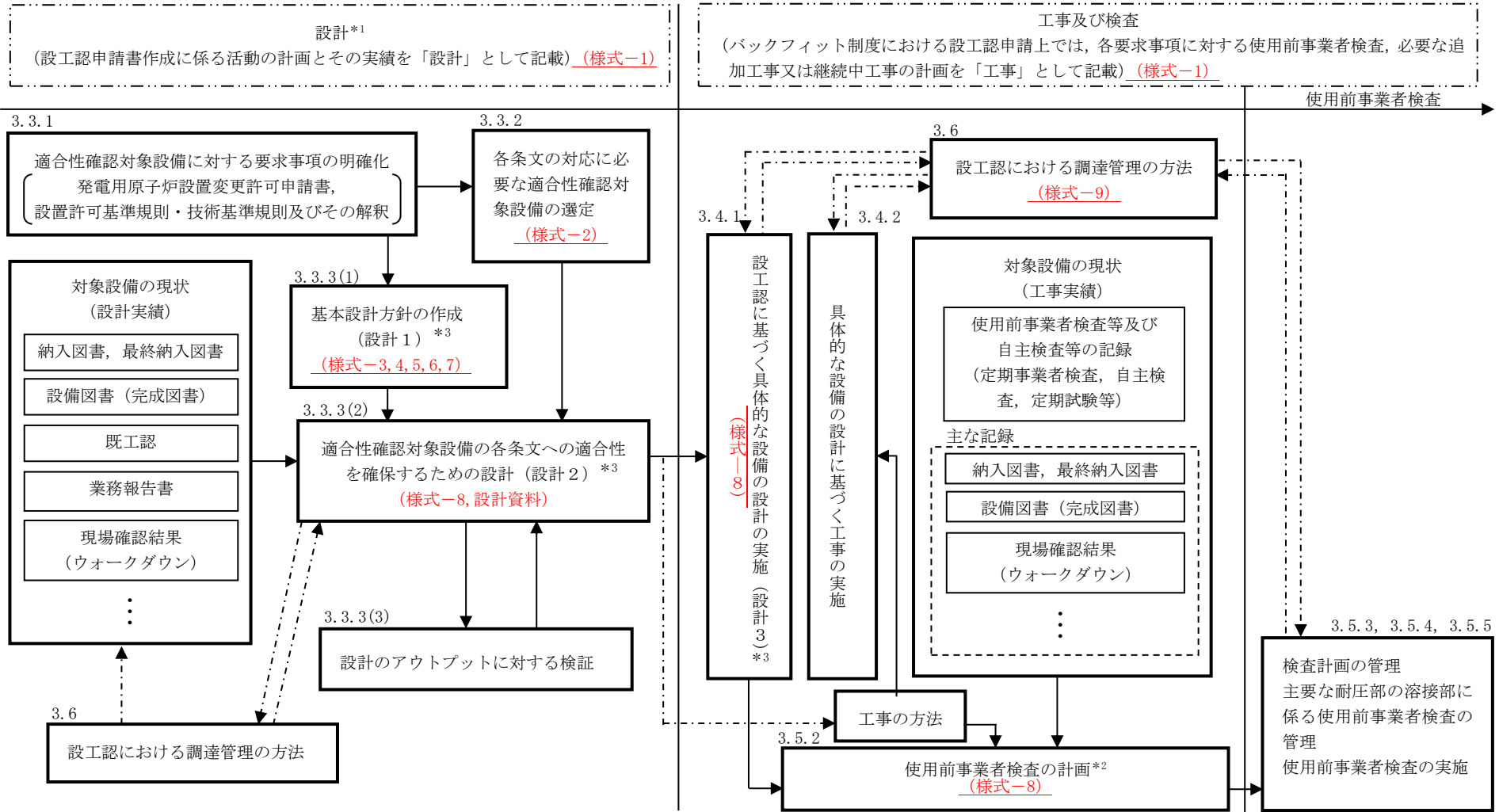


図1 当社の品質マネジメントシステムの関係

以上

2. 設工認として必要な設計, 工事及び検査の流れについて



注記*1: バックフィット制度における設工認申請上の「設計」とは、要求事項を満足した設備とするための基本設計方針を作成(設計1)し、既に設置されている設備の状況を念頭に置きながら、適合性確認対象設備を各条文に適合させるための設計(設計2)を行う業務をいう。

また、この設計の結果を基に、設工認として申請が必要な範囲について、設工認申請書にまとめる。

*2: 条文ごとに適合性確認対象設備が技術基準規則に適合していることを確認するための検査方法(代替確認の考え方を含む)の決定とその実施を使用前事業者検査の計画として明確にする。

*3: 保安規定品質マネジメントシステム計画の「7.3.3 設計開発の結果に係る情報」, 「7.3.4 設計開発レビュー」対応項目

□ : 設工認の範囲

- - -> : 必要に応じ実施する業務の流れ

様式-1の記載について

基本的な考え方：設工認書類で示している設計結果について、そのプロセス（設計対象）における組織内外の相互関係を星取りで示すとともに、インプット、アウトプット及び他の記録類について、箇条書きで記載する。

施設区分毎に以下を基本として作成する。

様式-1（記載例）

- ①「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示した設計の段階について、3.3.1~3.3.3(1)のプロセスは、組織内外の相互関係と、具体的な活動実績としてのインプット、アウトプット及び他の記録類を記載する。
- ②3.3.3(2)については、まず全体的な流れを①と同様に記載し、共通的に適用される設計について、基本設計方針と同様に原子炉冷却系統施設を呼び込む記載を行う。
- ③基本設計方針を受けて行った個別の設計については、基本設計方針や説明書の項目を参照し、纏まりが分かる程度のタイトルをつけて設計対象の項目分けを行う。
- ④それぞれの設計対象について、組織内外の相互関係（調達の有無）を星取りで記載する。
- ⑤それぞれの設計対象について、何をインプットに設計を行ったか、最終的な設計結果がどの設工認書類に記載されたかをインプット及びアウトプット欄に箇条書きで記載する。
- ⑥調達を行っている場合はインプットに「業務報告書」を記載し、他の記録類に「仕様書」を記載する。
- ⑦3.3.3(3)~(5)のプロセスについても①と同様に記載する。
- ⑧「設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書」に示した工事及び検査の段階（3.4.1~3.7.2）については、計画としての組織内外の相互関係と、具体的な活動計画としてのインプット、アウトプット及び他の記録類を記載する。
- ⑨実績と計画については、プロセスの見出し行に記載する。

各段階	プロセス（設計対象）	組織内外の相互関係			インプット	アウトプット	他の記録類
		◎：申請書 本注	○：指図書 本注	△：指図書 本注			
3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	・設備変更許可申請書 ・設備許可基準規則 ・技術基準規則	—	—
3.3.2	各条文的対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	—	—	・設備変更許可申請書 ・設備許可基準規則 ・安全審査指針 ・技術基準規則 ・同技術基準規則	・様式-2	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）
3.3.3(1)	基本設計方針の作成（設計 1）	◎	—	—	・様式-2 ・技術基準規則 ・様式-2 ・様式-4 ・未用印規則別表第二 ・技術基準規則 ・設備変更許可申請書 ・設備許可基準規則 ・技術基準規則 ・基本設計方針	・様式-3 ・様式-4 ・様式-5 ・様式-6 ・様式-7 ・様式-5	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）
	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	◎	—	—	・様式-2 ・様式-5 ・基本設計方針	・様式-8の「設工認設計結果（要目表、設計方針）」欄	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）
	1. 共通的に適用される設計				「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照
	2. 冷却水を確保するための設計				・基本設計方針 ・設備監査 ・冷却に必要な流量 ・VE-10-13の図4入力源による過渡水漏れ対象設備への影響評価の実施」において実施した評価結果	・要目表 ・取組及び放水口に関する説明書 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・非常用取水設備の配置を明示した図面 ・構造図	—
	3. 設備共用の設計				「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照	「原子炉冷却系統施設」参照
3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	◎	—	—	・様式-2~様式-8	—	・品質管理の各段階における確認記録（設計の段階）
3.3.3(4)	設工認申請書の作成	◎	○	—	・設計 1 ・設計 2 ・工事の方法	・設工認申請書案	・設工認申請書案のチェック結果
3.3.3(5)	設工認申請書の承認	◎	○	—	・設工認申請書案	・設工認申請書	・立案・決定票
3.4.1	設工認に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3）	—	◎	○	・設計資料 ・業務報告書	・様式-8の「設備の具体的設計結果」欄	・仕様書
3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	—	◎	○	・仕様書 ・工事の方法	・工事記録	—
3.5.2	使用前事業者検査の計画	—	◎	○	・様式-8の「設工認設計結果（要目表/設計方針）」欄及び「設備の具体的設計結果」欄 ・工事の方法	・様式-8の「確認方法」欄	—
3.5.3	検査計画の管理	—	◎	○	・使用前事業者検査工程表	・検査成績書	—
3.5.4	主要な組立部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	—	◎	○	・溶接部詳細一覧表	・工事記録	—
3.5.5	使用前事業者検査の実施	—	◎	○	・様式-8の「確認方法」欄 ・工事の方法	・検査要領書	—
3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ	—	◎	○	・検査要領書	・検査記録	—

様式-1 展開表について

基本的な考え方：基本設計方針の変更に対する設計の結果が、どの設工認書類のどこに記載しているかを明確にし、その設計プロセスを様式-1のどこに記載したかを整理する。

設工認本文に記載されている施設ごとの基本設計方針の前後表から、設計項目となるまとまり毎に「基本設計方針」を転記する。

追加要求事項がある「基本設計方針」について、これを受けて実施した詳細設計の結果が記載されている「設工認書類」の図書番号・名称と、記載箇所が分かる章項番号・タイトルを記載する。

追加要求事項がある「基本設計方針」について、これを受けて実施した設計のプロセスを記載した「様式-1」の設計対象について、章項番号・タイトルを記載する。

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
燃料プール冷却系熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。	燃料プール冷却系熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。【26 条26】	—	— (変更なし)
燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための重大事故等対処設備として使用する燃料プール冷却系は、燃料プール冷却ポンプ、燃料プール冷却系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、燃料プールの水を燃料プール冷却ポンプにより燃料プール冷却系熱交換器等を経由して循環させることで、燃料プールを冷却できる設計とする。【69 条36】		要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面 3.2.1 燃料プール冷却系 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図 3.2.1 燃料プール冷却系 構造図 3.1 使用済燃料貯蔵設備 3.2.1 燃料プール冷却系	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 5. 燃料プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計 5.4 原子炉補機代替冷却系を用いた燃料プール冷却系の冷却に関する設計 5.4.1 設備仕様に係る設計

基本設計方針に変更がない場合は、その方針に対する設計を行っていないため、様式-1への反映結果はない。

設計対象のうち機能を兼用する機器の仕様に関する設計は、「2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計」に設計プロセスを記載している。

基本設計方針を受けて行った個別の設計について、対応する様式-1の設計対象を反映結果欄に記載。

基本設計方針を受けて行った個別の設計の結果として作成された設工認書類は、展開表の設計結果の記載箇所欄と、様式-1のアウトプット欄でリンクする。

図面は全ての図書番号・タイトルを記載すると煩雑になる為、名称は他の様式で使用する程度の略称を使用し、設備・系統毎に記載する。

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1~3.3.3(5) 計画：3.4.1~3.7.2	組織内外の相互関係			インプット	アウトプット	他の記録類
		◎：担当	○：関連	—			
設計	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計	◎	—	—	・様式-2 ・様式-5 ・基本設計方針 ・設置変更許可申請書	・機能単位の系統図 ・設定根拠の「(概要)」部分	—
	2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認	◎	—	—	・機能単位の系統図 ・設定根拠の「(概要)」部分 ・業務報告書	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・機器の配置を明示した図面 ・構造図	・仕様書
設計	5. 燃料プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計	◎	—	○	・基本設計方針 ・設備図書 ・設置変更許可時の設計資料 ・既工認 ・業務報告書	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書 ・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面 ・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図 ・構造図 ・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	・仕様書
	5.4 原子炉補機代替冷却系を用いた燃料プール冷却系の冷却に関する設計	◎	—	—	・設備図書 ・設置変更許可申請書 ・設置変更許可時の設計資料	・要目表 ・設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 ・使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書	—

4. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 設計及び工事の計画における設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等	3
3.1 設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）	4
3.1.1 設計に係る組織	4
3.1.2 工事及び検査に係る組織	5
3.1.3 調達に係る組織	5
3.2 設工認における設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー	10
3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用	10
3.2.2 設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー	10
3.3 設計に係る品質管理の方法	14
3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	14
3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	14
3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証	17
3.3.4 設計における変更	28
3.4 工事に係る品質管理の方法	28
3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	28
3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施	29
3.5 使用前事業者検査の方法	30
3.5.1 使用前事業者検査での確認事項	30
3.5.2 使用前事業者検査の計画	30
3.5.3 検査計画の管理	35
3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	35
3.5.5 使用前事業者検査の実施	35
3.6 設工認における調達管理の方法	40
3.6.1 供給者の技術的評価	40
3.6.2 供給者の選定	40
3.6.3 調達製品の調達管理	40
3.6.4 社外監査	43
3.6.5 設工認における調達管理の特例	43
3.7 記録，識別管理，トレーサビリティ	44
3.7.1 文書及び記録の管理	44
3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ	48
3.8 不適合管理	48
4. 適合性確認対象設備の施設管理	48
4.1 使用開始前の適合性確認対象設備の保全	48

4.1.1	新規制基準施行以前に設置している設備	49
4.1.2	工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備	49
4.1.3	設工認の認可後に工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備	49
4.2	使用開始後の適合性確認対象設備の保全	49
様式-1	設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画（例）	51
様式-2(1/2)～(2/2)	設備リスト（例）	52
様式-3	技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方（例）	54
様式-4(1/2)～(2/2)	施設と条文の対比一覧表（例）	55
様式-5	設工認添付書類星取表（例）	57
様式-6	各条文の設計の考え方（例）	58
様式-7	要求事項との対比表（例）	59
様式-8	基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）	60
様式-9	適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績 （設備関係）（例）	61
添付1	建設当時からの品質マネジメントシステム体制	62
添付2	当社におけるグレード分けの考え方	65
添付3	技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方	72
添付4	設工認における解析管理について	74
添付5	当社における設計管理・調達管理について	80

1. 概要

本資料は、設計及び工事の計画（以下「設工認」という。）の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」（以下「設工認品質管理計画」という。）及び島根原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に基づき、設工認の「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号）」（以下「技術基準規則」という。）等に対する適合性の確保に必要な設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画について記載するとともに、工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画を記載する。

2. 基本方針

本資料では、設工認における、「設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画」及び「工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画」を、以下のとおり説明する。

様式-1

(1) 設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画

「設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績又は行おうとしている管理の計画」として、以下に示す 2 つの段階を経て実施した設計の管理の方法を「3. 設計及び工事の計画における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）」に、実施する各段階について「3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とそのレビュー」に、品質管理の方法について「3.3 設計に係る品質管理の方法」に、調達管理の方法について「3.6 設工認における調達管理の方法」に、文書管理、識別管理及びトレーサビリティについて「3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ」に、不適合管理の方法について「3.8 不適合管理」に記載する。

また、これらの方法で行った管理の具体的な実績を、様式-1「設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画（例）」（以下「様式-1」という。）を用いて添付書類VI-1-10-2「設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画 原子炉本体」～添付書類VI-1-10-17「設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画 緊急時対策所」に示す。

- ・「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和 53 年 12 月 28 日通商産業省令第 77 号）」（以下「実用炉規則」という。）の別表第二「設備別記載事項」に示された設備に対する技術基準規則の条文ごとの基本設計方針の作成
- ・作成した条文ごとの基本設計方針を基に、実用炉規則の別表第二に示された事項に対して必要な設計を含む技術基準規則等への適合に必要な設備の設計（作成した条文ごとの基本設計方針に対し、設工認申請時点で設置している設備、並びに

工事を継続又は完了している設備の設計実績を用いた技術基準規則等への適合に必要な設備の設計を含む。)

これらの設計に係る記載事項には、設計の要求事項として明確にしている事項及びそのレビューに関する事項、設計の体制として組織内外の相互関係、設計・開発の各段階におけるレビュー等に関する事項並びに外部の者との情報伝達に関する事項等を含めて記載する。

様式-1

(2) 工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画

「工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画」として、設工認申請時点で設置している設備、工事を継続又は完了している設備を含めた設工認対象設備の工事及び検査に係る品質管理の方法を「3. 設計及び工事の計画における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）」に、実施する各段階について「3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とそのレビュー」に、品質管理の方法について「3.4 工事に係る品質管理の方法」及び「3.5 使用前事業者検査の方法」に、調達管理の方法について「3.6 設工認における調達管理の方法」に、文書管理、識別管理及びトレーサビリティについて「3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ」に、不適合管理の方法について「3.8 不適合管理」に記載する。

また、これらの工事及び検査に係る品質管理の方法、組織等についての具体的な計画を、様式-1を用いて添付書類VI-1-10-2「設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画 原子炉本体」～添付書類VI-1-10-17「設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画 緊急時対策所」に示す。

工事及び検査に係る記載事項には、工事及び検査に係る要求事項として明確にする事項及びそのレビューに関する事項、工事及び検査の体制として組織内外の相互関係（使用前事業者検査の独立性、資源管理及び物品の状態保持に関する事項を含む。）、工事及び検査に必要なプロセスを踏まえた全体の工程及び各段階における監視、測定、妥当性確認及び検査等に関する事項（記録、識別管理、トレーサビリティ等に関する事項を含む。）並びに組織の外部の者との情報伝達に関する事項等を含めて記載する。

(3) 設工認対象設備の施設管理

設工認に基づく、技術基準規則等への適合性を確保するために必要となる設備（以下「適合性確認対象設備」という。）は、設工認申請時点で設置している設備も含まれているが、これらの設備は、必要な機能・性能を発揮できる状態に維持されていることが不可欠であり、その維持の管理の方法について「4. 適合性確認対象設備の施設管理」で記載する。

(4) 設工認で記載する設計，工事及び検査以外の品質保証活動

設工認に必要な設計，工事及び検査は，設工認品質管理計画に基づく品質マネジメントシステム体制の下で実施するため，上記以外の，責任と権限（保安規定品質マネジメントシステム計画「5. 経営責任者等の責任」），原子力安全の重視（保安規定品質マネジメントシステム計画「5.2 原子力の安全の確保の重視」），必要な要員の力量管理を含む資源の管理（保安規定品質マネジメントシステム計画「6. 資源の管理」）及び不適合管理を含む評価及び改善（保安規定品質マネジメントシステム計画「8. 評価および改善」）については，保安規定品質マネジメントシステム計画に従った管理を実施する。

また，当社の品質保証活動は，健全な安全文化を育成及び維持するための活動と一体となった活動を実施している。

なお，設工認申請時点で設置している設備の中には，現在のような健全な安全文化を育成及び維持するための活動を意識した活動となっていなかった時代に導入している設備もあるが，それらの設備についても現在の健全な安全文化を育成及び維持するための活動につながる様々な品質保証活動を行っている。（添付1「建設当時の品質マネジメントシステム体制」の「別表1」参照）

3. 設計及び工事の計画における設計，工事及び検査に係る品質管理の方法等

設工認における設計，工事及び検査に係る品質管理は，保安規定品質マネジメントシステム計画として記載している品質マネジメントシステムに基づき実施する。

また，特定重大事故等対処施設にかかわる秘匿性を保持する必要がある情報については以下の管理を実施する。

(1) 秘密情報の管理

「実用発電用原子炉に係る特定重大事故等対処施設に関する審査ガイドにおける航空機等の特性等」（平成26年9月18日原子力規制委員会）及び同ガイドを用いて作成した情報を含む文書（以下「秘密情報」という。）については，秘密情報の管理に係る管理責任者を指定し，秘密情報を扱う者（以下「取扱者」という。）の名簿での登録管理を実施する。また，秘密情報を含んだ電子データは取扱者以外の者のアクセスを遮断するためアクセス権限の設定等を実施する。

(2) セキュリティの観点から非公開とすべき情報の管理

上記(1)以外の特定重大事故等対処施設に関する情報を含む文書については，業務上知る必要のある者以外の者がみだりに閲覧できない状態で管理する。また，特定重

大事故等対処施設に係る調達の際、当該情報を含む文書等について業務上知る必要のある者以外の者がみだりに閲覧できない状態で管理することを要求する。

以下に、設計、工事及び検査、調達等のプロセスを示す。

3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）

設工認に基づく設計、工事及び検査は、図 3-1 に示す本社組織及び発電所組織に係る体制で実施する。

また、設計（「3.3 設計に係る品質管理の方法」）、工事（「3.4 工事に係る品質管理の方法」）、検査（「3.5 使用前事業者検査の方法」）並びに調達（「3.6 設工認における調達管理の方法」）の各プロセスを主管する箇所を表 3-1 に示す。

表 3-1 に示す各プロセスを主管する箇所の長は、担当する設備に関する設計、工事及び検査、調達について、責任及び権限を持ち、各プロセスを主管する箇所に属するグループが実施する設工認に係る活動を統括する。

図 3-1 に示す各主任技術者は、それぞれの職務に応じた監督を行うとともに、相互の職務について適宜情報提供を行い、意思疎通を図る。

設計から工事への設計結果の伝達、当社から供給者への情報伝達等、組織内外又は組織間の情報伝達について、設工認に従い確実に実施する。

3.1.1 設計に係る組織

設計に係る体制

設工認に基づく設計は、図 3-2 に示す設計を主管する箇所（以下「設計を主管する箇所」という。）が実施する。

なお、本設工認に係る設計の対象は広範囲に及ぶため、電源事業本部部長（原子力管理）の責任の下に、設計に必要な資料（以下「設計資料」という。）の作成を行うため、図 3-2 に示す体制を定めて設計に係る活動を実施する。

図 3-2 に示す体制の各グループが作成した設計資料については、これらを作成した各グループにおいて、「3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とそのレビュー」及び「3.3 設計に係る品質管理の方法」に示すと通りの設計結果となっていることを審査し、図 3-2 に示す設計を主管する箇所において承認する体制とする。

様式-1

また、設工認に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について、設工認に示す設計の段階ごとに様式-1 を用いて添付書類 VI-1-10-2 「設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画 原子炉本体」～添付書類 VI-1-10-17 「設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画 緊急時対策所」に示す。

3.1.2 工事及び検査に係る組織

工事及び検査に係る体制

設工認に基づく工事及び検査は、表 3-1 に示す工事を主管する箇所及び検査を担当する箇所で実施する。

様式-1

また、設工認に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について、設工認に示す工事及び検査の段階ごとに様式-1 を用いて添付書類VI-1-10-2「設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 原子炉本体」～添付書類VI-1-10-17「設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 緊急時対策所」に示す。

3.1.3 調達に係る組織

設工認に基づく調達は、表 3-1 に示す本社組織及び発電所組織の調達を主管する箇所で実施する。

様式-1

また、設工認に基づき実施した施設ごとの具体的な体制について、設工認に示す設計，工事及び検査の段階ごとに様式-1 を用いて示す。

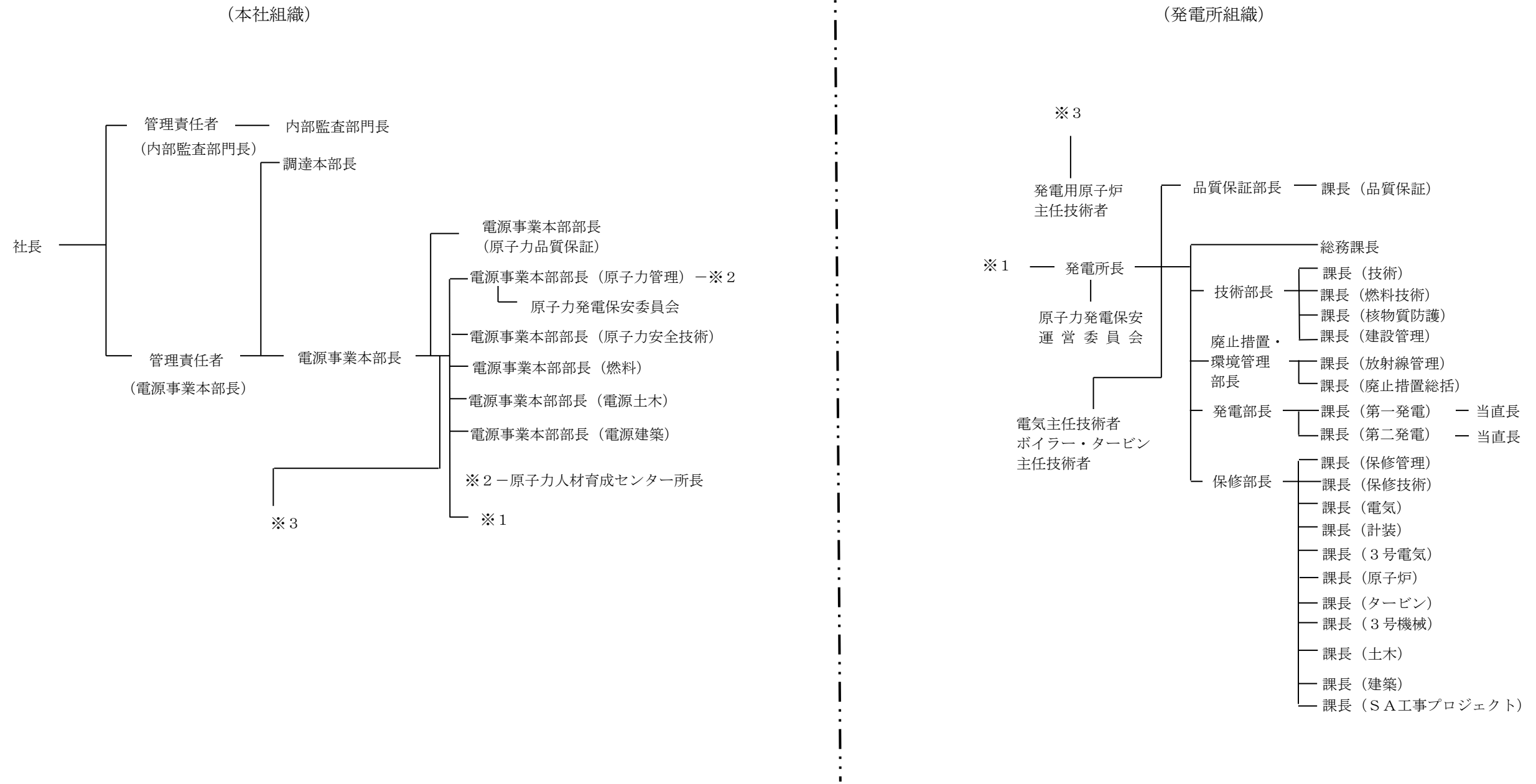


図 3-1 本社組織及び発電所組織に係る体制

表 3-1 各プロセスを主管する箇所 (1/2)

プロセス		主管箇所
3.3	設計に係る品質管理の方法	本社 電源事業本部 (原子力管理) 本社 電源事業本部 (原子力安全技術) 本社 電源事業本部 (電源土木) 本社 電源事業本部 (電源建築)
3.4 3.5	工事に係る品質管理の方法 使用前事業者検査の方法	本社 電源事業本部 (電源土木) 本社 電源事業本部 (電源建築) 発電所 品質保証部 (品質保証) 発電所 技術部 (技術) 発電所 技術部 (燃料技術) 発電所 技術部 (核物質防護) 発電所 技術部 (建設管理) 発電所 廃止措置・環境管理部 (放射線管理) 発電所 発電部 (第一発電) 発電所 発電部 (第二発電) 発電所 保修部 (保修管理) 発電所 保修部 (保修技術) 発電所 保修部 (電気) 発電所 保修部 (計装) 発電所 保修部 (3号電気) 発電所 保修部 (原子炉) 発電所 保修部 (タービン) 発電所 保修部 (3号機械) 発電所 保修部 (土木) 発電所 保修部 (建築) 発電所 保修部 (SA工事プロジェクト)

表 3-1 各プロセスを主管する箇所 (2/2)

プロセス		主管箇所
3.6	設工認における調達管理の方法	本社 電源事業本部 (原子力管理)
		本社 電源事業本部 (原子力安全技術)
		本社 電源事業本部 (電源土木)
		本社 電源事業本部 (電源建築)
		発電所 品質保証部 (品質保証)
		発電所 技術部 (技術)
		発電所 技術部 (燃料技術)
		発電所 技術部 (核物質防護)
		発電所 技術部 (建設管理)
		発電所 廃止措置・環境管理部 (放射線管理)
		発電所 発電部 (第一発電)
		発電所 発電部 (第二発電)
		発電所 保修部 (保修管理)
		発電所 保修部 (保修技術)
		発電所 保修部 (電気)
		発電所 保修部 (計装)
		発電所 保修部 (3号電気)
		発電所 保修部 (原子炉)
		発電所 保修部 (タービン)
		発電所 保修部 (3号機械)
		発電所 保修部 (土木)
発電所 保修部 (建築)		
発電所 保修部 (SA工事プロジェクト)		

3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とそのレビュー

3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用

設計及び工事のグレード分けは、原子炉施設の安全上の重要性に応じて、添付2「当社におけるグレード分けの考え方」に示すグレード分けの考え方を適用し、管理を実施する。

ただし、本設工認における設計は、新規規制基準施行以前から設置している設備並びに工事を継続又は完了している設備の設計実績等を用いた技術基準規則等への適合性を確保するために必要な設備の設計である。

したがって、本設工認の設計には、設計及び工事のグレード分けによらず、全ての適合性確認対象設備を、「3.3 設計に係る品質管理の方法」に示す設計で管理する。

なお、「3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）」以降の段階で新たに設計及び工事を実施する場合は、設計及び工事のグレード分けの考え方を適用し、管理を実施する。

3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とそのレビュー

設工認における必要な設計、工事及び検査の流れは、設工認品質管理計画のとおりである。

設工認における設計、工事及び検査の各段階と保安規定品質マネジメントシステム計画との関係を表3-2に示す。

(1) 実用炉規則別表第二対象設備に対する管理

適合性確認に必要な作業と検査の繋がりを図3-3に示す。

設計、工事を主管する箇所の長又は検査実施責任者は、設計、工事及び検査の各段階において要求事項に対する適合性を確認した上で、次の段階に進める。

また、設計、工事を主管する箇所の長は、表3-2に示す「保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目」ごとのアウトプットに対するレビューを実施する。

設計の各段階におけるレビューは、保安規定品質マネジメントシステム計画「7.3.4 設計開発レビュー」に基づき設計の結果が要求事項を満たせるかどうかを評価し、問題を明確にし、必要な処置を提案する。

適切な段階において図3-2に示された箇所で当該設備の設計に関する力量を有する専門家を含めて設計の各段階におけるレビューを実施するとともに、「文書・記録管理基本要領」に基づき記録を管理する。

設計におけるレビューの対象となる段階を表3-2に「*」で明確にする。

なお、実用炉規則別表第二対象設備のうち、設工認申請（届出）が不要な工事を行う場合は、設工認品質管理計画のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを使用前事業者検査により確認する。

(2) 主要な耐圧部の溶接部に対する管理

設工認のうち、主要な耐圧部の溶接部に対する必要な検査は、「3.4 工事に係る品質管理の方法」、「3.5 使用前事業者検査の方法」及び「3.6 設工認における調達管理の方法」に示す管理（表 3-2 における「3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計 3）」～「3.6 設工認における調達管理の方法」）のうち、必要な事項を適用して検査を実施し、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを使用前事業者検査により確認する。

表 3-2 設工認における設計，工事及び検査の各段階

各段階		保安規定品質マネジメントシステム計画の対応項目	概要
設計	3.3	設計に係る品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画 適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画
	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報 設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	7.3.2 設計開発に用いる情報 技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出
	3.3.3(1) *	基本設計方針の作成（設計1）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 要求事項を満足する基本設計方針の作成
	3.3.3(2) *	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 適合性確認対象設備に必要な設計の実施
	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計開発の検証 基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック
	3.3.4*	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更の管理 設計対象の追加や変更時の対応
工事及び検査	3.4.1*	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）	7.3.3 設計開発の結果に係る情報 7.3.5 設計開発の検証 設工認を実現するための具体的な設計
	3.4.2	具体的な設備の設計に基づく工事の実施	— 適合性確認対象設備の工事の実施
	3.5.1	使用前事業者検査での確認事項	— 適合性確認対象設備が，認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること，技術基準規則に適合していること
	3.5.2	使用前事業者検査の計画	7.1 個別業務に必要なプロセスの計画 適合性確認対象設備が，認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであることを確認するための使用前事業者検査の計画と方法の決定
	3.5.3	検査計画の管理	— 使用前事業者検査を実施する際の工程管理
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理	— 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査を実施する際のプロセスの管理
	3.5.5	使用前事業者検査の実施	7.3.6 設計開発の妥当性確認 8.2.4 機器等の検査等 適合性確認対象設備が，認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること，技術基準規則に適合していることを確認
調達	3.6	設工認における調達管理の方法	7.4 調達 8.2.4 機器等の検査等 適合性確認に必要な設計，工事及び検査に係る調達管理

注記*：「3.2.2 設計，工事及び検査の各段階とそのレビュー」でいう，保安規定品質マネジメントシステム計画の「7.3.4 設計開発レビュー」の対応項目

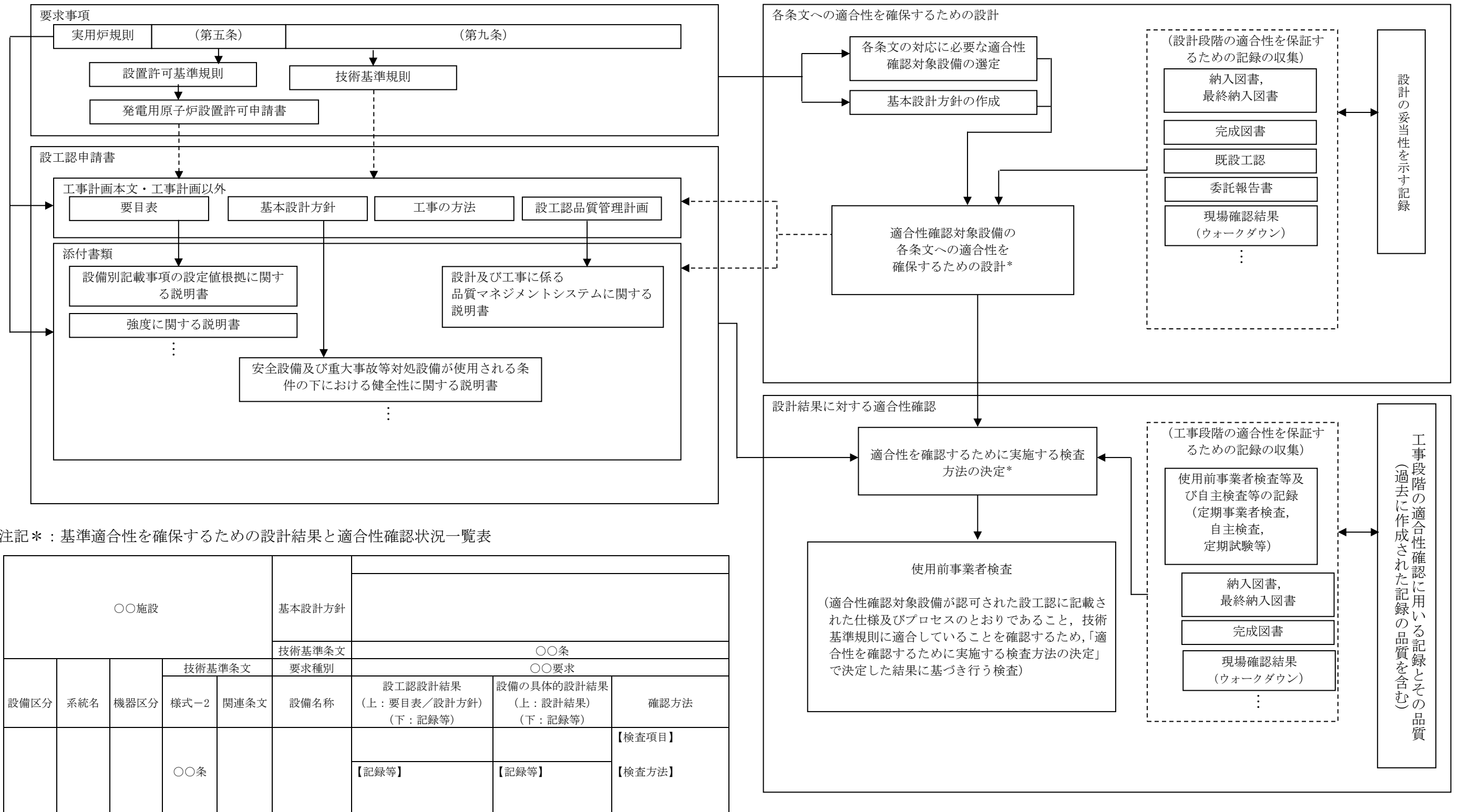


図 3-3 適合性確認に必要な作業と検査の繋がり

3.3 設計に係る品質管理の方法

設計を主管する箇所の長は、設工認における技術基準規則等への適合性を確保するための設計として、「要求事項の明確化」、「適合性確認対象設備の選定」、「基本設計方針の作成」及び「適合性を確保するための設計」、「設計のアウトプットに対する検証」の各段階を実施する。以下にそれぞれの活動内容を示す。

3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

設工認に必要な要求事項は、以下のとおりとする。

- ・「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号）」（以下「設置許可基準規則」という。）に適合しているとして許可された「島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」（以下「設置変更許可申請書」という。）
- ・設置許可基準規則
- ・技術基準規則

また、必要に応じて以下を参照する。

- ・設置変更許可申請書の添付書類
- ・設置許可基準規則の解釈
- ・技術基準規則の解釈

3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備に対する技術基準規則への適合性を確保するため、設置変更許可申請書に記載されている設備及び技術基準規則への対応に必要な設備（運用を含む。）を、実際に使用する際の系統又は構成で必要となる設備を含めて、適合性確認対象設備として以下に従って抽出する。

様式-2

適合性確認対象設備を明確にするため、設工認に関連する工事において追加・変更となる設備・運用のうち、設工認の対象となる設備・運用を、要求事項への適合性を確保するために実際に使用する際の系統・構成で必要となる設備・運用を考慮しつつ、過去の指針等*と比較して追加又は変更された要求事項を満足するために必要な設備又は運用を、図3-4に示すフローに基づき抽出する。

注記*：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」及び解説、並びに「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及び解釈

(1) 設計基準対象施設

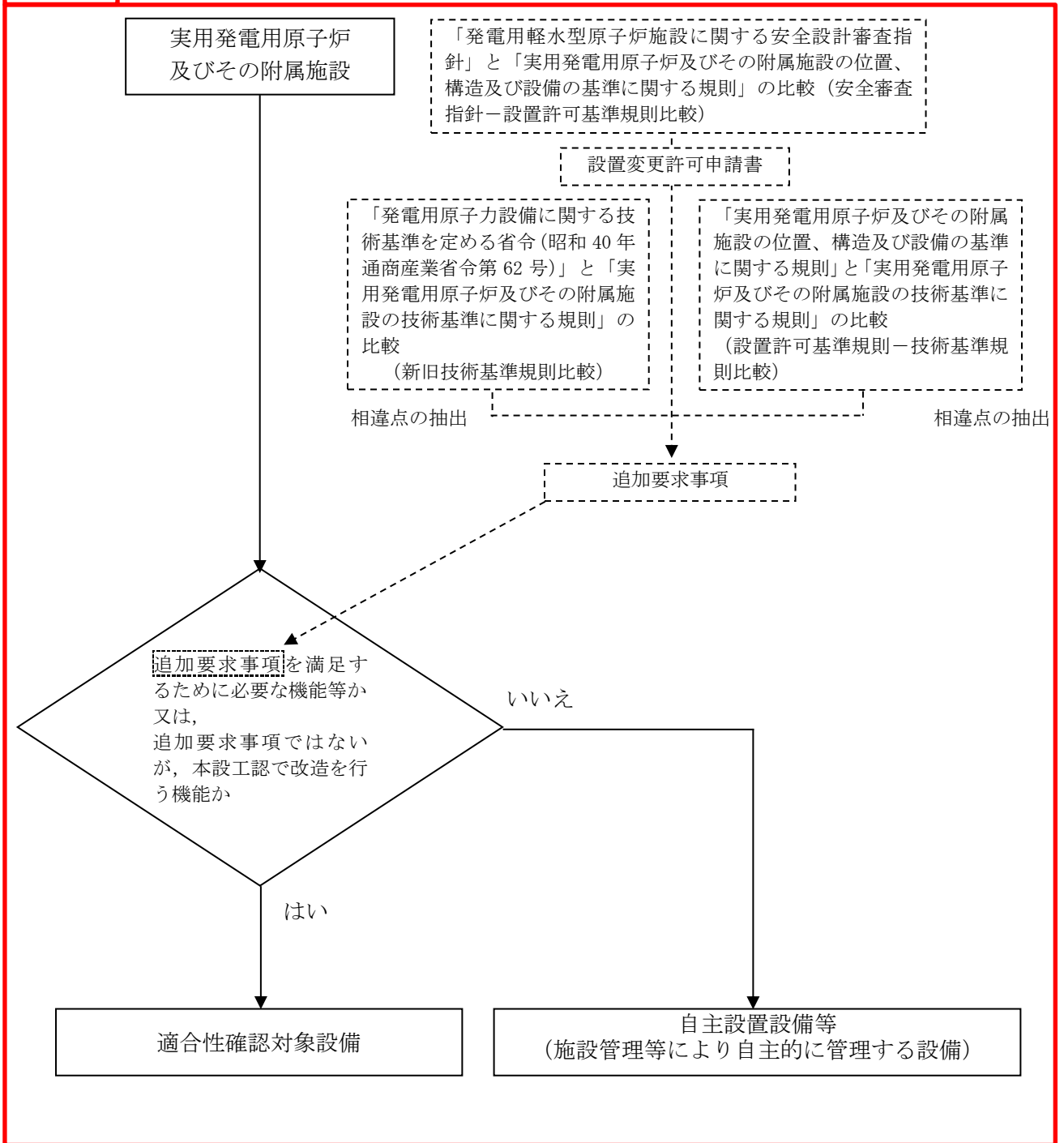
抽出した結果を様式-2(1/2)「設備リスト（設計基準対象施設）（例）」（以下「様式-2(1/2)」という。）の該当する条文の「設備等」欄に整理するとともに、設備／運用、既設／改造／新設、追加要求事項に対して必須の設備・運用の有無、実用炉規則別表第二のうち、要目表に該当の有無、既工認での記載の有無、実用炉規則別表第二に関連する施

様式-2

設・設備・機器区分，設置変更許可申請書添付書類八での主要設備記載の有無等を，様式-2(1/2)の該当する各欄で明確にする。

(2) 重大事故等対処設備

抽出した結果を様式-2(2/2)「設備リスト（重大事故等対処設備）（例）」（以下「様式-2(2/2)」という。）の該当する条文の「設備等」欄に整理するとともに，設置変更許可申請書添付書類八での設備仕様記載の有無，系統機能，設備種別（既設／改造／新設，常設／可搬），設備／運用，詳細設計に関する事項及び実用炉規則別表第二に関連する施設・設備・機器区分等を，様式-2(2/2)の該当する各欄で明確にする。



S2 補 VI-1-10-1 R1

図 3-4 適合性確認対象設備の抽出について

3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。

- ・「設計 1」として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に、必要な設計を漏れなく実施するための基本設計方針を明確化する。
- ・「設計 2」として、「設計 1」の結果を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。
- ・「設計 1」及び「設計 2」の結果を用いて、設工認に必要な書類等を作成する。
- ・「設計のアウトプットに対する検証」として、「設計 1」及び「設計 2」の結果について、検証を実施する。

また、これらの具体的な活動を以下のとおり実施する。

(1) 基本設計方針の作成（設計 1）

設計を主管する箇所の長は、様式-2(1/2)、様式-2(2/2)で整理した適合性確認対象設備に対する詳細設計を「設計 2」で実施するに先立ち、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項に対する設計を漏れなく実施するために、以下により適合性確認対象設備ごとに適用される技術基準規則の条項号を明確にするとともに、技術基準規則の条文ごとに各条文に関連する要求事項を用いて設計項目を明確にした基本設計方針を作成する。

a. 適合性確認対象設備と適用条文の整理

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則への適合に必要な設計を確実に実施するため、以下により、適合性確認対象設備ごとに適用される技術基準規則の条文を明確にする。

様式-3	(a) 技術基準規則の条文ごとに各施設との関係を明確にし、明確にした結果とその理由を、様式-3「技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方（例）」（以下「様式-3」という。）の「適用要否判断」欄及び「理由」欄に取りまとめる。
様式-4	(b) 様式-3に取りまとめた結果を、様式-4(1/2)「施設と条文の対比一覧表（設計基準対象施設）（例）」（以下「様式-4(1/2）」という。）、様式-4(2/2)「施設と条文の対比一覧表（重大事故等対処設備）（例）」（以下「様式-4(2/2）」という。）の該当箇所の星取りにて取りまとめることにより、施設ごとに適用される技術基準規則の条文を明確にする。
様式-5	(c) 様式-2(1/2)、様式-2(2/2)で明確にした適合性確認対象設備を、実用炉規則別表第二の施設区分ごとに、様式-5「設工認添付書類星取表（例）」（以下「様式-5」という。）で機器として整理する。 また、様式-4(1/2)、様式-4(2/2)で取りまとめた結果を用いて、施設ごとに適用される技術基準規則の条項号を明確にし、技術基準規則の各条文と設工認との関連性を含めて様式-5で整理する。

b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成

設計を主管する箇所の長は、以下により、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を具体化し、漏れなく適用していくための基本設計方針を技術基準規則の条文ごとに作成する。

なお、基本設計方針の作成に当たっての統一的な考え方を添付3「技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方」に示す。

様式-7	(a) 様式-7「要求事項との対比表(例)」(以下「様式-7」という。)に、基本設計方針の作成に必要な情報として、技術基準規則の各条文及びその解釈、並びに関係する設置変更許可申請書本文及びその添付書類に記載されている内容を原文のまま引用し、その内容を確認しながら、設計すべき項目を基本設計方針として漏れなく作成する。
様式-6	(b) 基本設計方針の作成にあわせて、基本設計方針として記載する事項及びそれらの技術基準規則への適合性の考え方(理由)、基本設計方針として記載しない場合の考え方、並びに詳細な検討が必要な事項として含めるべき実用炉規則別表第二に示された添付書類との関係を明確にし、それらを様式-6「各条文の設計の考え方(例)」(以下「様式-6」という。)に取りまとめる。
施設ごとの基本設計方針	(c) (a)及び(b)で作成した条文ごとの基本設計方針を整理した様式-7及び基本設計方針作成時の考え方を整理した様式-6、並びに「3.3.3(1)a.(b)」で作成した各施設に適用される技術基準規則の条文を明確にした様式-4(1/2)、様式-4(2/2)を用いて、施設ごとの基本設計方針を作成する。
様式-5	(d) 作成した基本設計方針を基に、抽出した適合性確認対象設備に対する耐震重要度分類、機器クラス、兼用する際の登録の考え方及び当該適合性確認対象設備に必要な設工認申請書の添付書類との関連性を様式-5で明確にする。

(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計(設計2)

設計を主管する箇所の長は、様式-2(1/2)、様式-2(2/2)で整理した適合性確認対象設備に対し、今回新たに設計が必要な基本設計方針への適合性を確保するための詳細設計を、「設計1」の結果を用いて実施する。

様式-8	<p>a. 基本設計方針の整理</p> <p>設計を主管する箇所の長は、基本設計方針(「3.3.3(1)b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成」参照)に基づく設計の実施に先立ち、基本設計方針に従った設計を漏れなく実施するため、基本設計方針の内容を以下の流れで分類し、技術基準規則への適合性の確保が必要な要求事項を整理する。</p> <p>(a) 条文ごとに作成した基本設計方針を設計項目となるまとまりごとに整理する。</p> <p>(b) 整理した設計方針を分類するためのキーワードを抽出する。</p> <p>(c) 抽出したキーワードを基に要求事項を表3-3に示す要求種別に分類する。</p>
------	---

様式-8

- (d) 分類した結果を、設計項目となるまとまりごとに、様式-8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）」（以下「様式-8」という。）の「基本設計方針」欄に整理する。
- (e) 設工認の設計に不要な以下の基本設計方針を、様式-8の該当する基本設計方針に網掛けすることにより区別し、設計が必要な要求事項に変更があった条文に対応した基本設計方針を明確にする。
- ・ 定義（基本設計方針で使用されている用語の説明）
 - ・ 冒頭宣言（設計項目となるまとまりごとの概要を示し、冒頭宣言以降の基本設計方針で具体的な設計項目が示されているもの）
 - ・ 規制要求に変更のない既設設備に適用される基本設計方針（既設設備のうち、過去に当該要求事項に対応するための設計が行われており、様式-4(1/2)、様式-4(2/2)及び様式-5で従来の技術基準規則から変更がないとした条文に対応した基本設計方針）
 - ・ 適合性確認対象設備に適用されない基本設計方針（当該適合性確認対象設備に適用されず、設計が不要となる基本設計方針）

様式-8

- b. 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（対象設備の仕様の決定含む）

様式-1

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備を技術基準規則に適合したものとするために、以下により、必要な詳細設計を実施する。

設計資料

また、具体的な設計の流れを図3-5に示す。

- (a) 表3-3に示す「要求種別」ごとの「主な設計事項」に示す内容について、「3.7.1 文書及び記録の管理」で管理されている設備図書や「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った供給者からの業務報告書等の記録をインプットとして、基本設計方針に対し、必要な詳細設計の方針（要求機能、性能目標、防護方針等を含む。）を定め、適合性確認対象設備が、技術基準規則等の設計要求事項への適合性を確保するための詳細設計を実施する。

なお、以前から設置している設備及び既に工事を着手し、設工認申請時点で設置が完了している設備については、それらの設備が定めた詳細設計の方針を満たす機能・性能を有していることを確認した上で、設工認申請に必要な設備の仕様等を決定する。

- (b) 様式-6で明確にした、詳細な検討を必要とした事項を含めて詳細設計を実施するとともに、以下に該当する場合は、その内容に従った詳細設計を実施する。

イ. 評価を行う場合

詳細設計として評価（解析を含む。）を実施する場合は、基本設計方針を基に詳細な評価方針及び評価方法を定めた上で、評価を実施する。

様式-8

様式-1

設計資料

また、評価の実施において、解析を行う場合は、「3.3.3(2)c. 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理」に基づく管理により品質を確保する。

ロ. 複数の機能を兼用する設備の設計を行う場合

複数の機能（施設間を含む。）を兼用する設備の設計を行う場合は、兼用するすべての機能を踏まえた設計を確実に実施するため、組織間の情報伝達を確実に実施し、兼用する機能ごとの系統構成を把握し、兼用する機能を集約した上で、兼用するすべての機能を満たすよう設計を実施する。

ハ. 設備設計を他設備の設計に含めて設計を行う場合

設備設計を他設備の設計に含めて設計を行う場合は、設計が確実に行われるようにするために、組織間の情報伝達を確実に実施し、設計をまとめて実施する側で複数の対象を考慮した設計を実施したのち、設計を委ねた側においても、その設計結果を確認する。

ニ. 他号機と共用する設備の設計を行う場合

様式-2(1/2)、様式-2(2/2)を基に他号機と共用する設備の設計を行う場合は、設計が確実に行われるようにするため、組織間の情報伝達を確実に実施し、号機ごとの設計範囲を明確にし、必要な設計が確実に行われるよう管理する。

上記のイ.～ニ.の場合において、設計の妥当性を検証し、詳細設計方針を満たすことを確認するために使用前事業者検査等及び自主検査等（以下「検査等」という。）を実施しなければならない場合は、条件及び方法を定めた上で実施する。

また、これらの設計として実施したプロセスを様式-1を用いて添付書類VI-1-10-2「設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 原子炉本体」～添付書類VI-1-10-17「設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 緊急時対策所」に示すとともに、設計結果を、様式-8の「設工認設計結果」欄に整理する。

- (c) 表3-3に示す要求種別のうち「運用要求」に分類された基本設計方針については、本社組織の保安規定の取りまとめを主管する箇所の長にて、保安規定に必要な対応を取りまとめる。

表 3-3 要求種別ごとの適合性の確保に必要となる主な設計事項と
その妥当性を示すための記録との関係

要求種別			主な設計事項	設計方針の妥当性を示す記録	
設備	設計 要求	設置 要求	必要となる機能・性能を有する設備の選定	設置変更許可申請書に記載した機能を持ったために必要な設備の選定 配置設計	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 設備図書（図面，構造図，仕様書）等
		系統 構成	目的とする機能・性能を実際に発揮させるために必要な具体的な系統構成・設備構成	設置変更許可申請書の記載を基にした，実際に使用する系統構成・設備構成の決定	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 有効性評価結果（設置変更許可申請書での安全解析の結果を含む） 系統図 設備図書（図面，構造図，仕様書）等
		機能 要求	目的とする機能・性能を実際に発揮させるために必要な設備の具体的な仕様	<ul style="list-style-type: none"> 仕様設計 構造設計 強度設計（クラスに応じて） 耐震設計（クラスに応じて） 耐環境設計 配置設計 	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 設備図書（図面，構造図，仕様書） インターロック線図 算出根拠（計算式等） カタログ等
		評価 要求	対象設備が目的とする機能・性能を持つことを示すための方法とそれに基づく評価	<ul style="list-style-type: none"> 仕様決定のための解析 条件設定のための解析 実証試験 技術基準規則に適合していることを確認するための解析（耐震評価，耐環境評価） 	<ul style="list-style-type: none"> 設計資料 有効性評価結果（設置変更許可申請書での安全解析の結果を含む。） 解析計画（解析方針） 委託報告書（解析結果） 手計算結果等
運用	運用要求	保安規定で定める必要がある運用方法とそれに基づく計画	維持又は運用のための計画の作成	—	

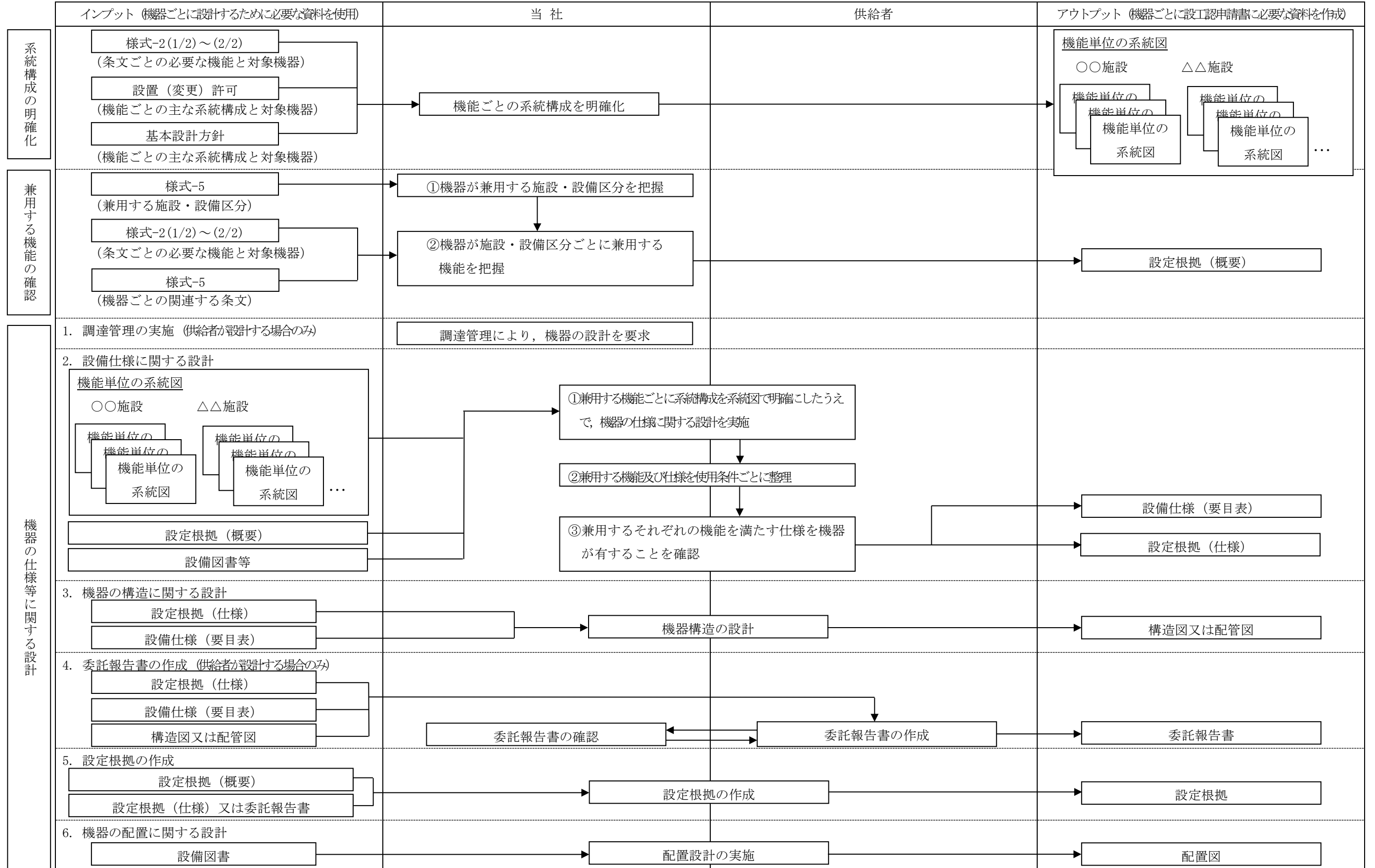


図 3-5 主要な設備の設計

c. 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理

設計を主管する箇所の長は、詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、以下の活動を実施し、品質を確保する。

(a) 調達による解析の管理

基本設計方針に基づく詳細設計で解析を実施する場合は、解析結果の品質を確保するため、設工認品質管理計画に基づく品質保証活動を行う上で、特に以下の点に配慮した活動を実施し、品質を確保する。

イ. 調達による解析

調達により解析を実施する場合は、解析の品質を確保するために、供給者に対し、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（令和3年6月改定，一般社団法人原子力安全推進協会）」を反映した以下に示す管理を確実にするための品質マネジメントシステム体制の構築等に関する調達要求事項を仕様書により要求し、それに従った品質マネジメントシステム体制の下で解析を実施させるよう「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達管理を実施する。

なお、解析の調達管理に関する具体的な流れを添付4「設工認における解析管理について」の「別図1」に示す。

(イ) 解析業務を実施するにあたり、あらかじめ解析業務の計画を策定し、解析業務の計画書により文書化する。

なお、解析業務の計画書には、以下に示す事項の計画を明確にする。

- ・ 解析の目的，内容，実施体制
- ・ 解析業務の作業手順（デザインレビュー，審査方法，時期等を含む）
- ・ 解析結果の検証
- ・ 業務報告書の確認
- ・ 解析業務の変更管理

(ロ) 解析業務に係る必要な力量を確保するとともに、従事する要員（原解析者・検証者）は必要な力量を有した者とする。

ロ. 計算機プログラム（解析コード）の管理

計算機プログラムは、評価目的に応じた解析結果を保証するための重要な役割を持っていることから、使用実績や使用目的に応じ、計算機プログラムが適正なものであることを以下のような方法により検証し、使用する。

- ・ 実機運転データとの比較
- ・ 大型実験／ベンチマーク試験結果との比較
- ・ 他の計算機プログラムによる計算結果との比較
- ・ 簡易モデル（サンプル計算例），標準問題を用いた解析結果との比較 等

ハ. 解析業務で用いる入力情報の伝達について

当社及び供給者は、それぞれの品質マネジメントシステムに基づき文書及び記録の管理を実施していることから、設工認に必要な解析業務のうち、設備又は土木建築構造物を設置した供給者と同一の供給者が主体となって解析を実施する場合は、解析を実施する供給者が所有する図面とそれを基に作成され納入されている当社所有の設備図書で、同じ最新性を確保する。

また、設備を設置した供給者以外の供給者にて解析を実施する場合は、当社で管理している図面を供給者に提供することで、供給者に最新性が確保された図面で解析を実施させる。

ニ. 入力根拠の作成

供給者に、解析業務計画書等に基づき解析ごとの入力根拠を明確にした入力根拠書を作成させ、計算機プログラムへの入力間違いがないか確認させることで、入力根拠の妥当性及び入力データが正しく入力されたことの品質を確保する。

(b) 手計算による自社解析の管理

自社で実施する解析（手計算）は、評価を実施するために必要な計算方法及び入力データを明確にした上で、当該業務の力量を持つ要員が実施する。

また、実施した解析結果に間違いがないようにするために、入力根拠、入力値及び解析結果について、解析を実施した者以外が確認を実施し、解析結果の信頼性を確保する。

(3) 設計のアウトプットに対する検証

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証」の「設計1」及び「設計2」に基づき作成した設計資料について、これが設計のインプット（「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」及び「3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」参照）で与えられた要求事項に対する適合性を確認した上で、要求事項を満たしていることの検証を、原設計者以外の力量を有する者に実施させる。

(4) 設工認申請書の作成

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備を図3-6及び図3-7のフローに基づき分類し、その結果を様式-2(1/2)、様式-2(2/2)に取りまとめるとともに、設工認の設計として実施した「3.3.3(1) 基本設計方針の作成（設計1）」及び「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」からのアウトプットを基に、設工認に必要な書類等を以下のとおり取りまとめる。

a. 要目表の作成

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」の設計結果及び図面等の設計資料を基に、実用炉規則別表第二の「設備別記載事項」の要求に従って、必要な事項（種類、主要寸法、材料、個数等）を設備ごとに表（要目表）又は図面等に取りまとめる。

b. 施設ごとの「基本設計方針」及び「適用基準及び適用規格」の作成

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3(1)b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成」で作成した施設ごとの基本設計方針を基に、実用炉規則別表第二に示された発電用原子炉施設の施設ごとの基本設計方針としてまとめ直すことにより、設工認として必要な基本設計方針を作成する。

また、技術基準規則に規定される機能・性能を満足させるための基本的な規格及び基準を、「適用基準及び適用規格」として取りまとめる。

c. 工事の方法の作成

設計を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備等が、期待される機能を確実に発揮することを示すため、当該工事の手順並びに使用前事業者検査の項目及び方法を記載するとともに、工事中の従事者及び公衆に対する放射線管理や他の設備に対する悪影響防止等の観点から特に留意すべき事項を「工事の方法」として取りまとめる。

d. 各添付書類の作成

設計を主管する箇所の長は、「3.3.3(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」の設計結果、図面等の設計資料及び基本設計方針に対して詳細な設計結果や設計の妥当性に関する説明が必要な事項を取りまとめた様式-6及び様式-7を用いて設工認と実用炉規則別表第二の関係を整理した様式-5を基に添付書類を作成する。

なお、実用炉規則別表第二に示された添付書類において、解析コードを使用している場合には、添付書類の別紙として「計算機プログラム（解析コード）の概要」を作成する。

e. 設工認申請書案のチェック

設計を主管する箇所の長は、作成した設工認申請書案について、以下の要領で関係箇所のチェックを受ける。

- (a) 関係箇所でのチェック分担を明確にしてチェックする。
- (b) 関係箇所からチェックの結果として、コメントが付されている場合は、その反映要否を検討し、必要に応じ資料を修正した上で、再度チェックする。
- (c) 必要に応じこれらを繰り返し、設工認申請書案のチェックを完了する。

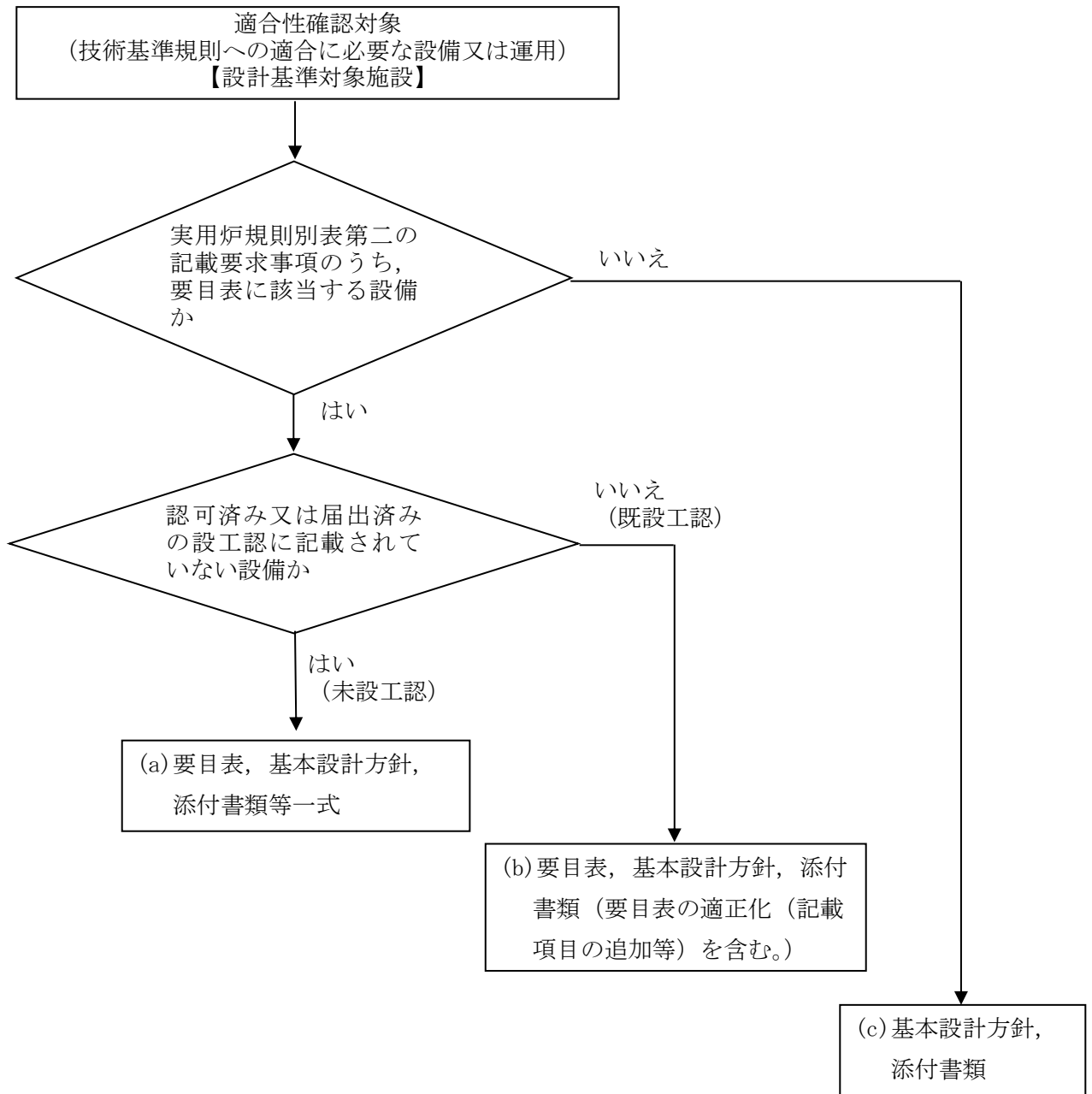


図 3-6 適合性確認対象設備の設工認に記載する箇所の選定 (設計基準対象施設)

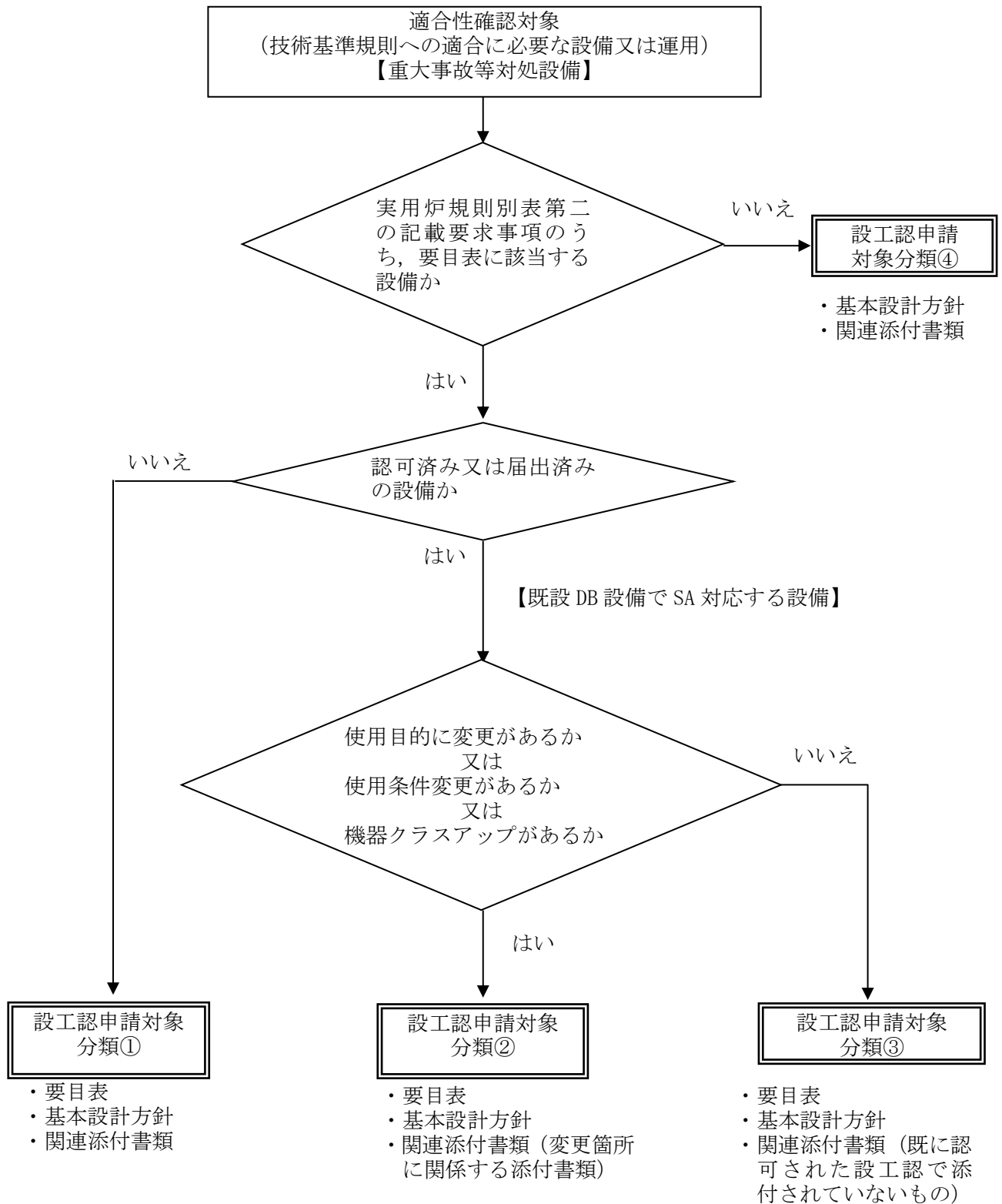


図 3-7 適合性確認対象設備の設工認に記載する箇所の選定 (重大事故等対処設備)

(5) 設工認申請書の承認

「3.3.3(3) 設計のアウトプットに対する検証」及び「3.3.3(4)e. 設工認申請書案のチェック」を実施した設工認申請書案について、設工認申請書の取りまとめを主管する箇所長の長は、設計を主管する箇所の長が作成した資料を取りまとめ、原子力発電保安運営委員会へ付議し、審議及び確認を得る。

原子力発電保安運営委員会の審議及び確認を得た後に、設工認申請書について、電源事業本部部长（原子力管理）の承認を得る。

3.3.4 設計における変更

設計を主管する箇所の長は、設計対象の追加又は変更が必要となった場合、「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」～「3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証」の各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、影響を受けた段階以降の設計結果を必要に応じ修正する。

3.4 工事に係る品質管理の方法

工事を主管する箇所の長は、設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）及び、その結果を反映した設備を導入するために必要な工事を、「3.6 設工認における調達管理の方法」を適用して実施する。

様式-8

3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）

設工認において、工事を主管する箇所の長は、工事段階において、以下のいずれかの方法で、設工認を実現するための具体的な設備の設計（設計3）を実施し、決定した具体的な設計結果を様式-8の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。

また、新規制基準施行以前から設置している設備及び既に工事を着手し設置を終えている設備について、既に実施された具体的な設計の結果が設工認に適合していることを確認し、様式-8の「設備の具体的設計結果」欄に取りまとめる。

(1) 自社で設計する場合

工事を主管する箇所の長は、「設計3」を実施し、適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）との照合を行う。

また、詳細設計の検証を行う。

設計の妥当性確認については「3.5.2 使用前事業者検査の計画」で策定する使用前事業者検査にて行う。

(2) 「設計3」を本社組織の工事を主管する箇所の長が調達し発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達管理として「設計3」を管理する場合

本社組織の工事を主管する箇所の長は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により「設計3」を実施する。

また、発電所組織の工事を主管する箇所の長は、その調達の中で供給者が実施する「設計3」の管理を、調達管理として詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

- (3) 「設計3」を発電所組織の工事を主管する箇所の長が調達しかつ調達管理として「設計3」を管理する場合

発電所組織の工事を主管する箇所の長は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により「設計3」を実施する。

また、発電所組織の工事を主管する箇所の長は、その調達の中で供給者が実施する「設計3」の管理を、調達管理として詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

- (4) 「設計3」を本社組織の工事を主管する箇所の長が調達しかつ調達管理として「設計3」を管理する場合

本社組織の工事を主管する箇所の長は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達により「設計3」を実施する。

また、本社組織の工事を主管する箇所の長は、その調達の中で供給者が実施する「設計3」の管理を、調達管理として詳細設計の検証及び妥当性確認を行うことにより管理する。

3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施

工事を主管する箇所の長は、設工認に基づく設備を設置するための工事を、「工事の方法」に記載された工事の手順並びに「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い実施する。

ただし、設工認に基づき設置する設備のうち、新規制基準施行以前から設置している設備及び既に工事を着手し工事を継続している設備又は着手し設置を終えている設備については、以下のとおり取り扱う。

- (1) 新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備

設工認に基づく設備を設置する工事のうち、新規制基準施行以前から設置し設工認に基づく設備としての工事が完了している適合性確認対象設備については、「3.5 使用前事業者検査の方法」から実施する。

- (2) 既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備

設工認に基づく設備を設置する工事のうち、既に工事を着手し設置を完了して調達製品の検証段階の適合性確認対象設備については、「3.5 使用前事業者検査の方法」から実施する。

(3) 既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備

設工認に基づく設備を設置する工事のうち、既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備については、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従い、着手時点のグレードに応じた工事を継続して実施するとともに、「3.5 使用前事業者検査の方法」から実施する。

なお、この工事の中で使用前事業者検査を実施する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」に従った調達製品の検証の中で、使用前事業者検査を含めて実施する。

3.5 使用前事業者検査の方法

検査総括責任者（品質保証部長）*は、工事を主管する箇所から組織的に独立した箇所の者を、検査実施責任者として指名する。

工事を主管する箇所の長は、保安規定に基づき使用前事業者検査の計画（検査項目、検査方法及び検査実施時期）を策定する。

検査実施責任者は、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、「検査管理要領」に従い、工事を主管する箇所からの独立性を確保した検査体制の下、検査要領書を制定し、使用前事業者検査を実施する。

注記*：品質保証部に検査総括担当と品質保証担当が属することから、検査に係る運用業務及び品質保証活動を総括する検査総括責任者は、品質保証部長が担う。

3.5.1 使用前事業者検査での確認事項

使用前事業者検査では、適合性確認対象設備が、認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するために、以下の項目について検査実施責任者が検査を実施する。

- (1) 実設備の仕様の適合性確認
- (2) 実施した工事が、「3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）」及び「3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に記載したプロセス並びに「工事の方法」のとおり行われていること。

これらの項目のうち、(1)を表3-4に示す検査として、(2)を品質マネジメントシステムに係る検査（以下「QA検査」という。）として実施する。

また、QA検査では上記(2)に加え、上記(1)のうち工事を主管する箇所（供給者を含む。）が実施する検査の、記録（工事を主管する箇所が採取した記録・ミルシートや検査における自動計測等）の信頼性の確認（記録確認検査や抜取検査の信頼性確保）を行い、設工認に基づく検査の信頼性を確保する。

3.5.2 使用前事業者検査の計画

工事を主管する箇所の長は、適合性確認対象設備が認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、技術基準規則に適合するよう実施した設計結果を示した様式-8の「設工認設計結果」欄ご

とに設計の妥当性確認を含む使用前事業者検査を「確認方法」欄に取りまとめ、検査項目、検査方法を明確にする。ただし、主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査については、「検査管理要領」に従い対象範囲を確認し、検査実施時期を定めた検査実施計画を作成する。

なお、使用前事業者検査は、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに表 3-3 の要求種別ごとに表 3-4 に示す確認項目、確認視点及び主な検査項目を基に、様式-8 の「確認方法」欄に取りまとめる。

また、適合性確認対象設備のうち、技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても、使用前事業者検査を様式-8 の「確認方法」欄に取りまとめ、検査項目、検査方法を明確にする。

検査実施責任者は、使用前事業者検査の実施にあたり、工事を主管する箇所の長が策定した検査計画を以下の観点で確認することで、検査の信頼性を確保する。

- (1) 対象設備に対し検査項目、検査方法が適切に設定されていること。
- (2) 検査実施時期が設備の工事工程に対して、適切な時期に設定されていること。

個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、特定の条文・様式-8 に示された「設工認設計結果」欄によらず、定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。

表 3-4 要求種別に対する確認項目及び確認視点

要求種別		確認項目	確認視点	主な検査項目
設備	設計要求	設置要求	名称, 取付箇所, 個数, 設置状態, 保管状態	設計要求どおりの名称, 取付箇所, 個数で設置されていることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・据付検査 ・状態確認検査 ・外観検査
		系統構成	系統構成, 系統隔離, 可搬設備の接続性	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・機能・性能検査
		機能要求	容量, 揚程等の仕様 (要目表)	要目表の記載どおりであることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・材料検査 ・寸法検査 ・建物・構築物構造検査 ・外観検査
			上記以外の所要の機能要求事項	目的とする機能・性能が発揮できることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・据付検査 ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・特性検査 ・機能・性能検査
		評価要求	評価のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・状態確認検査
			評価結果を設計条件とする要求事項	内容に応じて, 設置要求, 系統構成, 機能要求として確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・内容に応じて, 設置要求, 系統構成, 機能要求の検査を適用
運用	運用要求	手順確認	(保安規定) 手順化されていることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・状態確認検査 	

様式-8

(1) 使用前事業者検査の方法の決定

使用前事業者検査の実施に先立ち、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに表 3-3 の要求種別ごとに定めた表 3-4 に示す確認項目、確認視点及び主な検査項目の考え方を使って、確認項目ごとの設計結果に関する具体的な検査概要を以下の手順により使用前事業者検査の方法として明確にする。

なお、表 3-4 の主な検査項目ごとの検査概要及び判定基準の考え方を表 3-5 に示す。

- a. 様式-8 の「設工認設計結果」欄及び「設備の具体的設計結果」欄に記載された内容と該当する要求種別を基に、検査項目を決定する。
- b. 決定された検査項目より、表 3-5 に示す「検査項目、検査概要及び判定基準の考え方について（代表例）」及び「工事の方法」を参照し適切な検査方法を決定する。
- c. 決定した各設備に対する検査方法は、様式-8 の「確認方法」欄に取りまとめる。なお、「確認方法」欄では、以下の内容を明確にする。
 - ・検査項目
 - ・検査方法

表 3-5 検査項目、検査概要及び判定基準の考え方について（代表例）

検査項目	検査概要	判定基準の考え方
材料検査	・使用されている材料が設工認に記載のとおりであること、また関係規格*1、*2等に適合することを、記録又は目視により確認する。	・使用されている材料が設工認に記載のとおりであること、また関係規格等に適合すること。
寸法検査	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内であることを、記録又は目視により確認する。	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内にあること。
外観検査	・有害な欠陥のないことを記録又は目視により確認する。	・機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。
据付検査 (組立て及び据付け状態を確認する検査)	・常設設備の組立て状態並びに据付け位置及び状態が設工認に記載のとおりであることを、記録又は目視により確認する。	・設工認に記載のとおり設置されていること。
耐圧検査	・技術基準規則の規定に基づく検査圧力で所定時間保持し、検査圧力に耐え、異常のないことを、記録又は目視により確認する。	・検査圧力に耐え、異常のないこと。
漏えい検査	・耐圧検査終了後、技術基準規則の規定に基づく検査圧力により漏えいの有無を、記録又は目視により確認する。	・検査圧力により著しい漏えいのないこと。
建物・構築物構造検査	・建物・構築物が設工認に記載のとおり製作され、組み立てられていること、また関係規格*1、*2等に適合することを、記録又は目視により確認する。	・主要寸法が設工認に記載の数値に対して許容範囲内にあること、また関係規格等に適合すること。
機能・性能検査 特性検査	・系統構成確認検査*3 実際に使用する系統構成及び可搬型設備等の接続が可能なことを、記録又は目視により確認する。	・実際に使用する系統構成になっていること。 ・可搬型設備等の接続が可能なこと。
	・運転性能検査、通水検査、系統運転検査、容量確認検査 設計で要求される機能・性能について、実際に使用する系統状態又は模擬環境により試運転等を行い、機器単体又は系統の機能・性能を、記録又は目視により確認する。	・実際に使用する系統構成になっていること。 ・目的とする機能・性能が発揮できること。
	・絶縁耐力検査 電気設備と大地との間に、試験電圧を連続して規定時間加えたとき、絶縁性能を有することを、記録（工場での試験記録等を含む）又は目視により確認する。	・目的とする絶縁性能を有すること。
	・ロジック回路動作検査、警報検査、インターロック検査 電気設備又は計測制御設備について、ロジック確認、インターロック確認及び警報確認等を行い、設備の機能・性能又は特性を、記録又は目視により確認する。	・ロジック、インターロック及び警報が正常に動作すること。
	・外観検査 建物、構築物、非常用電源設備等の完成状態を、記録又は目視により確認する。	・機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。 ・設工認に記載のとおり設置されていること。
	・計測範囲確認検査、設定値確認検査 計測制御設備の計測範囲又は設定値を、記録（工場での校正記録等を含む）又は目視により確認する。	・計測範囲又は設定値が許容範囲内であること。
状態確認検査*4	・設置要求における機器保管状態、設置状態、接近性、分散配置及び員数が、設工認に記載のとおりであることを、記録又は目視により確認する。	・機器保管状態、設置状態、接近性、分散配置及び員数が適切であること。
	・評価要求に対する入力条件（耐震サポート等）との整合性確認を、記録又は目視により確認する。	・評価条件を満足していること。
	・運用要求における手順が整備され、利用できることを確認する。	・運用された手順が整備され、利用できること。
基本設計方針に係る検査*5	・機器等が設工認に記載された工事の方法及び基本設計方針に従って据付けられ、機能及び性能を有していることを確認する。	・機器等が設工認に記載された工事の方法及び基本設計方針に従って据付けられ、機能及び性能を有していること。
品質マネジメントシステムに係る検査	・事業者が設工認に記載された品質マネジメントシステムに従って、設計情報を工事に引継ぎ、工事の実施体制が確保されていることを確認する。	・事業者が設工認に記載された品質マネジメントシステムに従って、設計情報を工事に引継ぎ、工事の実施体制が確保されていること。

注記*1：消防法及びJIS

*2：設計の際に採用した適用基準又は適用規格

*3：通水検査を分割して検査を実施する等、使用時の系統での通水ができない場合に実施（通水検査と同系統である場合には、検査時に系統構成を確認するため不要）

*4：検査対象機器の動作確認は、機能・性能検査を主とするが、技術基準規則 54 条の検査として、適用可能な手順を用いて動作できることの確認を行う場合は、その操作が可能な構造であることを状態確認検査で確認する。

*5：基本設計方針のうち、各検査項目で確認できない事項を対象とする。

3.5.3 検査計画の管理

検査の取りまとめを主管する箇所の長は、使用前事業者検査を適切な段階で実施するため、関係箇所と調整の上、発電所全体の主要工程を踏まえた使用前事業者検査工程表を作成し、使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に行われることを管理する。

3.5.4 主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理

主要な耐圧部の溶接部に係る検査を担当する箇所の長は、溶接が特殊工程であることを踏まえ、製作工程中の検査項目ごとの溶接のプロセス検査を実施するため、工程管理等の計画を策定し、溶接施工工場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う。

また、溶接継手に対する要求事項は、溶接部詳細一覧表（溶接方法、溶接材料、溶接施工法、熱処理条件、検査項目等）により管理し、これに係る関連図書を含め、業務の実施に当たって必要な図書を溶接施工工場に提出させ、それを審査、承認し、必要な管理を実施する。

3.5.5 使用前事業者検査の実施

検査実施責任者は、「検査管理要領」に準じて、検査要領書を制定、検査体制を確立して使用前事業者検査を実施する。

(1) 使用前事業者検査に係る要員の力量確保及び教育・訓練

使用前事業者検査に従事する者は、あらかじめ教育・訓練を受講し、検査に必要な力量を有する者とする。

(2) 使用前事業者検査の独立性確保

検査総括責任者は、工事を主管する箇所と組織的に独立した箇所に検査の実施を依頼する。

(3) 使用前事業者検査の体制

検査実施責任者は、検査要領書で明確にする使用前事業者検査の体制を、図3-8に示す当該検査における力量を有する者で構成する。

a. 発電所長

発電所長は、発電所における保安に関する業務を統括する。

b. 検査総括責任者

検査総括責任者は、検査に係る運用業務及び品質保証活動を統括する。また、検査実施責任者及び代行者を選任する。

c. 主任技術者（原子炉主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者、電気主任技術者）

主任技術者は、担当検査について保安上の観点から検査要領書を確認するとともに、検査を担当する箇所から独立した立場で検査に立会うか記録を確認し、指導・助言を行う。

- ・原子炉主任技術者は、主に原子炉の核的特性や性能に係る事項等、原子炉の運転に関する保安の監督を行う。
- ・ボイラー・タービン主任技術者は、主に機械設備の構造、機能及び性能に係る事項等、原子力発電工作物の工事、維持及び運用（電氣的設備に係るものを除く。）に関する保安の監督を行う。
- ・電気主任技術者は、主に電気設備の構造、機能及び性能に係る事項等、原子力発電工作物の工事、維持及び運用（電氣的設備）に関する保安の監督を行う。

d. 品質保証部長

品質保証部長は、品質管理上の観点から、検査内容等への指導・助言を行う。

e. 検査実施責任者

検査実施責任者は、検査体制を承認するとともに、検査員を選任する。

検査要領書を承認するとともに、それに基づいて検査に係る作業を実施するように検査受検担当者へ指示する。

検査の合否判定を行って次工程へのリリースを行うとともに、検査成績書を承認する。

f. 検査員

検査員は、検査要領書及び検査成績書を作成する。検査員が各検査項目の良否判定を行った場合は、検査結果が判定基準を満足していることを確認のうえ検査記録をとりまとめ、検査実施責任者に報告する。

g. 運転操作担当者及び運転操作補助者

運転操作担当は、検査員又は検査受検担当者の指示に基づき、検査関係運転操作を実施する。

運転操作補助者は、運転操作担当者の指示に基づき、検査関係運転操作を実施する。

h. 検査受検担当者

検査受検担当者は、検査実施責任者又は検査員の指示に基づき、検査に係る作業を実施する。

(4) 使用前事業者検査の検査要領書の作成

検査員は、適合性確認対象設備が認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則に適合していることを確認するため、「検査管理要領」に準じて、「3.5.2(1) 使用前事業者検査の方法の決定」で決定し、様式-8の「確認方

法」欄で明確にした確認方法及び「工事の方法」を基に、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成する。

検査要領書には、検査目的、検査対象範囲、検査項目、検査方法、判定基準、検査体制、検査工程、不適合管理、検査手順、検査用計器、検査成績書（様式）を記載する。

検査実施責任者は、検査員が作成した検査要領書を、品質保証部及び主任技術者の確認を経て承認する。

なお、検査要領書には使用前事業者検査の確認対象範囲として含まれる技術基準規則の条文を明確にする。

実施する検査が代替検査となる場合は、「3.5.5(5) 代替検査の確認方法の決定」に従い、代替による使用前事業者検査の方法を決定し、評価結果を検査要領書に添付するとともに、代替検査により実施することを要領書（検査項目、検査方法及び判定基準）に記載する。

(5) 代替検査の確認方法の決定

検査実施責任者は、使用前事業者検査実施にあたり、以下の条件に該当する場合には代替検査の評価を行い、その結果を当該の検査要領書に添付する。

a. 代替検査の条件

代替検査を用いる場合は、通常の方法で検査ができない場合であり、例えば以下の場合をいう。

- (a) 耐圧検査で圧力を加えることができない場合
- (b) 構造上外観が確認できない場合
- (c) 系統に実注入ができない場合
- (d) 電路に通電できない場合
- (e) 当該検査対象の品質記録（要求事項を満足する記録）がない場合（プロセス評価を実施し検査の成立性を証明する必要がある場合）*

注記*：「当該検査対象の品質記録（要求事項を満足する記録）がない場合（プロセス評価を実施し検査の成立性を証明する必要がある場合）とは、以下の場合をいう。

- ・材料検査で材料検査証明書（ミルシート）がない場合
- ・寸法検査記録がなく、実測不可の場合

b. 代替検査の評価

検査実施責任者は、代替検査による確認方法を用いる場合、本来の検査目的に対する代替性の評価を実施し、その結果を「3.5.5(4) 使用前事業者検査の検査要領書の作成」で作成する検査要領書の一部として添付し、該当する主任技術者による確認を経て適用する。

なお、検査目的に対する代替性の評価においては、以下の内容を明確にする。

- (a) 設備名称
 - (b) 検査項目
 - (c) 検査目的
 - (d) 通常の方法で検査ができない理由
 - (例) 既存の発電用原子炉施設に悪影響を及ぼすことによる困難性
 - 現状の設備構成上の困難性
 - 作業環境における困難性 等
 - (e) 代替検査の手法及び判定基準
 - (f) 検査目的に対する代替性の評価*
- 注記*:記録の代替検査の手法, 評価については「3.7.1 文書及び記録の管理」に従い, 記録の成立性を評価する。

(6) 使用前事業者検査の実施

検査実施責任者は, 検査員を指揮して, 検査要領書に基づき, 確立された検査体制の下で使用前事業者検査を実施する。

検査員は, 検査が検査要領書に定めた検査手順に基づき行なわれたことの確認・評価を行うとともに, 検査結果が判定基準を満足することの確認・評価を行う。

検査実施責任者は, 検査の合否判定を行うとともに, 検査員からの報告により検査の実施において変更した処置の復旧を確認し, 次工程へのリリースを行う。

検査実施責任者は, 検査員が実施した確認・評価を踏まえ, 認可された設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること, 技術基準規則に適合していることを判定する。

検査実施責任者は, 検査成績書を承認する。その後, 検査報告書について, 主任技術者の確認を受け, 検査実施責任者が承認し, 検査の取りまとめを主管する箇所の長に提出する。

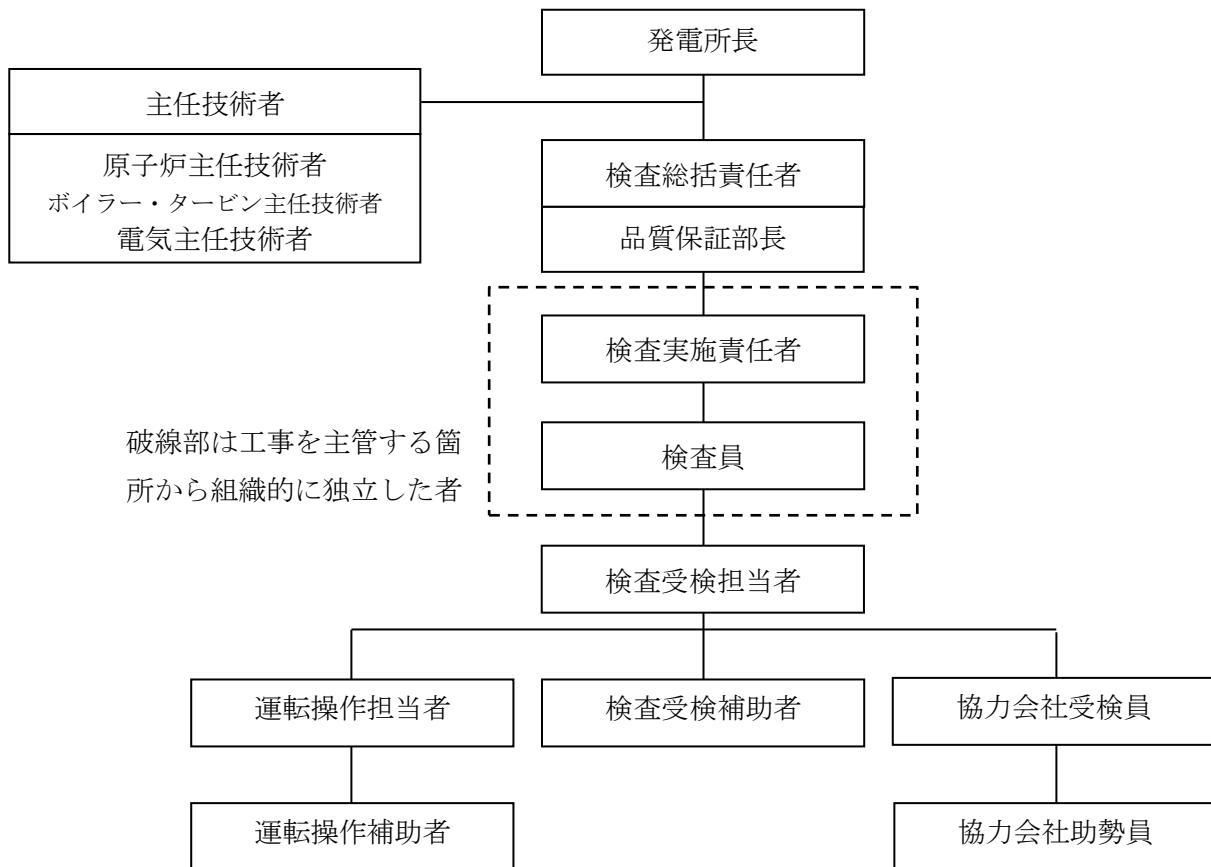


図 3-8 検査実施体制 (例)

3.6 設工認における調達管理の方法

契約及び調達を主管する箇所の長は、設工認で行う調達管理を確実にするために、「調達管理基本要領」に基づき、以下に示す管理を実施する。

3.6.1 供給者の技術的評価

契約を主管する箇所の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として、供給者の技術的評価を実施する。(添付5「当社における設計管理・調達管理について」の「1. 供給者の技術的評価」参照)

3.6.2 供給者の選定

調達を主管する箇所の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力安全に及ぼす影響や供給者の実績等を考慮し、調達の内容に応じたグレード分けの区分(添付2「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表3」参照)を明確にした上で、調達に必要な要求事項を明確にし、契約を主管する箇所の長へ供給者の選定を依頼する。

また、契約を主管する箇所の長は、「3.6.1 供給者の技術的評価」で、技術的な能力があると判断した供給者を選定する。

3.6.3 調達製品の調達管理

業務の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。

様式-9

設工認の対象となる要目表に示す適合性確認対象設備で、2011年の福島第一原子力発電所の事故を受けた緊急安全対策以降に調達した新規設備に対して、調達当時に適用した各機器のグレード分けの区分を様式-9「適合性確認対象設備ごとの調達に係る管理のグレード及び実績(設備関係)(例)」(以下「様式-9」という。)を用いて添付書類VI-1-10-2「設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画 原子炉本体」～添付書類VI-1-10-17「設工認に係る設計の実績、工事及び検査の計画 緊急時対策所」に示す。

一般産業用工業品の調達管理の方法及び程度は、原子炉施設の安全機能に係る構造、システム又は機器並びにその部品であって、原子炉施設向けに設計及び製造されたものと同様にグレード分けに従った対応を行う。

設工認に係る品質管理として、仕様書作成のための設計から調達までの各段階の管理及び組織内外の相互関係を添付2「当社におけるグレード分けの考え方」の別図1(1/3)～(3/3)に示す。

調達を主管する箇所の長は、調達に関する品質保証活動を行うに当たって、原子力安全に及ぼす影響に応じたグレード分けの区分(添付2「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表3」参照)を明確にした上で、以下の調達管理に係る業務を実施する。

なお、一般産業用工業品については、(1)の仕様書を作成するに当たり、あらかじめ採用しようとする一般産業用工業品について、原子炉施設の安全機能に係る機器等として使用するための技術的な評価を行う。

(1) 仕様書の作成

調達を主管する箇所の長は、業務の内容に応じ、以下の a.～q. を記載項目の例として、必要な調達要求事項を記載した仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「3.6.3(2) 調達製品の管理」参照）

- a. 適用法令等
- b. 工事仕様、購入品目及び数量、業務内容
- c. 施工場所あるいは納入場所
- d. 社給・貸与品、供給者の実施すべき管理項目
- e. 労働安全衛生（作業安全確保、放射線管理）
- f. 品質保証計画書の提出に関する事項
- g. 設計管理、材料管理、識別、品質履歴（記録トレーサビリティ）
- h. 検査等
- i. 実施体制
- j. 提出図書
- k. 供給者の要員（供給者の発注先（以下「外注先」という。）の要員を含む）の力量、供給者の要員の教育
 - l. 不適合の報告及び処理に関する要求事項
 - m. 健全な安全文化を育成及び維持するための活動に関する必要な要求事項
 - n. 解析業務に関する要求事項（添付 4「設工認における解析管理について」参照）
 - o. 検収条件
 - p. 一般産業用工業品を原子炉施設に使用するに当たっての評価に必要な要求事項
 - q. 供給者の工場等で検査又はその他の業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関する事項

(2) 調達製品の管理

調達を主管する箇所の長は、当社が仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、仕様書の調達要求事項に従い、業務の実施に当たって必要な図書（品質保証計画書（添付 2「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表 2」に示す品質保証ランク A, B, I, II 及び III が該当）、作業要領書、検査等の要領書等）を供給者に提出させ、それを審査し確認する等の製品に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達製品の検証

調達を主管する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために、グレード分けの区分、調達数量、調達内容等を考慮した調達製品の検証を行う。

なお、供給者先で検証を実施する場合、あらかじめ仕様書で検証の要領及び調達製品の供給者からの出荷の可否の決定の方法を明確にした上で、検証を行う。

また、調達を主管する箇所の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確認するために実施する検証を、以下のいずれか 1 つ以上の方法により実施する。

a. 検査等

調達を主管する箇所の長又は検査実施責任者は、「調達管理基本要領」、「検査管理要領」に基づき工場又は発電所で設計の妥当性確認を含む検査等を実施する。

また、調達を主管する箇所の長又は検査実施責任者は、当社が立会又は記録確認を行う検査等に関して、供給者に以下の項目を例として必要な項目を含む要領書を提出させ、それを当社が事前に審査し、承認した上で、その要領書に基づく検査等を実施する。

- ・対象機器名（品名）
- ・検査等の項目
- ・適用法令，基準，規格
- ・検査等の装置仕様
- ・検査等の方法，手順，記録項目
- ・作業記録，作業実施状況，検査データの確認時期，頻度
- ・準備内容及び復旧内容の整合性
- ・判定基準
- ・検査等の成績書の様式
- ・測定機器，試験装置の校正
- ・検査員の資格

調達を主管する箇所の長又は検査実施責任者は、設工認に基づく使用前事業者検査として必要な検査等を適合性確認対象設備ごとに実施又は計画し、グレード分けに応じて管理の程度を決めたのち、「3.5.5 使用前事業者検査の実施」に基づき実施する。

可搬式ポンプ等の一般産業用工業品を購入する場合で、設備個々の機能・性能を調達段階の工事又は検査の段階の中で確認できないものについては、当社にて受入後に、機能・性能を確認するための検査等を実施する。

b. 受入検査の実施

調達を主管する箇所の長は、製品の受入れにあたり、受入検査を実施し、現品及び記録の確認を行う。

c. 記録の確認

調達を主管する箇所の長は、工事記録等調達した役務の実施状況を確認できる書類により検証を行う。

d. 報告書の確認

調達を主管する箇所の長は、調達した役務に関する実施結果を取りまとめた報告書の内容を確認することにより検証を行う。この内、設計を調達した場合は供給者から提出させる提出図書に対して設計の検証を実施する。

e. 作業中のコミュニケーション

調達を主管する箇所の長は、調達した役務の実施中に、適宜コミュニケーションを実施すること及び立会等を実施することにより検証を行う。

f. 供給者に対する品質監査（「3.6.4 社外監査」参照）

3.6.4 社外監査

供給者に対する監査を主管する箇所の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成及び維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、社外監査を実施する。

（社外監査を実施する場合の例）

定期監査：添付2「当社におけるグレード分けの考え方」の「別表3」に示す重要度分類 Ma, Mb の設備に関わる供給者に対して、定期的（3年周期（年度）を目的）に社外監査を行う。

臨時監査：品質マネジメントシステムの不備若しくは実行上の不備が原因で、調達対象物に重要な不適合を発生させた供給者に対し実施する場合。

また、外注先について、以下に該当する場合は、直接外注先に監査を行う場合がある。

- ・当社が行う供給者に対する監査において、供給者における外注先の品質保証活動の確認が不十分と認められる場合
- ・トラブル等で必要と認めた場合

3.6.5 設工認における調達管理の特例

設工認の対象となる適合性確認対象設備は、「3.6 設工認における調達管理の方法」を以下のとおり適用する。

なお、要目表に示す適合性確認対象設備で、2011年の福島第一原子力発電所の事故を受けた緊急安全対策以降に調達した新規設備に対して、調達当時に適用した各機器のグレード分けの区分を様式-9を用いて添付書類VI-1-10-2「設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 原子炉本体」～添付書類VI-1-10-17「設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画 緊急時対策所」に示す。

(1) 新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、従来から使用してきた設備又は2011年の福島第一原子力発電所の事故を受けた緊急安全対策として導入していた設備等、新規制基準施行以前に設置している適合性確認対象設備は、設置当時に調達を完了しているため、「3.6 設工認における調達管理の方法」に基づく管理は適用しない。

(2) 既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、既に工事を着手し設置を完了し調達製品の検証段階の適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(2) 調達製品の管理」まで、調達当時のグレード分けの考え方（添付2「当社におけるグレード分けの考え方」参照）で管理を完了しているため、「3.6.3(3) 調達製品の検証」以降の管理を設工認に基づき管理する。

(3) 既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備

設工認の対象となる設備のうち、既に工事を着手し工事を継続している適合性確認対象設備は、「3.6.1 供給者の技術的評価」から「3.6.3(1) 仕様書の作成」まで、調達当時のグレード分けの考え方（添付2「当社におけるグレード分けの考え方」参照）で管理を完了しているため、「3.6.3(2) 調達製品の管理」以降の管理を設工認に基づき管理する。

3.7 記録，識別管理，トレーサビリティ

3.7.1 文書及び記録の管理

(1) 適合性確認対象設備の設計，工事及び検査に係る文書及び記録

「3.1 設計，工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。）」の表3-1に示す各プロセスを主管する箇所の長は、設計，工事及び検査に係る文書及び記録を、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す規定文書に基づき作成し、「文書・記録管理基本要領」に基づき管理する。

設工認に係る主な記録の品質マネジメントシステム上の位置付けを表3-6に示すとともに、技術基準規則等への適合性を確保するための活動に用いる文書及び記録を図3-9に示す。

設工認では、主に図3-9に示す文書及び記録を使って、技術基準規則等への適合性を確保するための設計，工事及び検査を実施するが、これらの中には、島根原子力発電所第2号機の建設当時（1984年2月工事着工）からの記録等、過去の品質マネジメントシステム体制で作成されたものも含まれているが、建設以降の品質マネジメントシステム体制が「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和2年1月23日原子力規制委員会規則第2号）」（以下「品管規則」という。）の文書及び記録の管理に関する要求事項に適合した体制となっていることから、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づく品質マネジメントシステム体制下の文書及び記録と同等の品質が確保されている。

(2) 供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計，工事及び検査に用いる場合の管理

設工認において供給者が所有する当社の管理下でない設計図書を設計，工事及び検査に用いる場合、当社が供給者評価等により品質マネジメントシステム体制を確認した供給者で、かつ、対象設備の設計を実施した供給者が所有する設計当時から現在に至るまでの品

質が確認された設計図書を、当該設備として識別が可能な場合において、適用可能な設計図書として扱う。

この供給者が所有する設計図書は当社の文書管理下で表 3-6 に示す記録として管理する。

当該設備に関する設計図書がない場合で、代替可能な設計図書が存在する場合、供給者の品質マネジメントシステム体制を確認して当該設計図書の設計当時から現在に至るまでの品質を確認し、設工認に対する適合性を保証するための設計図書として用いる。

(3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録

検査実施責任者は、使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合、表 3-6 に示す記録を用いて実施する。

なお、適合性確認対象設備には、新規規制基準施行以前から設置している設備、既に工事を着手し設工認申請時点で工事を継続している設備及び既に工事を着手し設工認申請時点で設置を完了している設備並びに一般産業用工業品を使った可搬設備等も含まれているため、検査に用いる文書及び記録の内容が使用前事業者検査時の適合性確認対象設備の状態を示すものであること（型番の照合、確認できる記載内容の照合又は作成当時のプロセスが適切であること）を確認することにより、使用前事業者検査に用いる記録として利用する。

表 3-6 記録の品質マネジメントシステム上の位置付け

主な記録の種類	品質マネジメントシステム上の位置付け
完成図書	品質マネジメントシステム体制下で作成され、建設当時から設備の改造等にあわせて最新版に管理している図書
最終納入図書	設備の工事中の図書であり、このうち図面等の最新版の維持が必要な図書においては、工事完了後に完成図書として管理する図書
既設工認	設置又は改造当時の設工認の認可を受けた図書で、当該設工認に基づく使用前検査の合格をもって、その設備の状態を示す図書
設計記録	作成当時の適合性確認対象設備の設計内容が確認できる記録 (自社解析の記録を含む。)
工事記録	設置又は改造当時の設備の点検状況を記録した図書 (検査記録等を含む)
委託報告書	品質マネジメントシステム体制下の調達管理を通じて行われた、業務委託の結果の記録 (解析結果を含む。)
供給者から入手した設計図書等	供給者を通じて入手した供給者所有の設計図書、製作図書等
製品仕様書又は仕様が確認できるカタログ等	供給者が発行した製品仕様書又は仕様が確認できるカタログ等で、設計に関する事項が確認できる図書
現場確認結果 (ウォークダウン)	品質マネジメントシステム体制下で確認手順書を作成し、その手順書に基づき現場の適合状態を確認した記録

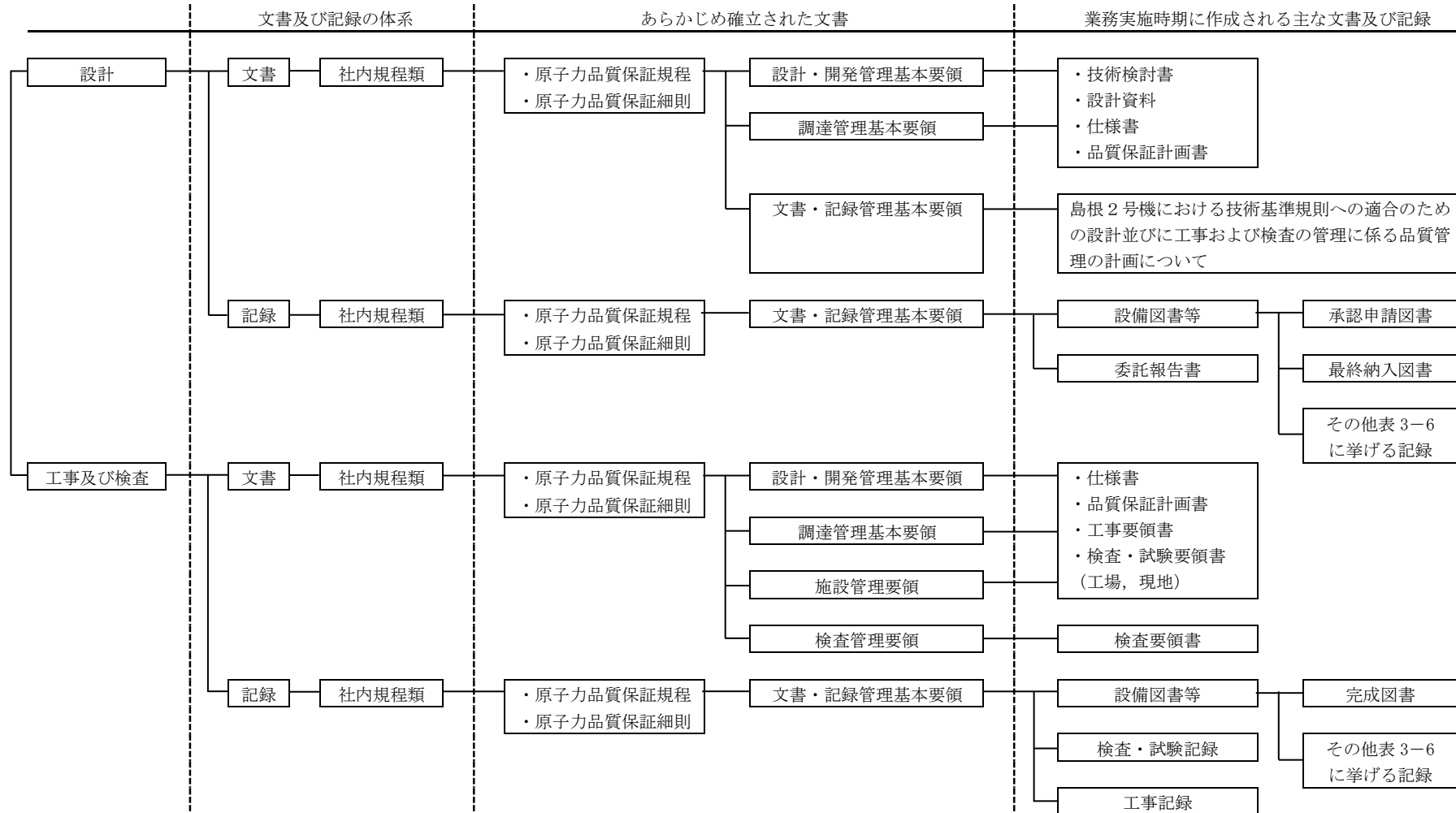


図 3-9 設計, 工事及び検査に係る品質マネジメントシステムに関する文書体系

3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ

(1) 測定機器の管理

a. 当社所有の測定機器の管理

(a) 校正・検証

工事を主管する箇所の長は、校正の周期を定め管理するとともに、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証又はその両方を行う。

なお、そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する。

(b) 識別管理

イ. 測定機器管理台帳による識別

工事を主管する箇所の長は、測定機器管理台帳に、校正日及び校正周期を記載し、有効期限内であることを識別し管理する。

なお、測定機器が故障等で使用できない場合は、不適合管理による識別を実施し、速やかに修理等を行う。

ロ. 定期点検済証等による識別

工事を主管する箇所の長は、測定機器の校正の状態を明確にするため、定期点検済証等に必要事項を記載して測定機器の目立ちやすいところに貼り付ける等により識別する。

b. 当社所有以外の測定機器の管理

工事を主管する箇所の長又は検査実施責任者は、供給者所有の測定機器を使用する場合、「施設管理要領」に基づき、測定機器が適切に管理されていることを確認する。

(2) 機器、弁、配管等の管理

機器、弁、配管類について、刻印、タグ、銘板、台帳、塗装表示等にて管理する。

3.8 不適合管理

設工認に基づく設計、工事及び検査において発生した不適合については「不適合等管理基本要領」に基づき処置を行う。

4. 適合性確認対象設備の施設管理

設工認に基づく工事は、「施設管理要領」の「保全計画の策定」の中の「設計および工事の計画の策定」として、施設管理に係る業務プロセスに基づき業務を実施する。

なお、施設管理に係る業務のプロセスと品質マネジメントシステムの文書との関連を図4-1に示す。

4.1 使用開始前の適合性確認対象設備の保全

適合性確認対象設備の保全は、以下のとおり実施する。

4.1.1 新規制基準施行以前に設置している設備

新規制基準施行以前に設置している設備は、巡視点検又は日常の保守点検（月次の外観点検、動作確認等）等の点検に加え保全計画の点検計画に従い分解点検、機能・性能試験等を実施し、異常のないことを確認する。

なお、長期停止している設備においては、「施設管理要領」に基づき特別な保全計画を策定し、実施する。

4.1.2 工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備

工事を着手し、設置が完了している常設又は可搬の設備は、巡視点検又は日常の保守点検（月次の外観点検、動作確認等）の計画を定め、設備の状態を点検し、異常のないことを確認する。

4.1.3 設工認の認可後に工事を着手し設置が完了している常設又は可搬の設備

設工認の認可後に工事を着手し、設置が完了している常設又は可搬の設備は、巡視点検又は日常の保守点検（月次の外観点検、動作確認等）の計画を定め、設備の状態を点検し、異常のないことを確認する。

4.2 使用開始後の適合性確認対象設備の保全

適合性確認対象設備について、技術基準規則への適合性を使用前事業者検査を実施することにより確認し、適合性確認対象設備の使用開始後においては、施設管理に係る業務プロセスに基づき保全重要度に応じた点検計画を策定し保全を実施することにより、適合性を維持する。

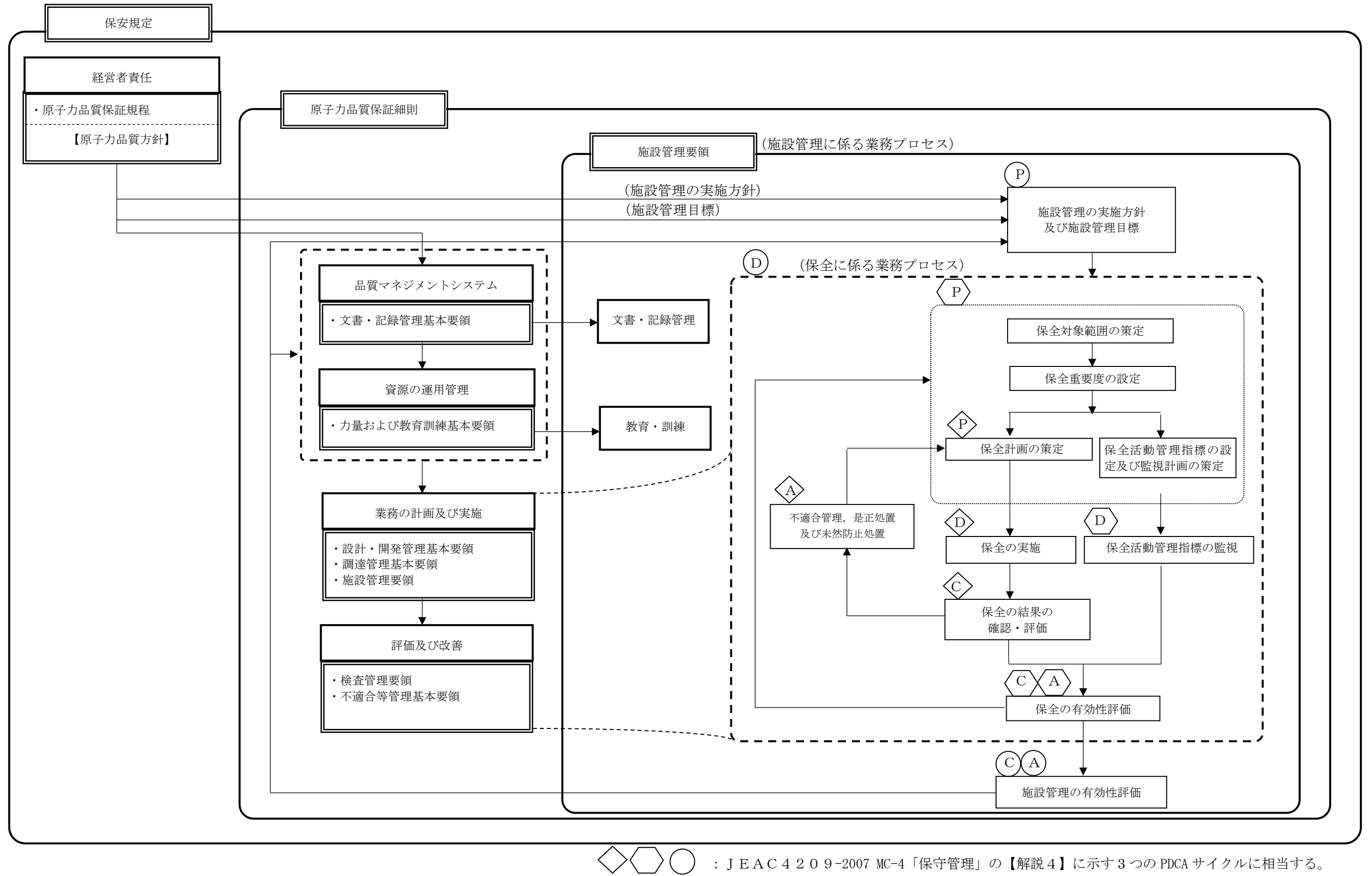


図 4-1 施設管理に係る業務プロセスと品質マネジメントシステムの文書との関連

設工認に係る設計の実績，工事及び検査の計画（例）

各段階	プロセス（設計対象） 実績：3.3.1～3.3.3(5) 計画：3.4.1～3.7.2	組織内外の相互関係 ◎：主担当，○：関連			インプット	アウトプット	他の記録類
		本社	発電所	供給者			
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化					
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定					
	3.3.3(1)	基本設計方針の作成（設計1）					
	3.3.3(2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）					
	3.3.3(3)	設計のアウトプットに対する検証					
	3.3.3(4)	設工認申請書の作成					
	3.3.3(5)	設工認申請書の承認					
工事及び検査	3.4.1	設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）					
	3.4.2	具体的な設備の設計に基づく工事の実施					
	3.5.2	使用前事業者検査の計画					
	3.5.3	検査計画の管理					
	3.5.4	主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理					
	3.5.5	使用前事業者検査の実施					
	3.7.2	識別管理及びトレーサビリティ					

技術基準規則の各条文と各施設における適用可否の考え方（例）

技術基準規則 第〇条【第〇～〇項：変更〇〇】 (〇〇〇)		条文の分類 (〇〇〇〇)	
実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則		実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	
対象施設	適用可否判断		理由
	〇項		
原子炉本体			
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設			
原子炉冷却系統施設			
計測制御系統施設			
放射性廃棄物の廃棄施設			
放射線管理施設			
原子炉格納施設			
その他 発電用 原子炉 の 附属 施設	非常用電源設備		
	常用電源設備		
	補助ボイラー		
	火災防護設備		
	浸水防護施設		
	補機駆動用燃料設備		
	非常用取水設備		
	敷地内土木構造物		
緊急時対策所			
共通条文への対応に必要な基本設計方針のみ記載の施設（安全避難通路，火山，外部火災防護施設，竜巻防護施設）			
[記号説明]		○：条文要求に追加・変更がある，又は追加設備がある。 □：保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある。 △：条文要求に追加・変更がなく，追加設備もない。 -：条文の適用を受ける設備がない。	

施設と条文の対比一覧表（重大事故等対処設備）（例）

		重大事故等対処施設																															
		49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78		
条文		地盤	地震	津波	火災	特重設備	重大事故等対処設備	材料構造	破壊の防止	安全弁	耐圧試験	未臨界	高圧時の冷却	バウンダリの減圧	低圧時の冷却	最終ヒートシンク	PCV 冷却	PCV 過圧破損防止	下部溶融炉心冷却	PCV 水素爆発	原子炉建屋水素爆発	SFP 冷却	拡散抑制	水の供給	電源設備	計装設備	原子炉制御室	監視測定設備	緊急時対策所	通信	準用		
分類		共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	共通	
原子炉施設の種類																																	
原子炉本体																																	
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設																																	
原子炉冷却系統施設																																	
計測制御系統施設																																	
放射性廃棄物の廃棄施設																																	
放射線管理施設																																	
原子炉格納施設																																	
その他発電用原子炉の附属施設	非常用電源設備																																
	常用電源設備																																
	補助ボイラー																																
	火災防護設備																																
	浸水防護施設																																
	補機駆動用燃料設備																																
	非常用取水設備																																
	敷地内土木構造物																																
	緊急時対策所																																
共通条文への対応に必要な基本設計方針のみ記載の施設（安全避難通路、火山、外部火災防護施設、竜巻防護施設）																																	
【備考欄】		○：条文要求に追加・変更がある，又は追加設備がある。 □：保安規定等にて維持・管理が必要な追加設備がある。 △：条文要求に追加・変更がなく，追加設備もない。 ー：条文の適用を受ける設備がない。																															

S2 補 VI-1-10-1 R1

各条文の設計の考え方（例）

第〇条（〇）					
1. 技術基準の条文，解釈への適合性に関する考え方					
No.	基本設計方針で記載する事項	適合性の考え方（理由）	項-号	解釈	説明資料等
①					
②					
③					
④					
⑤					
2. 設置許可本文のうち，基本設計方針に記載しないことの考え方					
No.	項目	考え方			説明資料等
①					
②					
③					
3. 設置許可添入のうち，基本設計方針に記載しないことの考え方					
No.	項目	考え方			説明資料等
①					
②					
③					
4. 詳細な検討が必要な事項					
No.	記載先				
a					
b					
c					

要求事項との対比表 (例)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	設工認申請書 基本設計方針 (前)	設工認申請書 基本設計方針 (後)	設置変更許可申請書 本文	設置変更許可申請書 添付書類八	設置変更許可, 技術 基準規則及び基本設 計方針との対比	備考

基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）

〇〇施設			基本設計方針								
			関連条文		〇〇条						
設備区分	系統名	機器区分	技術基準条文		要求種別	〇〇要求					
			様式-2	関連条文	設備名称	設工認設計結果 (上：要目表/設計方針) (下：記録等)	設備の具体的設計結果 (上：設計結果) (下：記録等)	確認方法	設工認設計結果 (上：要目表/設計方針) (下：記録等)	設備の具体的設計結果 (上：設計結果) (下：記録等)	確認方法
			□□条					【検査項目】			【検査項目】
								【記録等】	【記録等】	【検査方法】	【記録等】
			△△条					【検査項目】			【検査項目】
								【記録等】	【記録等】	【検査方法】	【記録等】
			〇〇条					【検査項目】			【検査項目】
								【記録等】	【記録等】	【検査方法】	【記録等】
技術基準規則要求設備（要目表として記載要求のない設備）			□□条					【検査項目】			【検査項目】
								【記録等】	【記録等】	【検査方法】	【記録等】
			△△条					【検査項目】			【検査項目】
								【記録等】	【記録等】	【検査方法】	【記録等】

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-004 改 01
提出年月日	2023年6月29日

補足-004 工事計画に係る補足説明資料
(設工認に係る設計の実績, 工事及び検査の計画)

2023年6月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料（内容）	備考
1	VI-1-10-2 設工認に係る設計の実績, 工事及び 検査の計画 原子炉本体	NS2-補-004-1 基本設計方針から設工認添付書類 及び様式-1への展開表 (原子炉本体)	
2	VI-1-10-3 設工認に係る設計の実績, 工事及び 検査の計画 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施 設	NS2-補-004-2 基本設計方針から設工認添付書類 及び様式-1への展開表 (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵 施設)	
3	VI-1-10-4 設工認に係る設計の実績, 工事及び 検査の計画 原子炉冷却系統施設	NS2-補-004-3 基本設計方針から設工認添付書類 及び様式-1への展開表 (原子炉冷却系統施設)	
4	VI-1-10-5 設工認に係る設計の実績, 工事及び 検査の計画 計測制御系統施設	NS2-補-004-4 基本設計方針から設工認添付書類 及び様式-1への展開表 (計測制御系統施設)	
5	VI-1-10-6 設工認に係る設計の実績, 工事及び 検査の計画 放射性廃棄物の廃棄施設	NS2-補-004-5 基本設計方針から設工認添付書類 及び様式-1への展開表 (放射性廃棄物の廃棄施設)	
6	VI-1-10-7 設工認に係る設計の実績, 工事及び 検査の計画 放射線管理施設	NS2-補-004-6 基本設計方針から設工認添付書類 及び様式-1への展開表 (放射線管理施設)	
7	VI-1-10-8 設工認に係る設計の実績, 工事及び 検査の計画 原子炉格納施設	NS2-補-004-7 基本設計方針から設工認添付書類 及び様式-1への展開表 (原子炉格納施設)	
8	VI-1-10-9 設工認に係る設計の実績, 工事及び 検査の計画 非常用電源設備	NS2-補-004-8 基本設計方針から設工認添付書類 及び様式-1への展開表 (非常用電源設備)	
9	VI-1-10-10 設工認に係る設計の実績, 工事及び 検査の計画 常用電源設備	NS2-補-004-9 基本設計方針から設工認添付書類 及び様式-1への展開表 (常用電源設備)	
10	VI-1-10-11 設工認に係る設計の実績, 工事及び 検査の計画 補助ボイラー	NS2-補-004-10 基本設計方針から設工認添付書類 及び様式-1への展開表 (補助ボイラー)	

(次頁へ続く)

(前頁からの続き)

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料 (内容)	備考
11	VI-1-10-12 設工認に係る設計の実績, 工事及び 検査の計画 火災防護設備	NS2-補-004-11 基本設計方針から設工認添付書類 及び様式-1 への展開表 (火災防護設備)	
12	VI-1-10-13 設工認に係る設計の実績, 工事及び 検査の計画 浸水防護施設	NS2-補-004-12 基本設計方針から設工認添付書類 及び様式-1 への展開表 (浸水防護施設)	
13	VI-1-10-14 設工認に係る設計の実績, 工事及び 検査の計画 補機駆動用燃料設備 (非常用電源設 備及び補助ボイラーに係るものを 除く。)	NS2-補-004-13 基本設計方針から設工認添付書類 及び様式-1 への展開表 (補機駆動用燃料設備 (非常用電 源設備及び補助ボイラーに係るも のを除く。))	
14	VI-1-10-15 設工認に係る設計の実績, 工事及び 検査の計画 非常用取水設備	NS2-補-004-14 基本設計方針から設工認添付書類 及び様式-1 への展開表 (非常用取水設備)	
15	VI-1-10-16 設工認に係る設計の実績, 工事及び 検査の計画 敷地内土木構造物	NS2-補-004-15 基本設計方針から設工認添付書類 及び様式-1 への展開表 (敷地内土木構造物)	
16	VI-1-10-17 設工認に係る設計の実績, 工事及び 検査の計画 緊急時対策所	NS2-補-004-16 基本設計方針から設工認添付書類 及び様式-1 への展開表 (緊急時対策所)	

基本設計方針から設工認添付書類及び様式－ 1 への展開表
(原子炉本体)

「基本設計方針から設工認添付書類及び様式－1への展開表」【原子炉本体】

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」, 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	—	— (用語の定義のみ)
第1章 共通項目 原子炉本体の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関の設計条件, 5.8 電気設備の設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	第1章 共通項目 原子炉本体の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 溢水等, 5. 設備に対する要求 (5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件, 5.8 電気設備の設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	—	1. 共通的に適用される設計
第2章 個別項目 1. 炉心等 燃料体 (燃料要素及びその他の部品を含む。) は, 設置 (変更) 許可を受けた仕様となる構造及び設計とする。【23条1】	第2章 個別項目 1. 炉心等 変更なし	—	— (変更なし)
燃料体, 減速材及び反射材並びに炉心支持構造物の材料は, 通常運転時における原子炉運転状態に対応した圧力, 温度条件, 燃料使用期間中の燃焼度, 中性子照射量及び水質の組合せのうち想定される最も厳しい条件において, 耐放射線性, 寸法安定性, 耐熱性, 核性質及び強度のうち必要な物理的性質並びに, 耐食性, 水素吸収特性及び化学的安定性のうち必要な化学的性質を保持し得る材料を使用する。【23条2】		—	— (変更なし)
燃料体は炉心支持構造物で支持され, その荷重は原子炉圧力容器に伝えられる設計とする。【23条8】		—	— (変更なし)
燃料体は, 設置 (変更) 許可を受けた, 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力, 自重, 附加荷重, 核分裂生成物の蓄積による燃料被覆管の内圧上昇, 熱応力等の荷重に耐える設計とする。また, 輸送中又は取扱中において, 著し		—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
い変形を生じない設計とする。【23条4】			
炉心支持構造物は、最高使用圧力、自重、附加荷重及び地震力に加え、熱応力の荷重に耐える設計とする。【23条5】		—	— (変更なし)
炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路(安全保護系)の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。【23条6】		—	— (変更なし)
炉心部は燃料体、制御棒及び炉心支持構造物からなり、上下端が半球形の円筒形鋼製圧力容器に収容される。原子炉圧力容器の外側には、遮蔽壁を設ける設計とする。【23条7】		—	— (変更なし)
燃料体(燃料要素を除く。)、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できる設計とする。【23条3】		—	— (変更なし)
なお、熱遮蔽材は設けない設計とする。【24条1】		—	— (変更なし)
2. 原子炉圧力容器 2.1 原子炉圧力容器本体 原子炉圧力容器の原子炉冷却材圧力バウンダリに係る基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第2章 個別項目 3. 原子炉冷却材の循環設備 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ」に基づく設計とする。【27条1～15を呼び込み】	2. 原子炉圧力容器 変更なし	—	— (変更なし)
原子炉圧力容器は、円筒形の胴部に半球形の下鏡を付した鋼製容器に、半球形の鋼製上部蓋をボルト締めする構造であり、再循環水出口ノズル、再循環水入口ノズル、主蒸気ノズル、給水ノズル等を取り付ける設計とする。【23条10】		—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の流路は、原子炉再循環ポンプにより、再循環水入口ノズルから原子炉圧力容器内に導かれ、ジェットポンプによりチャンネルボックスが形成した原子炉冷却材の流路を炉心の下方から上方向に流れ、主蒸気ノズルから出る設計とする。【23条9】		—	— (変更なし)
原子炉圧力容器の支持方法は、原子炉圧力容器支持スカートで下端を固定し、原子炉圧力容器スタビライザによって水平方向に支持する設計とする。【23条11】		—	— (変更なし)
原子炉圧力容器は最低使用温度を10℃に設定し、関連温度（初期）を-29℃以下に設定することで脆性破壊が生じない設計とする。【14条22】		—	— (変更なし)
中性子照射脆化の影響を受ける原子炉圧力容器にあつては、日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」（J E A C 4 2 0 6）に基づき、適切な破壊じん性を有する設計とする。【14条20】		VI-1-2-2 原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書 9. 結論	(基本設計方針に変更はないが、設工認で必要な設計) 3. 原子炉圧力容器の脆性破壊防止に係る設計
チャンネルボックスは、制御棒をガイドし、燃料集合体を保護する設計とする。【23条12】		—	— (変更なし)
2.2 監視試験片 1メガ電子ボルト以上の中性子の照射を受ける原子炉圧力容器は、当該容器が想定される運転状態において脆性破壊を引き起こさないようにするために、施設時に適用された告示「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)」を満足し、機械的強度及び破壊じん性の変化を確認できる個数の監視試験片を原子炉圧力容器内部に挿入することにより、照射の影響を確認できる設計とする。【22条1】		—	— (変更なし)
監視試験片は、適用可能な日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法」（J E A C 4 2 0 1）により、取出し及び監視試験を実施する。【22条2】		—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
また、保安規定に、監視試験片の評価結果に基づき、原子炉冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを定めて、原子炉圧力容器の非延性破壊（脆性破壊）を防止するよう管理する。【22条3】		—	— (変更なし)
3. 流体振動等による損傷の防止 燃料体、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器は、原子炉冷却材の循環、沸騰その他の原子炉冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の原子炉冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けない設計とする。【19条1】	3. 流体振動等による損傷の防止 変更なし	—	— (変更なし)
4. 主要対象設備 原子炉本体の対象となる主要な設備について、「表1 原子炉本体の主要設備リスト」に示す。	4. 主要対象設備 原子炉本体の対象となる主要な設備について、「表1 原子炉本体の主要設備リスト」に示す。	—	— (「主要設備リスト」による)

基本設計方針から設工認添付書類及び様式－ 1 への展開表
(核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設)

「基本設計方針から設工認添付書類及び様式－1への展開表」【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	—	— (用語の定義のみ)
第1章 共通項目 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関を除く。), 6. その他」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	第1章 共通項目 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 溢水等, 5. 設備に対する要求 (5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	—	1. 共通的に適用される設計
第2章 個別項目 1. 燃料取扱設備 燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の取扱設備は、燃料取替機、原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置で構成し、燃料取替機、原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置は、新燃料を原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）に搬入してから原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）外へ搬出するまで、燃料体等を安全に取り扱うことができる設計とする。	第2章 個別項目 1. 燃料取扱設備 燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の取扱設備は、燃料取替機、原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置で構成し、燃料取替機、原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置は、新燃料を原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）に搬入してから原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）外へ搬出するまで、燃料体等を安全に取り扱うことができる設計とする。【26条1】	—	— (変更なし)
新燃料は、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に設ける新燃料貯蔵庫又は新燃料の輸送容器から原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置を介して燃料プールに移し、燃料取替機により発電用原子炉に装荷できる設計とする。	新燃料は、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に設ける新燃料貯蔵庫又は新燃料の輸送容器から原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置を介して燃料プールに移し、燃料取替機により発電用原子炉に装荷できる設計とする。【26条2】	—	— (変更なし)
また、燃料の取替えは、原子炉上部の原子炉ウェルに水を張り、水中で燃料取替機により行うことができる設計とする。	また、燃料の取替えは、原子炉上部の原子炉ウェルに水を張り、水中で燃料取替機により行うことができる設計とする。【26条3】	—	— (変更なし)
使用済燃料は、遮蔽に必要な水深を確保した状態で、燃料取替機により水中移送し、原子炉建物原子炉	使用済燃料は、遮蔽に必要な水深を確保した状態で、燃料取替機により水中移送し、原子炉建物原子炉	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
棟（二次格納施設）内の燃料プールの使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵できる設計とする。	棟（二次格納施設）内の燃料プールの使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵できる設計とする。【26条4】		
使用済燃料の発電所外への搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。使用済燃料はキャスク置場で使用済燃料輸送容器に収納し、キャスク除染設備で使用済燃料輸送容器の除染を行い発電所外へ搬出する。	使用済燃料の発電所外への搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。使用済燃料はキャスク置場で使用済燃料輸送容器に収納し、キャスク除染設備で使用済燃料輸送容器の除染を行い発電所外へ搬出する。【26条5】	—	— (変更なし)
燃料取替機及びチャンネル着脱装置は、燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とすることにより、臨界を防止する設計とし、燃料体等の検査等を行う際に水面に近づいた状態であっても、燃料体等からの放射線の遮蔽に必要な水深を確保できる設計とする。 原子炉建物天井クレーンは、未臨界性を確保した容器に収納して吊り上げる場合を除き、燃料体等を取り扱う場合は、一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。	燃料取替機及びチャンネル着脱装置は、燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とすることにより、臨界を防止する設計とし、燃料体等の検査等を行う際に水面に近づいた状態であっても、燃料体等からの放射線の遮蔽に必要な水深を確保できる設計とする。 原子炉建物天井クレーンは、未臨界性を確保した容器に収納して吊り上げる場合を除き、燃料体等を取り扱う場合は、一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。【26条6】	—	— (変更なし)
燃料取替機は、燃料体等の発電用原子炉から燃料プールへの移送操作、燃料プールから発電用原子炉への移送操作、使用済燃料輸送容器への収納操作等をすべて水中で行うことで、崩壊熱により燃料体等が熔融せず、燃料体等からの放射線に対して、適切な遮蔽能力を有する設計とする。	燃料取替機は、燃料体等の発電用原子炉から燃料プールへの移送操作、燃料プールから発電用原子炉への移送操作、使用済燃料輸送容器への収納操作等をすべて水中で行うことで、崩壊熱により燃料体等が熔融せず、燃料体等からの放射線に対して、適切な遮蔽能力を有する設計とする。【26条7】	—	— (変更なし)
チャンネル着脱装置は、燃料体等の検査等のための昇降操作等をすべて水中で行うことで、崩壊熱により燃料体等が熔融せず、燃料体等からの放射線に対して、適切な遮蔽能力を有する設計とする。	チャンネル着脱装置は、燃料体等の検査等のための昇降操作等をすべて水中で行うことで、崩壊熱により燃料体等が熔融せず、燃料体等からの放射線に対して、適切な遮蔽能力を有する設計とする。【26条8】	—	— (変更なし)
燃料取替機の燃料把握機は、昇降を安全かつ確実に行うため、定格荷重を保持でき、必要な安全率を有するワイヤロープの二重化、フック部の外れ止めを有し、グラップルには機械的インターロックを設ける設計とする。	燃料取替機の燃料把握機は、昇降を安全かつ確実に行うため、定格荷重を保持でき、必要な安全率を有するワイヤロープの二重化、フック部の外れ止めを有し、グラップルには機械的インターロックを設ける設計とする。【26条9】	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
原子炉建物天井クレーンは、フック部の外れ止めを有し、使用済燃料輸送容器等を取り扱う主巻フックは、定格荷重を保持でき、必要な安全率を有するワイヤロープを二重化することにより、燃料体等の重量物取扱中に落下を防止できる設計とする。	原子炉建物天井クレーンは、フック部の外れ止めを有し、使用済燃料輸送容器等を取り扱う主巻フックは、定格荷重を保持でき、必要な安全率を有するワイヤロープを二重化することにより、燃料体等の重量物取扱中に落下を防止できる設計とする。また、想定される燃料プール内への落下物によって燃料プール内の燃料体等が破損しないことを計算により確認する。 【26条12】	VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書 5. 燃料プール内への落下物による燃料プール内の燃料体等への影響評価 5.4 評価結果	3. 重量物の落下防止設計
なお、ワイヤロープ及びフックは、それぞれクレーン構造規格、クレーン等安全規則の規定を満たす安全率を有する設計とする。	なお、ワイヤロープ及びフックは、それぞれクレーン構造規格、クレーン等安全規則の規定を満たす安全率を有する設計とする。【26条13】	—	— (変更なし)
チャンネル着脱装置は、下限ストッパによる機械的インターロック及び燃料体等を上部で保持する固定具により燃料体等の燃料プール床面への落下を防止できる設計とする。	チャンネル着脱装置は、下限ストッパによる機械的インターロック及び燃料体等を上部で保持する固定具により燃料体等の燃料プール床面への落下を防止できる設計とする。【26条16】	—	— (変更なし)
燃料取替機は、燃料体等の取扱中に過荷重となった場合に上昇を阻止するインターロックを設けるとともに荷重監視を行うことにより、過荷重による燃料体等の落下を防止できる設計とする。	燃料取替機は、燃料体等の取扱中に過荷重となった場合に上昇を阻止するインターロックを設けるとともに荷重監視を行うことにより、過荷重による燃料体等の落下を防止できる設計とする。【26条10】	—	— (変更なし)
燃料取替機は、地震時にも転倒することがないように走行レール及び横行レール頭部を抱き込む構造をしたブリッジ及びトロリの脱線防止ラグを設ける設計とする。	燃料取替機は、地震時にも転倒することがないように走行レール及び横行レール頭部を抱き込む構造をしたブリッジ及びトロリの脱線防止ラグを設ける設計とする。【26条11】	—	— (変更なし)
原子炉建物天井クレーンは、地震時にも転倒することがないように走行方向及び横行方向に対して、クレーン本体等の浮上り量を考慮し、落下防止ラグ及びトロリストッパを設けることで、クレーン本体等の車輪がレール上から落下しない設計とする。	原子炉建物天井クレーンは、地震時にも転倒することがないように走行方向及び横行方向に対して、クレーン本体等の浮上り量を考慮し、落下防止ラグ及びトロリストッパを設けることで、クレーン本体等の車輪がレール上から落下しない設計とする。【26条14】	—	— (変更なし)
また、原子炉建物天井クレーンは、使用済燃料輸送容器等の重量物を吊った状態では、使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようにインターロックを設ける設計とする。	また、原子炉建物天井クレーンは、使用済燃料輸送容器等の重量物を吊った状態では、使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようにインターロックを設ける設計とする。【26条15】	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>使用済燃料を収納する使用済燃料輸送容器は、取扱中における衝撃、熱、その他の容器に加わる負荷に耐え、容易かつ安全に取り扱うことができる設計とする。また、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、亀裂、破損等が生じない設計とする。さらに、理論的若しくは適切な試験等により所定の機能を満足できる設計とする。</p> <p>使用済燃料輸送容器は、内部に使用済燃料が収納された場合に、放射線障害を防止するため、その容器表面の線量当量率が2mSv/h以下及び容器表面から1mの点における線量当量率が100μSv/h以下となるよう、収納される使用済燃料の放射能強度を考慮して十分な遮蔽を行うことができる設計とする。</p>	<p>使用済燃料を収納する使用済燃料輸送容器は、取扱中における衝撃、熱、その他の容器に加わる負荷に耐え、容易かつ安全に取り扱うことができる設計とする。また、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、亀裂、破損等が生じない設計とする。さらに、理論的若しくは適切な試験等により所定の機能を満足できる設計とする。</p> <p>使用済燃料輸送容器は、内部に使用済燃料が収納された場合に、放射線障害を防止するため、その容器表面の線量当量率が2mSv/h以下及び容器表面から1mの点における線量当量率が100μSv/h以下となるよう、収納される使用済燃料の放射能強度を考慮して十分な遮蔽を行うことができる設計とする。【26条17】</p>	—	— (変更なし)
<p>燃料取替機の燃料把握機は、空気作動式とし、燃料体等をつかんだ状態で圧縮空気が喪失した場合にも、つかんだ状態を保持し、燃料体等が外れない設計とする。</p>	<p>燃料取替機の燃料把握機は、空気作動式とし、燃料体等をつかんだ状態で圧縮空気が喪失した場合にも、つかんだ状態を保持し、燃料体等が外れない設計とする。【26条18】</p>	—	— (変更なし)
<p>燃料取替機、原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置は、動力電源喪失時に電磁ブレーキによる保持機能により、燃料体等の落下を防止できる設計とする。</p>	<p>燃料取替機、原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置は、動力電源喪失時に電磁ブレーキによる保持機能により、燃料体等の落下を防止できる設計とする。【26条19】</p>	—	— (変更なし)
<p>2. 燃料貯蔵設備</p> <p>燃料体等を貯蔵する設備として、新燃料貯蔵庫及び燃料プールを設ける設計とする。</p>	<p>2. 燃料貯蔵設備</p> <p>燃料体等を貯蔵する設備として、新燃料貯蔵庫及び燃料プールを設ける設計とする。【26条20】</p>	—	— (変更なし)
<p>新燃料貯蔵庫は、通常時の燃料取替を考慮し、適切な貯蔵能力を有し、全炉心燃料の約35%を収納できる設計とする。</p>	<p>新燃料貯蔵庫は、通常時の燃料取替を考慮し、適切な貯蔵能力を有し、全炉心燃料の約35%を収納できる設計とする。【26条27】</p>	—	— (変更なし)
<p>燃料プールは、2号機の全炉心燃料の約630%相当分の貯蔵が可能であり、さらに放射化された機器等の貯蔵及び取扱いができるスペースを確保した設計とする。なお、通常運転中、全炉心の燃料体等を貯蔵できる容量を確保できる設計とする。</p>	<p>燃料プールは、2号機の全炉心燃料の約630%相当分の貯蔵が可能であり、さらに放射化された機器等の貯蔵及び取扱いができるスペースを確保した設計とする。なお、通常運転中、全炉心の燃料体等を貯蔵できる容量を確保できる設計とする。【26条28】</p>	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
燃料体等の貯蔵設備は、燃料取扱者以外の者がみだりに立ち入らないよう、フェンス等により立入を制限できる設計とする。	燃料体等の貯蔵設備は、燃料取扱者以外の者がみだりに立ち入らないよう、フェンス等により立入を制限できる設計とする。【26条52】	—	— (変更なし)
<p>新燃料貯蔵庫は、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の独立した区画に設け、新燃料を新燃料貯蔵ラックで貯蔵できる設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫は、鉄筋コンクリート造とし、想定されるいかなる状態においても新燃料が臨界に達することのない設計とする。</p> <p>新燃料は、乾燥状態で保管し、堅固な構造のラックに垂直に入れ、新燃料貯蔵庫には水が充満するのを防止するための排水口を設ける設計とする。</p>	<p>新燃料貯蔵庫は、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の独立した区画に設け、新燃料を新燃料貯蔵ラックで貯蔵できる設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫は、鉄筋コンクリート造とし、想定されるいかなる状態においても新燃料が臨界に達することのない設計とする。</p> <p>新燃料は、乾燥状態で保管し、堅固な構造のラックに垂直に入れ、新燃料貯蔵庫には水が充満するのを防止するための排水口を設ける設計とする。【26条21】</p>	—	— (変更なし)
新燃料貯蔵庫に設置する新燃料貯蔵ラックは、貯蔵燃料の臨界を防止するために必要な燃料間距離を保持し、たとえ新燃料を貯蔵容量最大で貯蔵した状態で、万一新燃料貯蔵庫が水で満たされる等の厳しい状態を仮定しても、実効増倍率を0.95以下に保つ設計とする。	新燃料貯蔵庫に設置する新燃料貯蔵ラックは、貯蔵燃料の臨界を防止するために必要な燃料間距離を保持し、たとえ新燃料を貯蔵容量最大で貯蔵した状態で、万一新燃料貯蔵庫が水で満たされる等の厳しい状態を仮定しても、実効増倍率を0.95以下に保つ設計とする。【26条22】	—	— (変更なし)
燃料プールは、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に設け、燃料体等を水中の使用済燃料貯蔵ラックに垂直に一体ずつ入れて貯蔵し、使用済燃料貯蔵ラックは、中性子吸収材であるほう素を添加したステンレス鋼を使用するとともに適切な燃料間距離をとることにより、燃料を貯蔵容量最大で貯蔵し、かつ燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料貯蔵位置等について、想定されるいかなる場合でも実効増倍率を0.95以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止できる設計とする。	燃料プールは、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に設け、燃料体等を水中の使用済燃料貯蔵ラックに垂直に一体ずつ入れて貯蔵し、使用済燃料貯蔵ラックは、中性子吸収材であるほう素を添加したステンレス鋼を使用するとともに適切な燃料間距離をとることにより、燃料を貯蔵容量最大で貯蔵し、かつ燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料貯蔵位置等について、想定されるいかなる場合でも実効増倍率を0.95以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止できる設計とする。【26条23】	—	— (変更なし)
燃料プールは、鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽であり、燃料プールからの放射性物質を含む水があふれ、又は漏れない構造とする。	燃料プールは、鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽であり、燃料プールからの放射性物質を含む水があふれ、又は漏れない構造とする。【26条30】	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
燃料プール及び輸送容器置場の壁面及び底部は、コンクリート壁による遮蔽を施すとともに、燃料体等の上部には十分な遮蔽効果を有する水深を確保することにより、燃料体等からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し、放射線業務従事者の被ばくを低減する設計とする。	燃料プール及び輸送容器置場の壁面及び底部は、コンクリート壁による遮蔽を施すとともに、燃料体等の上部には十分な遮蔽効果を有する水深を確保することにより、燃料体等からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し、放射線業務従事者の被ばくを低減する設計とする。【26条32】	—	— (変更なし)
万一、燃料プールからの水の漏えいが発生し、かつ、燃料プール水の補給に復水貯蔵タンクの水が使用できない場合には、残留熱除去系を用いてサプレッションチェンバのプール水を補給できる設計とする。	万一、燃料プールからの水の漏えいが発生し、かつ、燃料プール水の補給に復水貯蔵タンクの水が使用できない場合には、残留熱除去系を用いてサプレッションチェンバのプール水を補給できる設計とする。【26条33】	—	— (変更なし)
燃料プールは、内面にステンレス鋼内張りを施設することにより、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下及び重量物の落下により機能を失うような損傷が生じない設計とする。	燃料プールは、内面にステンレス鋼内張りを施設することにより、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下及び重量物の落下により機能を失うような損傷が生じない設計とする。【26条35】	—	— (変更なし)
なお、燃料体等を移動する際、燃料プールのライニングの下に設置されている漏えい検知溝上を通過することとなるが、燃料集合体下部タイプレート円周部の大きさに対し、漏えい検知溝の幅を小さくすることで、漏えい検知溝に燃料集合体が落下した場合においても、燃料プールの機能を失うような損傷が生じない設計とする。	なお、燃料体等を移動する際、燃料プールのライニングの下に設置されている漏えい検知溝上を通過することとなるが、燃料集合体下部タイプレート円周部の大きさに対し、漏えい検知溝の幅を小さくすることで、漏えい検知溝に燃料集合体が落下した場合においても、燃料プールの機能を失うような損傷が生じない設計とする。	VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書 添付 燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について 3. 実機燃料集合体が漏えい検知溝に落下した場合のライニングへの影響	3. 重量物の落下防止設計
燃料体等の落下に関しては、模擬燃料体の気中落下試験（以下「落下試験」という。）での最大減肉量を考慮しても燃料プールの機能が損なわれない厚さ以上のステンレス鋼内張りを施設する。なお、使用済燃料輸送容器等に使用済燃料を収納する場合などは、落下試験での落下高さを超えるため、水の浮力を考慮することにより落下試験時の落下エネルギーを下回ることを確認する。	燃料体等の落下に関しては、模擬燃料体の気中落下試験（以下「落下試験」という。）での最大減肉量を考慮しても燃料プールの機能が損なわれない厚さ以上のステンレス鋼内張りを施設する。なお、使用済燃料輸送容器等に使用済燃料を収納する場合などは、落下試験での落下高さを超えるため、水の浮力を考慮することにより落下試験時の落下エネルギーを下回ることを確認する。【26条36】	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	重量物の落下に関しては、燃料プール周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することにより、落下時のエネルギーを評価し、落下試験時の燃料体等の落下エネルギー以上となる設備等に対しては、以下のとおり適切な落下防止対策を施し、燃料プールの機能を維持する設計とする。【26条37】	VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書 4. 燃料プール周辺設備等の重量物の落下防止対策 4.2 落下防止対策の検討	3. 重量物の落下防止設計
	・ <u>燃料プールからの離隔を確保できる重量物については、燃料プールへ落下するおそれがないよう、転倒等を仮定しても燃料プールに届かない距離に設置する。また、転倒防止のため床面や壁面へ固定する。【26条38】</u>	VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書 4. 燃料プール周辺設備等の重量物の落下防止対策 4.3 落下防止対策の設計 <下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	3. 重量物の落下防止設計 <下線部> —
原子炉建物天井クレーンは、使用済燃料貯蔵ラック上を使用済燃料輸送容器等重量物を吊った状態で通過できないように可動範囲を制限するインターロックを設ける設計とする。	・原子炉建物天井クレーンは、使用済燃料貯蔵ラック上を使用済燃料輸送容器等重量物を吊った状態で通過できないように可動範囲を制限するインターロックを設ける設計とする。【26条39】	VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書 3. 燃料取扱設備における燃料集合体の落下防止対策 3.2 原子炉建物天井クレーン	3. 重量物の落下防止設計
	・原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の屋根を支持する屋根トラスは、基準地震動 S_s に対する発生応力が終局耐力を超えず、燃料プール内に落下しない設計とする。また、屋根については鋼板（デッキプレート）の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造とし、地震による剥落のない構造とする。また、燃料取替階の床面より上部を構成する壁は、鉄筋コンクリート造の耐震壁であり、燃料取替階の床面より下部の耐震壁と合わせて基準地震動 S_s に対して燃料プール内に落下しない設計とする。【26条40】【26条41】【26条42】	VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書 4. 燃料プール周辺設備等の重量物の落下防止対策 4.3 落下防止対策の設計	3. 重量物の落下防止設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>・燃料取替機及び原子炉建物天井クレーンは、基準地震動S_sによる地震荷重に対し、燃料取替機本体及び原子炉建物天井クレーン本体の健全性評価及び転倒落下防止評価を行い、燃料プールへの落下物とならない設計とする。【26条43】【26条47】</p>	<p>VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書</p> <p>4. 燃料プール周辺設備等の重量物の落下防止対策 4.3 落下防止対策の設計</p> <p>VI-2-11-2-7-1 原子炉建物天井クレーンの耐震性についての計算書</p> <p>VI-2-11-2-7-2 燃料取替機の耐震性についての計算書</p>	<p>1. 共通的に適用される設計</p> <p>3. 重量物の落下防止設計</p>
	<p>・燃料取替機本体及び原子炉建物天井クレーン本体の健全性評価においては、想定される使用条件において評価が保守的になるよう吊荷の条件を考慮し、基準地震動S_sに対して燃料取替機本体（構造物フレーム）及び原子炉建物天井クレーン本体に発生する応力が許容応力以下となる設計とする。【26条44】【26条48】</p>	<p>VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書</p> <p>4. 燃料プール周辺設備等の重量物の落下防止対策 4.3 落下防止対策の設計</p> <p>VI-2-11-2-7-1 原子炉建物天井クレーンの耐震性についての計算書</p> <p>VI-2-11-2-7-2 燃料取替機の耐震性についての計算書</p>	<p>1. 共通的に適用される設計</p> <p>3. 重量物の落下防止設計</p>
	<p>・燃料取替機の転倒落下防止評価においては、走行レール及び横行レール頭部を抱き込む構造をした燃料取替機のブリッジ及びトロリの脱線防止ラグについて、想定される使用条件において評価が保守的になるよう吊荷の条件を考慮し、地震時の各部発生応力が許容応力以下となる設計とする。【26条45】</p>	<p>VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書</p> <p>4. 燃料プール周辺設備等の重量物の落下防止対策 4.3 落下防止対策の設計</p> <p>VI-2-11-2-7-2 燃料取替機の耐震性についての計算書</p>	<p>1. 共通的に適用される設計</p> <p>3. 重量物の落下防止設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>・燃料取替機の走行レール及び横行レールの健全性評価においては、想定される使用条件において、基準地震動 S s に対して走行レール及びアンカボルトに発生する応力が許容応力以下となる設計とする。【26条46】</p>	<p>VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書</p> <p>4. 燃料プール周辺設備等の重量物の落下防止対策 4.3 落下防止対策の設計</p> <p>VI-2-11-2-7-2 燃料取替機の耐震性についての計算書</p>	<p>1. 共通的に適用される設計</p> <p>3. 重量物の落下防止設計</p>
	<p>・原子炉建物天井クレーンの転倒落下防止評価においては、走行方向及び横行方向に浮上り代を設けた構造をした原子炉建物天井クレーンの落下防止ラグ及びトロリストッパについて、想定される使用条件において評価が保守的になるよう吊荷の条件を考慮し、地震時の各部発生応力が許容応力以下となる設計とする。【26条49】</p>	<p>VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書</p> <p>4. 燃料プール周辺設備等の重量物の落下防止対策 4.3 落下防止対策の設計</p> <p>VI-2-11-2-7-1 原子炉建物天井クレーンの耐震性についての計算書</p>	<p>1. 共通的に適用される設計</p> <p>3. 重量物の落下防止設計</p>
	<p>・燃料プールからの離隔を確保できないその他の重量物については、基準地震動 S s を考慮しても、地震時の各部発生応力が許容応力以下となる設計とすることで、燃料プールへの落下物とならない設計とする。【26条55】</p>	<p>VI-1-3-3 燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書</p> <p>4. 燃料プール周辺設備等の重量物の落下防止対策 4.2 落下防止対策の検討</p>	<p>3. 重量物の落下防止設計</p>
	<p>地震時における燃料プールの健全性確保のため、燃料プール壁面に設置されている制御棒貯蔵ハンガに制御棒を保管する場合は、3本掛けのうち、先端部を除く2箇所を使用するとともに、その旨を保安規定に定めて管理する。【26条54】</p>	<p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>—</p>
<p>使用済燃料は、使用済燃料貯蔵ラックに収納するが、使用済燃料貯蔵ラックに収納できないような破損燃料が生じた場合は、燃料プール水の放射能汚染拡大を防ぐため、燃料プール内の制御棒・破損燃料貯蔵ラックに収納できる設計とする。</p>	<p>使用済燃料は、使用済燃料貯蔵ラックに収納するが、使用済燃料貯蔵ラックに収納できないような破損燃料が生じた場合は、燃料プール水の放射能汚染拡大を防ぐため、燃料プール内の制御棒・破損燃料貯蔵ラックに収納できる設計とする。【26条29】</p>	<p>—</p>	<p>— (変更なし)</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
使用済燃料を貯蔵する乾式キャスク（兼用キャスクを含む。）は保有しない。	使用済燃料を貯蔵する乾式キャスク（兼用キャスクを含む。）は保有しない。【26条51】【7条共通17】	—	— (変更なし)
<p>3. 計測装置等</p> <p>燃料プール水温を計測する装置として燃料プール温度及び燃料プール冷却ポンプ入口温度を設け、計測結果を中央制御室（「1, 2号機共用」(以下同じ。))に表示できる設計とする。また、計測結果を記録できる設計とする。</p>	<p>3. 計測装置等</p> <p>燃料プール水温を計測する装置として燃料プール温度、燃料プール冷却ポンプ入口温度及び燃料プール水位・温度（SA）を設け、計測結果を中央制御室（「1, 2号機共用」(以下同じ。))に表示できる設計とする。また、計測結果を記録し、及び保存することができる設計とする。【34条33】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p> <p>3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成</p> <p>3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の表示、記録及び保存</p> <p>3.2.1 計測結果の指示又は表示</p> <p>3.2.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存</p> <p>3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存</p> <p>使用済燃料貯蔵設備の使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の検出器の取付箇所を明示した図面</p> <p>3.1 使用済燃料貯蔵設備</p> <p><下線部></p> <p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>4. 燃料プール監視の設計</p> <p><下線部></p> <p>—</p>
<p>燃料プールの水位を計測する装置として燃料プール水位及び燃料プールライナドレン漏えい水位を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、計測結果を記録できる設計とする。</p>	<p>燃料プールの水位を計測する装置として燃料プール水位及び燃料プールライナドレン漏えい水位を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、記録はプロセス計算機から帳票として出力し保存できる設計とする。【34条34】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p> <p>3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成</p>	<p>4. 燃料プール監視の設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	燃料プール温度, 燃料プール冷却ポンプ入口温度, 燃料プール水位・温度 (S A), 燃料プール水位及び燃料プールライナドレン漏えい水位は, 外部電源が使用できない場合においても非常用ディーゼル発電設備又は非常用直流電源設備からの電源供給により, 燃料プールの水温及び水位を計測することができる設計とする。【34条36】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設)</p> <p>VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度, 水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p> <p>3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成</p> <p>3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成</p>	4. 燃料プール監視の設計
燃料プールの水位の著しい低下を確実に検知して自動的に中央制御室に警報 (燃料プール水位低) を発信する装置を設けるとともに, 表示ランプの点灯, ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。	燃料プールの水温の著しい上昇又は燃料プールの水位の著しい低下の場合に, これらを確実に検知して自動的に中央制御室に警報 (燃料プール水温高又は燃料プール水位低) を発信する装置を設けるとともに, 表示ランプの点灯, ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。【47条6】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設)</p> <p>VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度, 水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p> <p>4. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲</p>	4. 燃料プール監視の設計
	重大事故等時の燃料プールの監視設備として, 燃料プール水位・温度 (S A) 及び燃料プール水位 (S A) を設け, 想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。【69条30】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設)</p> <p>VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度, 水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p> <p>3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成</p> <p>3.1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測</p> <p>3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装</p>	4. 燃料プール監視の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		置の計測結果の表示, 記録及び保存 3.2.1 計測結果の指示又は表示 3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存 4. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲 使用済燃料貯蔵設備の使用済燃料貯蔵槽の温度, 水位及び漏えいを監視する装置の検出器の取付箇所を明示した図面 3.1 使用済燃料貯蔵設備	
	燃料プール監視カメラ (S A) (個数 1) は, 想定される重大事故等時において赤外線機能により燃料プールの状態を監視できる設計とする。【69 条 31】	VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度, 水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成 3.1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測	4. 燃料プール監視の設計
	燃料プール水位 (S A) は, 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。【69 条 33】 燃料プール水位・温度 (S A) は, 所内常設蓄電式直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。【69 条 34】 燃料プール監視カメラ (S A) は, 常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。【69 条 35】	VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度, 水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3.1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測 3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成	4. 燃料プール監視の設計
	燃料プール監視カメラ (S A) の耐環境性向上のため, 燃料プール監視カメラ用冷却設備 (個数 1, 容量 3300/min 以上) を設ける設計とする。【69 条 32】【73 条 7】	VI-1-1-5-別添 2 設定根拠に関する説明書 (別添) VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度, 水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成 3.1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測	4. 燃料プール監視の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	燃料プール監視カメラ用冷却設備は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。【69条33】	VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成 3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成	4. 燃料プール監視の設計
	重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして、燃料プールの監視に必要なパラメータを計測する装置を設ける設計とする。【73条2】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） 使用済燃料貯蔵設備の使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の検出器の取付箇所を明示した図面 3.1 使用済燃料貯蔵設備	4. 燃料プール監視の設計
	重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する設計とする。【73条1】 重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし、計測する装置は「表1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト」の「使用済燃料貯蔵設備 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置」に示す重大事故等対処設備の他、燃料プール監視カメラ（SA）（個数1）とする。【73条6】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） 使用済燃料貯蔵設備の使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の検出器の取付箇所を明示した図面 3.1 使用済燃料貯蔵設備	4. 燃料プール監視の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は、設計基準事故等に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とする。また、<u>重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要な燃料プールの監視のパラメータの計測が困難となった場合に、代替パラメータにより推定ができる設計とする。【73条9】</u></p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p> <p>3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成</p> <p>3.1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測</p> <p>4. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲</p> <p><下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>4. 燃料プール監視の設計</p> <p><下線部> —</p>
	<p>また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（計測可能範囲）を明確にするとともに、パラメータの計測が困難となった場合の代替パラメータによる推定等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。【73条10】</p>	<p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>—</p>
	<p>燃料プールの監視で想定される重大事故等の対応に必要なパラメータは、計測又は監視できる設計とする。また、計測結果は中央制御室に指示又は表示し、記録できる設計とする。【73条15】</p> <p>重大事故等の対応に必要なパラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）（「1, 2, 3号機共用（SPDSデータ収集サーバは1, 2号機共用）」（以下同じ。）のうちSPDS伝送サーバにて電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないようにするとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。【73条16】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p> <p>3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成</p> <p>3.1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測</p> <p>3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装</p>	<p>4. 燃料プール監視の設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		置の計測結果の表示, 記録及び保存 3.2.1 計測結果の指示又は表示 3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存	
	炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置の電源は, 非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において, 代替電源設備として常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備, 所内常設蓄電式直流電源設備, 常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用できる設計とする。【73条11】	VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度, 水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成 3.3 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の電源構成	4. 燃料プール監視の設計
	また, 代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合, 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置のうち特に重要なパラメータとして, 温度及び水位に係るものについて, 乾電池を電源とした可搬型計測器(原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度, 圧力, 水位, 流量(注水量)等の計測用として測定時の故障を想定した予備1個含む1セット30個(予備30個))(計測制御系統施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用(以下同じ。))により計測できる設計とし, これらを保管する設計とする。【73条12】 なお, <u>可搬型計測器による計測においては, 計測対象の選定を行う際の考え方として, 同一の物理量について, 複数のパラメータがある場合は, いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。【73条13】【73条14】</u>	VI-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度, 水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等を監視する装置の構成 3.1 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位等の計測 4. 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲 <下線部> 運用に関する記載であり, 保安規定にて対応	4. 燃料プール監視の設計 <下線部> —

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>4. 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備</p> <p>4.1 燃料プール冷却系による燃料プール水の冷却</p> <p>燃料プールは、燃料プール冷却ポンプ、燃料プール冷却系熱交換器、燃料プール冷却系ろ過脱塩装置等で構成する燃料プール冷却系を設け、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに、燃料プール水を浄化できる設計とする。また、補給水ラインを設け、燃料プール水の補給が可能な設計とする。</p>	<p>4. 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備</p> <p>4.1 燃料プール冷却系による燃料プール水の冷却</p> <p>燃料プールは、燃料プール冷却ポンプ、燃料プール冷却系熱交換器、燃料プール冷却系ろ過脱塩装置等で構成する燃料プール冷却系を設け、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに、燃料プール水を浄化できる設計とする。また、補給水ラインを設け、燃料プール水の補給が可能な設計とする。【26条24】</p>	—	— (変更なし)
<p>さらに、全炉心燃料を燃料プールに取り出した場合や燃料プール冷却系で燃料プール水の冷却ができない場合は、残留熱除去系を用いて使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。</p>	<p>さらに、全炉心燃料を燃料プールに取り出した場合や燃料プール冷却系で燃料プール水の冷却ができない場合は、残留熱除去系を用いて使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。【26条25】</p>	—	— (変更なし)
<p>燃料プール冷却系熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p>	<p>燃料プール冷却系熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。【26条26】</p>	—	— (変更なし)
	<p>燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための重大事故等対処設備として使用する燃料プール冷却系は、燃料プール冷却ポンプ、燃料プール冷却系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、燃料プール水を燃料プール冷却ポンプにより燃料プール冷却系熱交換器等を経由して循環させることで、燃料プールを冷却できる設計とする。【69条36】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>3.2.1 燃料プール冷却系</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図</p> <p>3.2.1 燃料プール冷却系</p> <p>構造図</p> <p>3.1 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>3.2.1 燃料プール冷却系</p>	<p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>5. 燃料プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計</p> <p>5.4 原子炉補機代替冷却系を用いた燃料プール冷却系の冷却に関する設計</p> <p>5.4.1 設備仕様に係る設計</p>
	<p>燃料プール冷却系は、非常用ディーゼル発電設備及</p>	<p>要目表</p>	<p>5. 燃料プール水の小規模漏えい時の機能維持のため</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）が機能喪失した場合でも、常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却系を用いて、燃料プールを除熱できる設計とする。【69条37】</p>	<p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p> <p>4. 燃料プール冷却系</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図</p> <p>3.2.1 燃料プール冷却系</p> <p>構造図</p> <p>3.2.1 燃料プール冷却系</p>	<p>めの設計</p> <p>5.4 原子炉補機代替冷却系を用いた燃料プール冷却系の冷却に関する設計</p> <p>5.4.1 設備仕様に係る設計</p> <p>5.4.2 各機器固有の設計</p>
	<p>燃料プール冷却系の流路として、設計基準対象施設である燃料プールを重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【69条42】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p>	<p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>
	<p>4.2 燃料プールへの注水</p> <p>燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備として燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を設ける設計とする。【69条1】</p>	<p>—</p>	<p>—</p> <p>（冒頭宣言）</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>燃料プールに接続する配管の破損等により、燃料プール冷却系戻り配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）4階における線量率が放射線被ばくを管理する上で定めた線量率を満足できるよう、漏えいの継続を防止し、燃料体等からの放射線の遮蔽に必要な水位を維持するため、燃料プール冷却系戻り配管の逆止弁にサイフォンブレイク配管を設ける設計とする。【69条3】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p> <p>3. 評価</p> <p>3.3 評価結果</p> <p>VI-1-3-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>6. 燃料プールサイフォンブレイク配管の詳細設計方針</p> <p>6.1 配管強度への影響について</p> <p>6.2 人的要因による機能阻害について</p> <p>6.3 異物による閉塞</p> <p>6.4 落下物干渉による影響</p>	<p>5. 燃料プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計</p> <p>5.3 放射線遮蔽機能維持のための配管設計</p>
	<p>サイフォンブレイク配管は、耐震性も含めて機器、弁類等の故障、誤操作等によりその機能を喪失することのない設計とする。【69条4】</p>	<p>VI-1-3-5 使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書</p> <p>6. 燃料プールサイフォンブレイク孔の詳細設計方針</p> <p>6.2 人的要因による機能阻害について</p>	<p>5. 燃料プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計</p> <p>5.3 放射線遮蔽機能維持のための配管設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>4.2.1 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水</p> <p>残留熱除去系（燃料プール冷却機能）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失若しくは残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に、燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として使用する燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、大量送水車により、代替淡水源の水を燃料プールスプレイ系配管等を経由して常設スプレイヘッドから燃料プールへ注水することにより、燃料プールの水位を維持できる設計とする。【69条6】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p> <p>3. 評価</p> <p>3.3 評価結果</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>3.2.2 燃料プールスプレイ系</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図</p> <p>3.2.2 燃料プールスプレイ系</p> <p>構造図</p> <p>3.1 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>3.2.2 燃料プールスプレイ系</p>	<p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>5. 燃料プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計</p> <p>5.1 燃料プールスプレイ系の設計</p> <p>5.1.1 設備仕様に係る設計</p> <p>5.1.2 各機器固有の設計</p>
	<p>また、燃料プールは、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持した状態において、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による冷却及び水位確保により燃料プールの機能を維持し、実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても実効増倍率は不確定性を含めて0.95以下で臨界を防止できる設計とする。【69条8】</p>	<p>VI-1-3-2 燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書</p> <p>3. 小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価</p>	<p>5. 燃料プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計</p> <p>5.2 臨界防止に関する設計</p>
	<p>大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。【69条8】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>構造図</p> <p>3.2.2 燃料プールスプレイ系</p>	<p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>5. 燃料プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
			5.1 燃料プールのスプレイ系の設計 5.1.1 設備仕様に係る設計
	大量送水車は、想定される重大事故等時において、燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。【69条10】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） 構造図 3.2.2 燃料プールのスプレイ系	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のためのシステムの明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 5. 燃料プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計 5.1 燃料プールのスプレイ系の設計 5.1.1 設備仕様に係る設計
	燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水の流路として、設計基準対象施設である燃料プールを重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【69条11】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のためのシステムの明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	4.2.2 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水 残留熱除去系（燃料プール冷却機能）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失若しくは残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に、燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として使用する燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、大量送水車により代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレイノズルから燃料プールへ注水することにより、燃料プールの水位を維持できる設計とする。【69条12】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書 3. 評価 3.3 評価結果 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面 3.2.2 燃料プールのスプレイ系 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図 3.2.2 燃料プールのスプレイ系 構造図	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のためのシステムの明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.3 機能を兼用する機器を含む核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の系統図に関する取りまとめ 5. 燃料プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計 5.1 燃料プールのスプレイ系の設計 5.1.1 設備仕様に係る設計 5.1.2 各機器固有の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		3.1 使用済燃料貯蔵設備 3.2.2 燃料プールのスプレイ系	
	また、燃料プールは、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持した状態において、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による冷却及び水位確保により燃料プールの機能を維持し、実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても実効増倍率は不確定性を含めて0.95以下で臨界を防止できる設計とする。【69条13】	VI-1-3-2 燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書 3. 小規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価	5. 燃料プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計 5.2 臨界防止に関する設計
	大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。【69条14】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） 構造図 3.2.2 燃料プールのスプレイ系	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 5. 燃料プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計 5.1 燃料プールのスプレイ系の設計 5.1.1 設備仕様に係る設計
	大量送水車は、想定される重大事故等時において、燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。【69条16】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） 構造図 3.2.2 燃料プールのスプレイ系	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 5. 燃料プール水の小規模漏えい時の機能維持のための設計 5.1 燃料プールのスプレイ系の設計 5.1.1 設備仕様に係る設計
	燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水の流路として、設計基準対象施設である燃料プールを重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【69条17】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	4.3 燃料プールへのスプレイ 燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合にお	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	いて、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備として燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を設ける設計とする。【69条2】		
	<p>4.3.1 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ</p> <p>燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には燃料プール内の燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として使用する燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、大量送水車により、代替淡水源の水を燃料プールのスプレイ系配管等を経由して常設スプレイヘッドから燃料プール内の燃料体等に直接スプレイすることにより、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できるよう、燃料プールの全面に向けてスプレイし、燃料プール内に貯蔵している燃料体等からの崩壊熱による蒸発量を上回る量をスプレイできる設計とする。【69条18】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p> <p>3. 評価</p> <p>3.3 評価結果</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>3.2.2 燃料プールのスプレイ系</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図</p> <p>3.2.2 燃料プールのスプレイ系</p> <p>構造図</p> <p>3.1 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>3.2.2 燃料プールのスプレイ系</p>	<p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>6. 使用済燃料貯蔵プール水の大規模漏えい時の機能維持のための設計</p> <p>6.1 燃料プールのスプレイ系の設計</p> <p>6.1.1 設備仕様に係る設計</p>
	燃料プールは、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）にて、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないように配慮したラック形状において、いかなる様な水密度であっても実効増倍率は不確実性を含めて0.95以下で臨界を防止できる設計とする。【69条19】	<p>VI-1-3-2 燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書</p> <p>4. 大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価</p>	<p>6. 使用済燃料貯蔵プール水の大規模漏えい時の機能維持のための設計</p> <p>6.2 臨界防止に関する設計</p>
	大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。【69条20】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説</p>	<p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） 構造図 3.2.2 燃料プールのスプレイ系	する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 6. 使用済燃料貯蔵プール水の大規模漏えい時の機能維持のための設計 6.1 燃料プールのスプレイ系の設計 6.1.1 設備仕様に係る設計
	燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイの流路として、設計基準対象施設である燃料プールを重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【69条22】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のためのシステムの明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	4.3.2 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ 燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には燃料プール内の燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として使用する燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、大量送水車により、代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレイノズルから燃料プール内の燃料体等に直接スプレイすることにより、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できるよう燃料プールの全面に向けてスプレイし、燃料プール内に貯蔵している燃料体等からの崩壊熱による蒸発量を上回る量をスプレイできる設計とする。【69条23】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書 3. 評価 3.3 評価結果 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面 3.2.2 燃料プールのスプレイ系 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図 3.2.2 燃料プールのスプレイ系 構造図 3.1 使用済燃料貯蔵設備 3.2.2 燃料プールのスプレイ系	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のためのシステムの明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.3 機能を兼用する機器を含む核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の系統図に関する取りまとめ 6. 使用済燃料貯蔵プール水の大規模漏えい時の機能維持のための設計 6.1 燃料プールのスプレイ系の設計 6.1.1 設備仕様に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	燃料プールは、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）にて、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないように配慮したラック形状において、いかなる様な水密度であっても実効増倍率は不確定性を含めて0.95以下で臨界を防止できる設計とする。【69条24】	VI-1-3-2 燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書 4. 大規模漏えい時の使用済燃料貯蔵ラックの未臨界性評価	6. 使用済燃料貯蔵プール水の大規模漏えい時の機能維持のための設計 6.2 臨界防止に関する設計
	大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。【69条25】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） 構造図 3.2.2 燃料プールのスプレイ系	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 6. 使用済燃料貯蔵プール水の大規模漏えい時の機能維持のための設計 6.1 燃料プールのスプレイ系の設計 6.1.1 設備仕様に係る設計
	燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイの流路として、設計基準対象施設である燃料プールを重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【69条27】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	4.4 発電所外への放射性物質の拡散抑制 4.4.1 大気への放射性物質の拡散抑制 燃料プールからの大量の水の漏えい等による燃料プールの水位の異常な低下により、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、燃料損傷時にはできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、原子炉建物放水設備を設ける設計とする。【69条5】【70条1】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面 3.2.3 原子炉建物放水設備	7. 発電所外への放射性物質の拡散抑制のための設計 7.1 原子炉建物放水設備の設計 VI-1-10-8「原子炉格納施設」の様式－1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車により海水を取水し、ホースを経由して放水砲から原子炉建物へ放水することにより、環境への放射性物質の放出を	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む核燃料物質の取扱施設

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	可能な限り低減できる設計とする。【69条28】【70条2】	<p>明書(核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設)</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図</p> <p>3.2.3 原子炉建物放水設備</p> <p>構造図</p> <p>3.2.3 原子炉建物放水設備</p>	<p>設及び貯蔵施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>7. 発電所外への放射性物質の拡散抑制のための設計</p> <p>7.1 原子炉建物放水設備の設計</p> <p>VI-1-10-8「原子炉格納施設」の様式－1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	大型送水ポンプ車及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建物に向けて放水できる設計とする。【70条3】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設)</p> <p>構造図</p> <p>3.2.3 原子炉建物放水設備</p>	<p>7. 発電所外への放射性物質の拡散抑制のための設計</p> <p>7.1 原子炉建物放水設備の設計</p> <p>VI-1-10-8「原子炉格納施設」の様式－1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	4.4.2 海洋への放射性物質の拡散抑制 燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋拡散抑制設備を設ける設計とする。【70条6】	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する海洋拡散抑制設備は、シルトフェンス（屋外に保管）（原子炉格納施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備として兼用（以下同じ。）、放射性物質吸着材（屋外に保管）（原子炉格納施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備として兼用（以下同じ。））等で構成し、シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する2箇所（2号機放水接合槽及び輪谷湾）に設置できる設計とし、輪谷湾は小型船舶（屋外に保管）個数1（予備1）（放射線管理施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備として兼用）により設置できる設計とする。【70条7】</p>	VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書（別添）	<p>VI-1-10-8「原子炉格納施設」の様式-1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>シルトフェンスは、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。必要数は、各設置場所に必要な幅に対してシルトフェンスを二重に設置することとし、2号機放水接合槽に計2本（高さ約10m、幅約10m）及び輪谷湾に計32本（高さ約7～20m（一重目は計16本（高さ約7m：3本、約10m：1本、約12m：2本、約14m：1本、約15m：2本、約16m：1本、約17m：1本、約18m：1本、約19m：2本、約20m：2本）、二重目は計16本（高さ約7m：3本、約10m：1本、約13m：2本、約15m：1本、約16m：1本、約17m：2本、約18m：1本、約19m：2本、約20m：3本。）、幅約20m）を使用する設計とする。また、予備については、各設置場所に対して2本の計4本（2号機放水接合槽は2本（高さ約10m、幅約10m）、輪谷湾は2本（高さ約20m、幅約20m）を保管することとし、予備を含めた保有数として設置場所2箇所分の合計38本を保管する。【70条8】</p>	VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書（別添）	<p>VI-1-10-8「原子炉格納施設」の様式-1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、雨水排水路集水柵3箇所に、約2280kg（雨水排水路集水柵（No.3排水路））、約100kg（雨水排水路集水柵（2号機放水槽南））、約700kg（雨水排水路集水柵（2号機廃棄物処理建物南））を使用時に設置できる設計とする。</p> <p>放射性物質吸着材は、各設置場所に必要となる保有量に加え、予備として約2280kgを保管する。【70条9】</p>	VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書（別添）	VI-1-10-8「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
4.5 燃料プールの水質維持 燃料プールは、使用済燃料からの崩壊熱を燃料プール冷却系熱交換器で除去して燃料プール水を冷却するとともに、燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがないよう燃料プール冷却系ろ過脱塩装置で燃料プール水をろ過脱塩して、燃料プール、原子炉ウエル等の水の純度、透明度を維持できる設計とする。【26条34】	4.5 燃料プールの水質維持 変更なし	—	— (変更なし)
4.6 燃料プール接続配管 燃料プール水の漏えいを防止するため、燃料プールには排水口を設けない設計とし、燃料プールに接続された配管には逆止弁を設け、配管が破損しても、サイフォン現象により、燃料プール水が継続的に流出しない設計とする。【26条31】	4.6 燃料プール接続配管 変更なし	—	— (変更なし)
5. 主要対象設備 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の対象となる主要な設備について、「表1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト」に示す。 本施設の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については、「表2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用設備リスト」に示す。	5. 主要対象設備 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の対象となる主要な設備について、「表1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト」に示す。 本施設の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については、「表2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用設備リスト」に示す。	—	— (「設備リスト」及び「兼用設備リスト」による)

基本設計方針から設工認添付書類及び様式－ 1 への展開表
(原子炉冷却系統施設)

「基本設計方針から設工認添付書類及び様式－1への展開表」【原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）】

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
用語の定義は「発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	—	— (用語の定義のみ)
第1章 共通項目 1. 地盤等 1.1 地盤	第1章 共通項目 1. 地盤等 1.1 地盤 設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生じるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きい施設（以下「耐震重要施設」という。）の建物・構築物、屋外重要土木構造物、津波防護機能を有する施設（以下「津波防護施設」という。）、浸水防止機能を有する設備（以下「浸水防止設備」という。）及び敷地における津波監視機能を有する設備（以下「津波監視設備」という。）並びに津波防護施設、浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物について、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。以下同じ。）については、自重や運転時の荷重等に加え、その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動（設置（変更）許可を受けた基準地震動S _s （以下「基準地震動S _s 」という。）による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。【49条1】 また、上記に加え、基準地震動S _s による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しない地盤として、設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。 【4条2】【49条2】	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>なお、地震動及び地殻変動による基礎地盤の傾斜が基本設計段階の目安値である1/2,000を上回る施設が設置される改良地盤については、設置変更許可段階において設定したPS検層等に基づく改良地盤の物性値（管理目標値）が確保されるよう、新たに設定する配合で地盤改良することとし、室内配合試験結果より、管理目標値を上回る解析用物性値を設定のうえ、施工時の品質管理によりその物性値を確認する。</p> <p>ここで、屋外重要土木構造物とは、耐震安全上重要な機器・配管系の間接支持機能、若しくは非常時における海水の通水機能を求められる土木構造物をいう。</p> <p>【4条3】</p>		
	<p>設計基準対象施設のうち、耐震重要施設以外の建物・構築物及びその他の土木構造物については、自重や運転時の荷重等に加え、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）に応じた、Sクラス、Bクラス又はCクラスの分類（以下「耐震重要度分類」という。）の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備及び常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。以下同じ。）については、自重や運転時の荷重等に加え、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。【4条4】【49条3】</p>	<p>VI-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針</p> <p>2. 基本方針</p> <p>4. 極限支持力</p>	<p>2. 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計</p>
	<p>ここで、その他の土木構造物とは、屋外重要土木構</p>		

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	造物を除いた土木構造物をいう。【4条4】		
	設計基準対象施設のうち、耐震重要施設、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能、若しくは、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故（以下「重大事故等」という。）に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない地盤として、設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。【4条5】【49条4】	VI-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針 2. 基本方針 4. 極限支持力	2. 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計
	設計基準対象施設のうち、耐震重要施設、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤として、設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。【4条6】	VI-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針 2. 基本方針 4. 極限支持力	2. 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計
	設計基準対象施設のうち、Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物及び土木構造物の地盤の接地圧に対する支持力の許容限界について、自重や運転時の荷重等と基準地震動S _s による地震力との組合せにより算定される接地圧が、安全上適切と認められる規格及び基準等による地盤の極限支持力度に対	VI-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針 2. 基本方針 4. 極限支持力 VI-2-2 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震性に関する説明書 VI-2-9 原子炉格納施設の耐震性に関する説明書 VI-2-10 その他発電用原子炉の附属施設の耐震性に関する説明書	2. 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	して妥当な余裕を有することを確認する。【4条7】【49条6】		
	また、上記の設計基準対象施設にあつては、自重や運転時の荷重等と設置（変更）許可を受けた弾性設計用地震動S _d （以下「弾性設計用地震動S _d 」という。）による地震力又は静的地震力との組合せにより算定される接地圧について、安全上適切と認められる規格及び基準等による地盤の短期許容支持力度を許容限界とする。【4条8】	—	— (用語の定義のみ)
	屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに津波防護施設、浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物の地盤においては、自重や運転時の荷重等と基準地震動S _s による地震力との組合せにより算定される接地圧が、安全上適切と認められる規格及び基準等による地盤の極限支持力度に対して妥当な余裕を有することを確認する。【4条9】	VI-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針 2. 基本方針 4. 極限支持力度 VI-2-2 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震性に関する説明書 VI-2-10 その他発電用原子炉の附属施設の耐震性に関する説明書	2. 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計
	設計基準対象施設のうち、Bクラス及びCクラスの施設の地盤、若しくは、重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物、機器・配管系及び土木構造物の地盤においては、自重や運転時の荷重等と、静的地震力及び動的地震力（Bクラスの共振影響検討に係るもの又はBクラスの施設の機能を代替する常設重大事故防止設備の共振影響検討に係るもの）との組合せにより算定される接地圧に対して、安全上適切と認められる規格及び基準等による地盤の短期許容支持力度を許容限界とする。【4条10】【49条7】	VI-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針 2. 基本方針 4. 極限支持力度 VI-2-2 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震性に関する説明書 VI-2-10 その他発電用原子炉の附属施設の耐震性に関する説明書 VI-2-11-2 波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震性についての計算書	2. 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の地盤の設計
1.2 急傾斜地の崩壊の防止 急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律に基づき指定された急傾斜地崩壊危険区域でない地域	1.2 急傾斜地の崩壊の防止 急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律に基づき指定された急傾斜地崩壊危険区域でない地域	—	3. 急傾斜地の崩壊の防止に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
に設備を施設する。	に設備を施設する。【10条1】		
2. 自然現象 2.1 地震による損傷の防止 2.1.1 耐震設計 (1) 耐震設計の基本方針 耐震設計は、以下の項目に従って行う。	2. 自然現象 2.1 地震による損傷の防止 2.1.1 耐震設計 (1) 耐震設計の基本方針 耐震設計は、以下の項目に従って行う。【5条1】【50条1】	—	— (冒頭宣言)
a. 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震（設置（変更）許可を受けた基準地震動S _s （以下「基準地震動S _s 」という。))による加速度によって作用する地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。	a. 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震（基準地震動S _s ）による加速度によって作用する地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。【5条2】	VI-1-2-1 原子炉本体の基礎に関する説明書 5. 評価結果 5.1 設計基準対象施設としての評価結果 VI-2-1-1 耐震設計の基本方針 2. 耐震設計の基本方針 2.1 基本方針 VI-2-2 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震性に関する説明書 VI-2-3 原子炉本体の耐震性に関する説明書 VI-2-4 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震性に関する説明書 VI-2-5 原子炉冷却系統施設の耐震性に関する説明書 VI-2-6 計測制御系統施設の耐震性に関する説明書 VI-2-7 放射性廃棄物の廃棄施設の耐震性に関する説明書 VI-2-8 放射線管理施設の耐震性に関する説明書 VI-2-9 原子炉格納施設の耐震性に関する説明書 VI-2-10 その他発電用原子炉の附属施設の耐震性に関する説明書 VI-2-11-2 波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震性についての計算書 VI-2-12 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果 3. 各施設における水平2方向及び鉛直方向地震力	4. 地震による損傷防止に関する設計 4.1 耐震設計の基本方針 4.6 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震設計 4.8 申請設備の耐震設計 4.9 波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震評価 4.10 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価 VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1 5. 原子炉本体の基礎に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
		の組合せに対する影響評価結果	
	重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動S _s による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。【50条3】【50条8】	VI-1-2-1 原子炉本体の基礎に関する説明書 5. 評価結果 5.2 重大事故等対処設備としての評価結果 VI-2-1-1 耐震設計の基本方針 2. 耐震設計の基本方針 2.1 基本方針 VI-2-1-11 機器・配管の耐震支持設計方針 2. 機器の支持構造物 2.1 基本原則 2.2 支持構造物の設計 VI-2-2 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震性に関する説明書 VI-2-3 原子炉本体の耐震性に関する説明書 VI-2-4 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震性に関する説明書 VI-2-5 原子炉冷却系統施設の耐震性に関する説明書 VI-2-6 計測制御系統施設の耐震性に関する説明書 VI-2-7 放射性廃棄物の廃棄施設の耐震性に関する説明書 VI-2-8 放射線管理施設の耐震性に関する説明書 VI-2-9 原子炉格納施設の耐震性に関する説明書 VI-2-10 その他発電用原子炉の附属施設の耐震性に関する説明書 VI-2-12 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果 3. 各施設における水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに対する影響評価結果	4. 地震による損傷防止に関する設計 4.1 耐震設計の基本方針 4.4 耐震設計を行う設備の抽出 4.6 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震設計 4.8 申請設備の耐震設計 4.10 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価 VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1 5. 原子炉本体の基礎に関する設計
b. 設計基準対象施設は、地震により発生するおそれ	b. 設計基準対象施設は、耐震重要度に応じて、Sク	VI-1-2-1 原子炉本体の基礎に関する説明書	4. 地震による損傷防止に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
<p>がある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）に応じて、Sクラス、Bクラス又はCクラスに分類（以下「耐震重要度分類」という。）し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられる設計とする。</p>	<p>ラス、Bクラス又はCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられる設計とする。【5条3】</p>	<p>5. 評価結果 5.1 設計基準対象施設としての評価結果</p> <p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針 2. 耐震設計の基本方針 2.1 基本方針</p> <p>VI-2-1-11 機器・配管の耐震支持設計方針 2. 機器の支持構造物 2.1 基本原則 2.2 支持構造物の設計</p> <p>VI-2-2 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震性に関する説明書 VI-2-3 原子炉本体の耐震性に関する説明書 VI-2-4 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震性に関する説明書 VI-2-5 原子炉冷却系統施設の耐震性に関する説明書 VI-2-6 計測制御系統施設の耐震性に関する説明書 VI-2-7 放射性廃棄物の廃棄施設の耐震性に関する説明書 VI-2-8 放射線管理施設の耐震性に関する説明書 VI-2-9 原子炉格納施設の耐震性に関する説明書 VI-2-10 その他発電用原子炉の附属施設の耐震性に関する説明書 VI-2-11-2 波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震性についての計算書</p> <p>VI-2-12 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果</p> <p>3. 各施設における水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに対する影響評価結果</p>	<p>4.1 耐震設計の基本方針 4.4 耐震設計を行う設備の抽出 4.6 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震設計 4.8 申請設備の耐震設計 4.9 波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震評価 4.10 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1 5. 原子炉本体の基礎に関する設計</p>
	<p>重大事故等対処施設については、施設の各設備が有</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。以下同じ。）、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。以下同じ。）、常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。以下同じ。）、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。以下同じ。）及び可搬型重大事故等対処設備に分類する。【50条2】</p>		(用語の定義のみ)
	<p>重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設については、当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができる設計とする。【50条5】</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設と常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の両方に属する重大事故等対処施設については、基準地震動S_sによる地震力を適用するものとする。【50条6】</p>	<p>VI-2-4 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-5 原子炉冷却系統施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-6 計測制御系統施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-8 放射線管理施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-9 原子炉格納施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-10 その他発電用原子炉の附属施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-12 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果</p> <p>3. 各施設における水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに対する影響評価結果</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.4 耐震設計を行う設備の抽出</p> <p>4.8 申請設備の耐震設計</p> <p>4.10 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価</p>
	<p>常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設と常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の両方に属する重大事故等対処施設については、基準地震動S_sによる地震力を適用するものとする。【50条7】</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>2. 耐震設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.4 耐震設計を行う設備の抽出</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>なお、特定重大事故等対処施設に該当する施設は本申請の対象外である。【50条10】</p>	—	— (用語の定義のみ)
<p>c. 建物・構築物とは、建物、構築物及び土木構造物（屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物）の総称とする。</p> <p>また、屋外重要土木構造物とは、耐震安全上重要な機器・配管系の間接支持機能、若しくは非常時における海水の通水機能を求められる土木構造物をいう。</p>	<p>c. 建物・構築物とは、建物、構築物及び土木構造物（屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物）の総称とする。</p> <p>また、屋外重要土木構造物とは、耐震安全上重要な機器・配管系の間接支持機能、若しくは非常時における海水の通水機能を求められる土木構造物をいう。【5条4】</p>	—	— (用語の定義のみ)
<p>d. Sクラスの施設は、基準地震動S_sによる地震力に対して、その安全機能が保持できる設計とする。</p> <p>建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。</p> <p>機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持する設計とし、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさない、また、動的機器等については、基準地震動S_sによる応答に対して、その設備に要求される機能を保持する設計とする。</p>	<p>d. Sクラスの施設（f.に記載のものを除く。）は、基準地震動S_sによる地震力に対して、その安全機能が保持できる設計とする。【5条5】</p> <p>建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。</p> <p>機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持する設計とし、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさない、また、動的機器等については、基準地震動S_sによる応答に対して、その設備に要求される機能を保持する設計とする。</p> <p>なお、動的機能が要求される機器については、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行い、既往の研究等で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。【5条6】</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>2. 耐震設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p> <p>4.6 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震設計</p> <p>4.8 申請設備の耐震設計</p> <p>4.11 耐震設計の基本方針を準用して行う耐震評価</p>
<p>また、弾性設計用地震動S_dによる地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>建物・構築物については、発生する応力に対して、「建築基準法」等の安全上適切と認められる規格及び</p>	<p>また、弾性設計用地震動S_dによる地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。【5条7】</p> <p>建物・構築物については、発生する応力に対して、「建築基準法」等の安全上適切と認められる規格及び</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>2. 耐震設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
基準による許容応力度を許容限界とし、当該許容限界を超えないように設計する。機器・配管系については、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまる設計とする。	基準による許容応力度を許容限界とし、当該許容限界を超えないように設計する。機器・配管系については、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまる設計とする。【5条8】		
	<p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動S_sによる地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。【50条3】【50条8】</p> <p>建物・構築物については、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持する設計とし、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさない、また、動的機器等については、基準地震動S_sによる応答に対して、その設備に要求される機能を保持する設計とする。なお、動的機能が要求される機器については、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行い、既往の研究等で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。【50条4】【50条9】</p>	<p>VI-1-2-1 原子炉本体の基礎に関する説明書</p> <p>5. 評価結果</p> <p>5.2 重大事故等対処設備としての評価結果</p> <p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>2. 耐震設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>VI-2-1-11 機器・配管の耐震支持設計方針</p> <p>2. 機器の支持構造物</p> <p>2.1 基本原則</p> <p>2.2 支持構造物の設計</p> <p>VI-2-2 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-3 原子炉本体の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-4 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-5 原子炉冷却系統施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-6 計測制御系統施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-7 放射性廃棄物の廃棄施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-8 放射線管理施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-9 原子炉格納施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-10 その他発電用原子炉の附属施設の耐震性に関する説明書</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p> <p>4.6 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震設計</p> <p>4.8 申請設備の耐震設計</p> <p>4.10 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1</p> <p>5. 原子炉本体の基礎に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		VI-2-12 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果 3. 各施設における水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに対する影響評価結果	
e. Sクラスの施設について、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。	e. Sクラスの施設（f.に記載のものを除く。）について、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。【5条9】 また、基準地震動S _s 及び弾性設計用地震動S _d による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。【5条10】 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動S _s 及び弾性設計用地震動S _d による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。【50条11】	VI-2-1-1 耐震設計の基本方針 2. 耐震設計の基本方針 2.1 基本方針 4. 設計用地震力 4.1 地震力の算定法 VI-2-12 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果 3. 各施設における水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに対する影響評価結果	4. 地震による損傷防止に関する設計 4.1 耐震設計の基本方針 4.2 基準地震動S _s 、弾性設計用地震動S _d の概要 4.5 耐震設計方針の明確化 4.10 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価
f. 屋外重要土木構造物は、基準地震動S _s による地震力に対して、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できる設計とする。	f. 屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに津波防護施設、浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物は、基準地震動S _s による地震力に対して、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できる設計とする。ただし、浸水防止設備のうち隔離弁、ポンプ及び配管については、基準地震動S _s による地震力に対し、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、浸水防止機能に影響を及ぼさない設計とする。また、浸水防止設備のうち動的機器である隔離弁については、基準地震動S _s による地震力に対して、その設備に要求される機能を保持するように設計する。さらに、浸水防止設備のうち隔離弁、	VI-2-1-1 耐震設計の基本方針 2. 耐震設計の基本方針 2.1 基本方針 4. 設計用地震力 4.1 地震力の算定法 VI-2-12 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果 3. 各施設における水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに対する影響評価結果	4. 地震による損傷防止に関する設計 4.1 耐震設計の基本方針 4.5 耐震設計方針の明確化 4.10 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>ポンプ及び配管については、弾性設計用地震動S_dによる地震力又はSクラスの施設に適用する静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>なお、基準地震動S_s及び弾性設計用地震動S_dによる地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>ただし、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。【5条11】【50条13】</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物は、基準地震動S_sによる地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。【50条12】</p>		
<p>g. Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動S_dに2分の1を乗じたものとする。</p> <p>Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。</p>	<p>g. Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動S_dに2分の1を乗じたものとする。当該地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。【5条12】</p> <p>Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。【5条13】</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される上記に示す地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐え</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>2. 耐震設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>VI-2-1-11 機器・配管の耐震支持設計方針</p> <p>2. 機器の支持構造物</p> <p>2.1 基本原則</p> <p>2.2 支持構造物の設計</p> <p>VI-2-2 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-4 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-5 原子炉冷却系統施設の耐震性に関する説明</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p> <p>4.6 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震設計</p> <p>4.8 申請設備の耐震設計</p> <p>4.10 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>られる設計とする。</p> <p>常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設は、当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される上記に示す地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。【50条14】</p>	<p>書</p> <p>VI-2-11-2 波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震性についての計算書</p> <p>VI-2-12 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果</p> <p>3. 各施設における水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに対する影響評価結果</p>	
	<p>h. 耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設は、それら以外の発電所内にある施設（資機材等含む。）の波及的影響によって、それぞれの安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計する。【5条14】【50条15】</p>	<p>VI-2-7 放射性廃棄物の廃棄施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-11-2 波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震性についての計算書</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p> <p>4.8 申請設備の耐震設計</p> <p>4.9 波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震評価</p>
	<p>i. 可搬型重大事故等対処設備については、地震による周辺斜面の崩壊等の影響を受けないように「5.1.2 多様性、位置的分散等」に基づく設計とする。【50条16】</p> <p>j. 緊急時対策所の耐震設計の基本方針については、「(6)緊急時対策所」に示す。【50条17】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>k. 耐震重要施設については、地盤変状が生じた場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする。【5条16】</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設については、地盤変状が生じた場合においても、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、適切な対策を講ずる設計とする。【50</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>2. 耐震設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>VI-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針</p> <p>2. 基本方針</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.3 地盤の支持性能に係る基本方針</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	条18】		
	<p>1. Sクラスの施設及びその間接支持構造物のうち、地震動及び地殻変動による基礎地盤の傾斜が基本設計段階の目安値である 1/2000 を上回る場合においても、施設の安全機能を損なわないように設計する。【5条15】</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設は、地震動及び地殻変動による基礎地盤の傾斜が基本設計段階の目安値である 1/2000 を上回る場合においても、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計する。【5条19】</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>2. 耐震設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>VI-2-1-3 地盤の支持性能に係る基本方針</p> <p>2. 基本方針</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.3 地盤の支持性能に係る基本方針</p>
	<p>m. 炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下の設計とする。</p> <p>弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、炉心内の燃料被覆管の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまる設計とする。</p> <p>基準地震動 S_s による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。【5条17】</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>2. 耐震設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>VI-2-3 原子炉本体の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-12 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果</p> <p>3. 各施設における水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに対する影響評価結果</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.8 申請設備の耐震設計</p> <p>4.10 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価</p>
<p>(2) 耐震重要度分類</p> <p>a. 耐震重要度分類</p> <p>設計基準対象施設の耐震重要度を以下のとおり分類する。</p> <p>(a) Sクラスの施設</p> <p>地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物</p>	<p>(2) 耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備分類</p> <p>a. 耐震重要度分類</p> <p>設計基準対象施設の耐震重要度を以下のとおり分類する。【5条18】</p> <p>(a) Sクラスの施設</p> <p>地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物</p>	—	— (用語の定義のみ)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設、これらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設であって、その影響が大きいものであり、次の施設を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系 使用済燃料を貯蔵するための施設 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設 放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設であり、上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設 	<p>質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設、これらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設及び地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいものであり、次の施設を含む。【5条19】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系 使用済燃料を貯蔵するための施設 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設 放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設であり、上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設 津波防護施設及び浸水防止設備 津波監視設備 <p>【5条20】</p>		
<p>(b) Bクラスの施設</p> <p>安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設であり、次の施設を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設 放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量 	<p>(b) Bクラスの施設</p> <p>安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設であり、次の施設を含む。【5条21】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設 放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量 	—	— (用語の定義のみ)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>が少ない又は貯蔵方式により、その破損により公衆に与える放射線の影響が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）」第二条第二項第六号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設 ・使用済燃料を冷却するための施設 ・放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設 	<p>が少ない又は貯蔵方式により、その破損により公衆に与える放射線の影響が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）」第二条第二項第六号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設 ・使用済燃料を冷却するための施設 ・放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設 <p>【5条22】</p>		
<p>(c) Cクラスの施設</p> <p>Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設である。</p> <p>上記に基づくクラス別施設を第2.1.1表に示す。</p> <p>なお、同表には当該施設を支持する構造物の支持機能が維持されることを確認する地震動についても併記する。</p>	<p>(c) Cクラスの施設</p> <p>Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設である。【5条23】</p> <p>上記に基づくクラス別施設を第2.1.1表に示す。</p> <p>なお、同表には当該施設を支持する構造物の支持機能が維持されることを確認する地震動及び波及的影響を考慮すべき施設に適用する地震動についても併記する。【5条24】</p>	—	— (用語の定義のみ)
	<p>b. 重大事故等対処施設の設備の分類</p> <p>重大事故等対処施設について、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、以下の設備分類に応じて設計する。</p> <p>【50条20】</p> <p>(a) 常設重大事故防止設備</p> <p>重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料貯蔵プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することに</p>	—	— (用語の定義のみ)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>より重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの【50条21】</p> <p>イ. 常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの【50条22】</p> <p>ロ. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備 常設重大事故防止設備であって、イ.以外のもの【50条23】</p> <p>(b) 常設重大事故緩和設備 重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの【50条24】</p>		
	<p>(c) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張） 設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する(a)以外の常設のもの【50条25】</p> <p>(d) 可搬型重大事故等対処設備 重大事故等対処設備であって可搬型のもの 重大事故等対処設備のうち、耐震評価を行う主要設備の設備分類について、第2.1.2表に示す。【50条26】</p>	—	— (用語の定義のみ)
<p>(3) 地震力の算定方法 耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。</p> <p>a. 静的地震力 設計基準対象施設に適用する静的地震力は、Sクラスの施設、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれ耐震重要度分類に応じて次の地震層せん断力係数C_i及び震度に基づき算定する。</p>	<p>(3) 地震力の算定方法 耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。【5条25】【50条28】</p> <p>a. 静的地震力 設計基準対象施設に適用する静的地震力は、Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれ耐震重要度分類に応じて次の地震層せん断力係数C_i及び震度に基づき算定する。【5条26】</p> <p>ただし、浸水防止設備のうち隔離弁、ポンプ及び配</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>2. 耐震設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>4. 設計用地震力</p> <p>4.1 地震力の算定法</p>	<p>4.1 耐震設計の基本方針</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>管については、Sクラスの施設に適用する静的地震力を適用する。【5条27】</p> <p>重大事故等対処施設については、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設に、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される静的地震力を、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設に、当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される静的地震力をそれぞれ適用する。【50条29】</p>		
<p>(a) 建物・構築物</p> <p>水平地震力は、地震層せん断力係数C_iに、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。</p> <p>Sクラス 3.0 Bクラス 1.5 Cクラス 1.0</p> <p>ここで、地震層せん断力係数C_iは、標準せん断力係数C_0を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。</p> <p>また、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数C_iに乘じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、Sクラス、Bクラス及びCクラスいずれにおいても1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数C_0は1.0以上とする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮し、高さ方向に一定として求めた鉛直震度から算定するものとす</p>	<p>(a) 建物・構築物</p> <p>水平地震力は、地震層せん断力係数C_iに、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。</p> <p>Sクラス 3.0 Bクラス 1.5 Cクラス 1.0</p> <p>【5条28】</p> <p>ここで、地震層せん断力係数C_iは、標準せん断力係数C_0を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。【5条29】</p> <p>また、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数C_iに乘じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、Sクラス、Bクラス及びCクラスのいずれにおいても1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数C_0は1.0以上とする。【5条30】</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮し、高さ方向に一定として求めた鉛直震度から算定するものとす</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>4. 設計用地震力</p> <p>4.1 地震力の算定法</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>る。</p> <p>ただし、土木構造物の静的地震力は、安全上適切と認められる規格及び基準を参考に、Cクラスに適用される静的地震力を適用する。</p>	<p>る。【5条31】</p> <p>ただし、土木構造物の静的地震力は、安全上適切と認められる規格及び基準を参考に、Cクラスに適用される静的地震力を適用する。【5条32】</p>		
<p>(b) 機器・配管系</p> <p>静的地震力は、上記(a)に示す地震層せん断力係数C_iに施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記(a)の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度から求めるものとする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p>	<p>(b) 機器・配管系</p> <p>静的地震力は、上記(a)に示す地震層せん断力係数C_iに施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記(a)の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度から求めるものとする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。【5条33】</p> <p>上記(a)及び(b)の標準せん断力係数C_0等の割増係数の適用については、耐震性向上の観点から、一般産業施設、公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定する。【5条34】</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>4. 設計用地震力</p> <p>4.1 地震力の算定法</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p>
<p>b. 動的地震力</p> <p>設計基準対象施設については、動的地震力は、Sクラスの施設、屋外重要土木構造物及びBクラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。</p> <p>Sクラスの施設については、基準地震動S_s及び弾性設計用地震動S_dから定める入力地震動を適用する。</p> <p>Bクラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動S_dから定める入力地震動の振幅を2分の1にしたものによる地震力を適用する。</p> <p>屋外重要土木構造物については、基準地震動S_sによる地震力を適用する。</p>	<p>b. 動的地震力</p> <p>設計基準対象施設については、動的地震力は、Sクラスの施設、屋外重要土木構造物及びBクラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。</p> <p>Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）については、基準地震動S_s及び弾性設計用地震動S_dから定める入力地震動を適用する。【5条35】</p> <p>Bクラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動S_dから定める入力地震動の振幅を2分の1にしたものによる地震力を適用する。【5条36】</p> <p>屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに津波防護施設、浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、基準地震動S_sによる地震力を適用する。ただし、</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>4. 設計用地震力</p> <p>4.1 地震力の算定法</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	浸水防止設備のうち隔離弁、ポンプ及び配管については、基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d による地震力を適用する。【5条37】		
	<p>重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動S_sによる地震力を適用する。【50条30】</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設のうち、Bクラスの施設の機能を代替する共振のおそれのある施設、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設のうち、当該設備が属する耐震重要度分類がBクラスで共振のおそれのある施設については、共振のおそれのあるBクラスの施設に適用する地震力を適用する。【50条31】</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物については、基準地震動S_sによる地震力を適用する。【50条32】</p> <p>重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設の既往評価を適用できる基本構造と異なる施設については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、当該施設の構造を適切にモデル化したうえでの地震応答解析、加振試験等を実施する。【50条33】</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>4. 設計用地震力</p> <p>4.1 地震力の算定法</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p>
	<p>動的解析においては、地盤の諸定数も含めて材料のばらつきによる変動幅を適切に考慮する。</p> <p>動的地震力は水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。</p> <p>動的地震力の水平2方向及び鉛直方向の組合せに</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>4. 設計用地震力</p> <p>4.1 地震力の算定法</p> <p>VI-2-1-8 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価方針</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p> <p>4.10 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>については、水平1方向及び鉛直方向地震力を組み合わせた既往の耐震計算への影響の可能性のある施設・設備を抽出し、3次元応答性状の可能性も考慮したうえで既往の方法を用いた耐震性に及ぼす影響を評価する。</p> <p>【5条38】</p>	2. 基本方針	
<p>(a) 入力地震動</p> <p>解放基盤表面は、S波速度が700m/s以上となっている標高-10mとしている。</p> <p>建物・構築物の地震応答解析における入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動S_s及び弾性設計用地震動S_dを基に、対象建物・構築物の地盤条件を適切に考慮したうえで、必要に応じ2次元FEM解析又は1次元波動論により、地震応答解析モデルの入力位置で評価した入力地震動を設定する。地盤条件を考慮する場合には、地震動評価で考慮した敷地全体の地下構造との関係や対象建物・構築物位置と炉心位置での地質・速度構造の違いにも留意するとともに、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。</p> <p>また、必要に応じ敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地質・速度構造等の地盤条件を設定する。</p> <p>また、設計基準対象施設における耐震重要度分類がBクラスの建物・構築物のうち共振のおそれがあり、動的解析が必要なものに対しては、弾性設計用地震動S_dに2分の1を乗じたものを用いる。</p>	<p>(a) 入力地震動</p> <p>解放基盤表面は、S波速度が700m/s以上となっている標高-10mとしている。【5条39】【50条34】</p> <p>建物・構築物の地震応答解析における入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動S_s及び弾性設計用地震動S_dを基に、対象建物・構築物の地盤条件を適切に考慮したうえで、必要に応じ2次元FEM解析又は1次元波動論により、地震応答解析モデルの入力位置で評価した入力地震動を設定する。地盤条件を考慮する場合には、地震動評価で考慮した敷地全体の地下構造との関係や対象建物・構築物位置と炉心位置での地質・速度構造の違いにも留意するとともに、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。【5条40】</p> <p>また、必要に応じ敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地質・速度構造等の地盤条件を設定する。【5条41】</p> <p>また、設計基準対象施設における耐震重要度分類がBクラスの建物・構築物及び重大事故等対処施設における耐震重要度分類がBクラスの施設の機能を代替する常設重大事故防止設備又は当該設備が属する耐震重要度分類がBクラスの常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物のうち共振のおそれがあり、動的解析が必要なものに対しては、弾性設計用地震動S_dに2分の1を乗じたものを用いる。【5条42】【50条35】</p>	<p>VI-2-1-6 地震応答解析の基本方針</p> <p>2. 地震応答解析の方針</p> <p>2.1 建物・構築物</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p>
<p>(b) 地震応答解析</p> <p>イ. 動的解析法</p>	<p>(b) 地震応答解析</p> <p>イ. 動的解析法</p>	<p>VI-2-1-6 地震応答解析の基本方針</p> <p>2. 地震応答解析の方針</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
<p>(イ) 建物・構築物</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、建物・構築物に応じた適切な解析条件を設定する。動的解析は、原則として、建物・構築物の地震応答解析及び床応答スペクトルの策定は、線形解析及び非線形解析に適用可能な時刻歴応答解析法による。</p> <p>また、3次元応答性状等の評価は、線形解析に適用可能な周波数応答解析法による。</p> <p>建物・構築物の動的解析に当たっては、建物・構築物の剛性はそれらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系等に置換した解析モデルを設定する。</p> <p>動的解析には、建物・構築物と地盤との相互作用を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばね定数は、基礎版の平面形状、基礎側面と地盤の接触状況、地盤の剛性等を考慮して定める。</p> <p>設計用地盤定数は、原則として、弾性波試験によるものを用いる。</p>	<p>(イ) 建物・構築物</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、建物・構築物に応じた適切な解析条件を設定する。動的解析は、原則として、建物・構築物の地震応答解析及び床応答スペクトルの策定は、線形解析及び非線形解析に適用可能な時刻歴応答解析法による。</p> <p>また、3次元応答性状等の評価は、線形解析に適用可能な周波数応答解析法による。</p> <p>建物・構築物の動的解析に当たっては、建物・構築物の剛性はそれらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系等に置換した解析モデルを設定する。</p> <p>動的解析には、建物・構築物と地盤との相互作用を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばね定数は、基礎版の平面形状、基礎側面と地盤の接触状況、地盤の剛性等を考慮して定める。</p> <p>設計用地盤定数は、原則として、弾性波試験によるものを用いる。</p> <p>【5条43】【5条36】</p>	<p>2.1 建物・構築物</p> <p>VI-2-1-7 設計用床応答スペクトルの作成方針</p> <p>2. 設計用床応答スペクトル及び設計用震度作成に係る基本方針及び作成方法</p> <p>2.1 基本方針</p>	<p>4.7 設計用床応答曲線の作成</p>
<p>地盤－建物・構築物連成系の減衰定数は、振動エネルギーの地下逸散及び地震応答における各部のひずみレベルを考慮して定める。</p>	<p>地盤－建物・構築物連成系の減衰定数は、振動エネルギーの地下逸散及び地震応答における各部のひずみレベルを考慮して定める。</p> <p>基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d に対する応答解析において、主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、実験等の結果に基づき、該当する建物部分の構造特性に応じて、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した地震応答解析を行う。</p> <p>また、Sクラスの施設を支持する建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設</p>	<p>VI-2-1-6 地震応答解析の基本方針</p> <p>2. 地震応答解析の方針</p> <p>2.1 建物・構築物</p> <p>2.3 屋外重要土木構造物</p> <p>3. 設計用減衰定数</p> <p>VI-2-1-8 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価方針</p> <p>4. 各施設における水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに対する影響評価方針</p> <p>4.1 建物・構築物</p> <p>4.1.1 水平方向及び鉛直方向地震力の組合せによる従来設計手法の考え方</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p> <p>4.7 設計用床応答曲線の作成</p> <p>4.10 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>置される重大事故等対処施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための動的解析において、施設を支持する建物・構築物の主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した地震応答解析を行う。</p> <p>地震応答解析に用いる材料定数については、地盤の諸定数も含めて材料のばらつきによる変動幅を適切に考慮する。</p> <p>また、材料のばらつきによる変動が建物・構築物の振動性状や応答性状に及ぼす影響として考慮すべき要因を選定したうえで、選定された要因を考慮した動的解析により設計用地震力を設定する。</p> <p>【5条44】【50条37】</p>	<p>4.1.2 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せの影響評価方針</p> <p>4.1.3 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せの影響評価方法</p>	
	<p>建物・構築物の動的解析において、地震時の地盤の有効応力の変化に応じた影響を考慮する場合は、有効応力解析を実施する。</p> <p>有効応力解析に用いる液状化強度特性は、敷地の原地盤における代表性及び網羅性を踏まえたうえで実施した液状化強度試験結果よりも保守的な簡易設定法を用いて設定する。</p> <p>原子炉建物については、3次元FEM解析等から、建物・構築物の3次元応答性状及びそれによる機器・配管系への影響を評価する。</p> <p>動的解析に用いる解析モデルは、地震観測網により得られた観測記録により振動性状の把握を行い、解析モデルの妥当性の確認を行う。</p> <p>屋外重要土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物の動的解析は、構造物と地盤の相互作用を考慮できる連成系の地震応答解析手法とし、地盤及び構造物の地震時における非線形挙動の有無や</p>	<p>VI-2-1-6 地震応答解析の基本方針</p> <p>2. 地震応答解析の方針</p> <p>2.1 建物・構築物</p> <p>2.3 屋外重要土木構造物</p> <p>VI-2-1-8 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価方針</p> <p>4. 各施設における水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに対する影響評価方針</p> <p>4.1 建物・構築物</p> <p>4.1.1 水平方向及び鉛直方向地震力の組合せによる従来設計手法の考え方</p> <p>4.1.2 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せの影響評価方針</p> <p>4.1.3 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せの影響評価方法</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p> <p>4.7 設計用床応答曲線の作成</p> <p>4.10 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>程度に応じて、線形、等価線形又は非線形解析のいずれかにて行う。</p> <p>地震力については、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。</p> <p>【5条45】【50条38】【50条39】</p>		
<p>(ロ) 機器・配管系</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、解析条件として考慮すべき減衰定数、剛性等の各種物性値は、適切な規格及び基準又は試験等の結果に基づき設定する。</p> <p>機器の解析に当たっては、形状、構造特性等を考慮して、代表的な振動モードを適切に表現できるよう質点系モデル、有限要素モデル等に置換し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p> <p>配管系の解析に当たっては、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p> <p>スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答解析法を用いる場合は地盤物性等のばらつきを適切に考慮し、スペクトルモーダル解析法には地盤物性等のばらつきを考慮した設計用床応答スペクトルを用いる。スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答解析法の選択に当たっては、衝突・すべり等の非線形現象を模擬する観点又は既往研究の知見を取り入れ実機の挙動を模擬する観点で、建物・構築物の剛性、地盤物性等のばらつきへの配慮をしつつ時刻歴応答解析法を用いる等、解析対象とする現象、対象設備の振動特性、構造特性等を考慮し適切に選定する。</p> <p>また、設備の3次元的な広がりを踏まえ、適切に応答を評価できるモデルを用いる。</p>	<p>(ロ) 機器・配管系</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、解析条件として考慮すべき減衰定数、剛性等の各種物性値は、適切な規格及び基準又は試験等の結果に基づき設定する。</p> <p>機器の解析に当たっては、形状、構造特性等を考慮して、代表的な振動モードを適切に表現できるよう質点系モデル、有限要素モデル等に置換し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p> <p>配管系の解析に当たっては、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。</p> <p>スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答解析法を用いる場合は地盤物性等のばらつきを適切に考慮し、スペクトルモーダル解析法には地盤物性等のばらつきを考慮した設計用床応答スペクトルを用いる。スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答解析法の選択に当たっては、衝突・すべり等の非線形現象を模擬する観点又は既往研究の知見を取り入れ実機の挙動を模擬する観点で、建物・構築物の剛性、地盤物性等のばらつきへの配慮をしつつ時刻歴応答解析法を用いる等、解析対象とする現象、対象設備の振動特性、構造特性等を考慮し適切に選定する。</p> <p>また、設備の3次元的な広がりを踏まえ、適切に応答を評価できるモデルを用い、水平2方向及び鉛直方向の応答成分について適切に組み合わせるものとする。</p>	<p>VI-2-1-6 地震応答解析の基本方針</p> <p>2. 地震応答解析の方針</p> <p>2.2 機器・配管系</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大応答加速度の1.2倍の加速度を震度として作用させて構造強度評価に用いる地震力を算定する。	<p>る。</p> <p>剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大応答加速度の1.2倍の加速度を震度として作用させて構造強度評価に用いる地震力を算定する。</p> <p>【5条46】</p>		
<p>c. 設計用減衰定数</p> <p>地震応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準に基づき、設備の種類、構造等により適切に選定するとともに、試験等で妥当性を確認した値も用いる。なお、建物・構築物の地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの減衰定数の設定については、既往の知見に加え、既設施設の地震観測記録等により、その妥当性を検討する。</p>	<p>c. 設計用減衰定数</p> <p>地震応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準に基づき、設備の種類、構造等により適切に選定するとともに、試験等で妥当性を確認した値も用いる。なお、建物・構築物の地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの減衰定数の設定については、既往の知見に加え、既設施設の地震観測記録等により、その妥当性を検討する。また、地盤と屋外重要土木構造物の連成系地震応答解析モデルの減衰定数については、地中構造物としての特徴及び同モデルの振動特性を考慮して適切に設定する。【5条47】【50条40】</p>	<p>VI-2-1-6 地震応答解析の基本方針</p> <p>3. 設計用減衰定数</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p>
<p>(4) 荷重の組合せと許容限界</p> <p>耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。</p> <p>なお、自然現象に関する組合せは、「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」に従い行う。</p> <p>a. 耐震設計上考慮する状態</p> <p>地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>設計基準対象施設については以下のイ.~ハ.の状態を考慮する。</p> <p>イ. 運転時の状態</p> <p>発電用原子炉施設が運転状態にあり、通常の下条件下におかれている状態</p> <p>ただし、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。</p> <p>ロ. 設計基準事故時の状態</p>	<p>(4) 荷重の組合せと許容限界</p> <p>耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。</p> <p>なお、自然現象に関する組合せは、「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」に従い行う。</p> <p>a. 耐震設計上考慮する状態</p> <p>地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>設計基準対象施設については以下のイ.~ハ.の状態、重大事故等対処施設については以下のイ.~ニ.の状態を考慮する。</p> <p>イ. 運転時の状態</p> <p>発電用原子炉施設が運転状態にあり、通常の下条件下におかれている状態</p> <p>ただし、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。</p> <p>ロ. 設計基準事故時の状態</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>(1) 耐震設計上考慮する状態</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>発電用原子炉施設が設計基準事故時にある状態</p> <p>ハ. 設計用自然条件</p> <p>設計上基本的に考慮しなければならない自然条件(風, 積雪)</p>	<p>発電用原子炉施設が設計基準事故時にある状態</p> <p>ハ. 設計用自然条件</p> <p>設計上基本的に考慮しなければならない自然条件(風, 積雪)</p> <p>ニ. 重大事故等時の状態</p> <p>発電用原子炉施設が, 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故時の状態で, 重大事故等対処施設の機能を必要とする状態</p> <p>【5条48】【50条41】【50条42】【50条43】【50条44】 【50条45】【50条46】【50条47】</p>		
<p>(b) 機器・配管系</p> <p>設計基準対象施設については以下のイ.~ニ.の状態を考慮する。</p> <p>イ. 通常運転時の状態</p> <p>発電用原子炉の起動, 停止, 出力運転, 高温待機, 燃料取替等が計画的又は頻繁に行われた場合であって運転条件が所定の制限値以内にある運転状態</p> <p>ロ. 運転時の異常な過渡変化時の状態</p> <p>通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって, 当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態</p> <p>発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって, 当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態</p> <p>ニ. 設計用自然条件</p> <p>設計上基本的に考慮しなければならない自然条件</p>	<p>(b) 機器・配管系</p> <p>設計基準対象施設については以下のイ.~ニ.の状態, 重大事故等対処施設については以下のイ.~ホ.の状態を考慮する。</p> <p>イ. 通常運転時の状態</p> <p>発電用原子炉の起動, 停止, 出力運転, 高温待機, 燃料取替等が計画的又は頻繁に行われた場合であって運転条件が所定の制限値以内にある運転状態</p> <p>ロ. 運転時の異常な過渡変化時の状態</p> <p>通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって, 当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態</p> <p>発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって, 当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態</p> <p>ニ. 設計用自然条件</p> <p>設計上基本的に考慮しなければならない自然条件</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>(1) 耐震設計上考慮する状態</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
(風, 積雪)	(風, 積雪) ホ. 重大事故等時の状態 発電用原子炉施設が, 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故時の状態で, 重大事故等対処施設の機能を必要とする状態 【5条49】【50条48】【50条49】【50条50】【50条51】 【50条52】【50条53】		
<p>b. 荷重の種類</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>設計基準対象施設については以下のイ.~ニ.の荷重とする。</p> <p>イ. 発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重, すなわち固定荷重, 積載荷重, 土圧, 水圧及び通常の気象条件による荷重</p> <p>ロ. 運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ニ. 地震力, 風荷重, 積雪荷重</p> <p>ただし, 運転時の状態及び設計基準事故時の状態での荷重には, 機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし, 地震力には, 地震時土圧, 機器・配管系からの反力, スロッシング等による荷重が含まれるものとする。</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>設計基準対象施設については以下のイ.~ニ.の荷重とする。</p> <p>イ. 通常運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ロ. 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重</p>	<p>b. 荷重の種類</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>設計基準対象施設については以下のイ.~ニ.の荷重, 重大事故等対処施設については以下のイ.~ホ.の荷重とする。</p> <p>イ. 発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重, すなわち固定荷重, 積載荷重, 土圧, 水圧及び通常の気象条件による荷重</p> <p>ロ. 運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ニ. 地震力, 風荷重, 積雪荷重</p> <p>ホ. 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重 【5条50】【50条54】【50条55】【50条56】【50条57】 【50条58】【50条59】</p> <p>ただし, 運転時の状態, 設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態での荷重には, 機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし, 地震力には, 地震時土圧, 機器・配管系からの反力, スロッシング等による荷重が含まれるものとする。【5条51】【50条60】</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>設計基準対象施設については以下のイ.~ニ.の荷重, 重大事故等対処施設については以下のイ.~ホ.の荷重とする。</p> <p>イ. 通常運転時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ロ. 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>(2) 荷重の種類</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ニ. 地震力, 風荷重, 積雪荷重</p>	<p>ハ. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ニ. 地震力, 風荷重, 積雪荷重</p> <p>ホ. 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>【5条52】【50条61】【50条62】【50条63】【50条64】</p> <p>【50条65】【50条66】</p>		
<p>c. 荷重の組合せ</p> <p>地震と組み合わせる荷重については, 以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>イ. Sクラスの建物・構築物については, 常時作用している荷重及び運転時(通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時)の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ. Sクラスの建物・構築物については, 常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動S_dによる地震力又は静的地震力とを組み合わせる。*</p>	<p>c. 荷重の組合せ</p> <p>地震と組み合わせる荷重については, 「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」で設定している風及び積雪による荷重を考慮し, 以下のとおり設定する。【5条53】【50条67】</p> <p>(a) 建物・構築物((c)に記載のものを除く。)</p> <p>イ. Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの)が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については, 常時作用している荷重及び運転時(通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時)の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。【5条54】【50条68】</p> <p>ロ. Sクラスの建物・構築物については, 常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動S_dによる地震力又は静的地震力とを組み合わせる。*【5条55】</p> <p>ハ. 常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの)が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については, 常時作用している荷重, 設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち, 地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>(3) 荷重の組合せ</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>重大事故等による荷重は設計基準対象施設の耐震設計の考え方及び確率論的な考察を踏まえ、地震によって引き起こされるおそれのない事象による荷重として扱う。</p> <p>【50条69】</p>		
	<p>ニ. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれのない事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力（基準地震動S_s又は弾性設計用地震動S_dによる地震力）と組み合わせる。</p> <p>この組合せについては、事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に勘案のうえ設定する。なお、継続時間については対策の成立性も考慮したうえで設定する。</p> <p>以上を踏まえ、原子炉格納容器バウンダリを構成する施設（原子炉格納容器内の圧力、温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、一旦事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動S_dによる地震力とを組み合わせ、その状態から更に長期的に継続する事象による荷重と基準地震動S_sによる地震力を組み合わせる。</p> <p>なお、格納容器破損モードの評価シナリオのうち、原子炉圧力容器が破損する評価シナリオについては、重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しない想定として評価しており、本来は機能</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>(3) 荷重の組合せ</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>を期待できる高圧原子炉代替注水系又は低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能であることから基準地震動S_s及び弾性設計用地震動S_dによる地震力と組み合わせる荷重の設定において考慮しない。</p> <p>また、その他の施設については、一旦事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と基準地震動S_sによる地震力とを組み合わせる。</p> <p>【50条70】</p>		
<p>ホ. Bクラス及びCクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p> <p>注記*：原子炉格納容器バウンダリを構成する施設については、異常時圧力の最大値と弾性設計用地震動S_dによる地震力とを組み合わせる。</p>	<p>ホ. Bクラス及びCクラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p> <p>【5条56】 【50条71】</p> <p>注記*：原子炉格納容器バウンダリを構成する施設については、異常時圧力の最大値と弾性設計用地震動S_dによる地震力とを組み合わせる。【5条57】</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>(3) 荷重の組合せ</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p>
<p>(b) 機器・配管系</p> <p>イ. Sクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ. Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p>	<p>(b) 機器・配管系（(c)に記載のものを除く。）</p> <p>イ. Sクラスの機器・配管系及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。【5条58】 【50条72】</p> <p>ロ. Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。【5条59】</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>(3) 荷重の組合せ</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>ニ. Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、一旦事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。</p>	<p>ハ. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>重大事故等による荷重は設計基準対象施設の耐震設計の考え方及び確率論的な考察を踏まえ、地震によって引き起こされるおそれのない事象による荷重として扱う。</p> <p>【50条73】</p> <p>ニ. Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、一旦事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。【5条60】</p>		
	<p>ホ. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力（基準地震動S_s又は弾性設計用地震動S_dによる地震力）と組み合わせる。この組合せについては、事</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>(3) 荷重の組合せ</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に勘案のうえ設定する。なお、継続時間については対策の成立性も考慮したうえで設定する。</p> <p>以上を踏まえ、重大事故等時の状態で作用する荷重と地震力（基準地震動S_s又は弾性設計用地震動S_dによる地震力）との組合せについては、以下を基本方針とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備については、一旦事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動S_dによる地震力とを組み合わせ、その状態から更に長期的に継続する事象による荷重と基準地震動S_sによる地震力を組み合わせる。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（原子炉格納容器内の圧力、温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、一旦事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動S_dによる地震力とを組み合わせ、その状態から更に長期的に継続する事象による荷重と基準地震動S_sによる地震力を組み合わせる。なお、格納容器破損モードの評価シナリオのうち、原子炉圧力容器が破損する評価シナリオについては、重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しない想定として評価しており、本来は機能を期待できる高圧原子炉代替注水系又は低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能であることから基準地震動S_s及び弾性設計用地震動S_dによる地震力と組み合わせる荷重の設定において考慮しない。</p> <p>その他の施設については、一旦事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と基準地震動S_sによる地震力とを組み合わせる。</p>		

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	【50条74】		
<p>へ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p>	<p>へ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。【5条61】</p> <p>【50条75】</p> <p>ト. 炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能の確認においては、通常運転時の状態で燃料被覆管に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって燃料被覆管に作用する荷重と地震力を組み合わせる。【5条62】</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>(3) 荷重の組合せ</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p>
	<p>(c) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びにこれらが設置された建物・構築物</p> <p>イ. 津波防護施設並びに津波防護施設、浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と基準地震動S_sによる地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ. 浸水防止設備及び津波監視設備については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と基準地震動S_sによる地震力とを組み合わせる。浸水防止設備のうち隔離弁、ポンプ及び配管については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重並びに運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>(3) 荷重の組合せ</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.11 耐震設計の基本方針を準用して行う耐震評価</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、一旦事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。</p> <p>上記イ.及びロ.については、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動S_sによる地震力と津波による荷重の組合せを考慮する。また、津波以外による荷重については、「b.荷重の種類」に準じるものとする。</p> <p>【5条63】</p> <p>(d) 荷重の組合せ上の留意事項</p> <p>動的地震力については、水平2方向と鉛直方向の地震力とを適切に組み合わせるものとする。【5条64】【50条76】</p>		
<p>d. 許容限界</p> <p>各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は次のとおりとし、安全上適切と認められる規格及び基準又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>イ. Sクラスの建物・構築物</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動S_dによる地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>「建築基準法」等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>ただし、原子炉冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器バウンダリにおける長期的荷重との組合せを除く。）に対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(ロ) 基準地震動S_sによる地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、終局耐力に対し妥当な安</p>	<p>d. 許容限界</p> <p>各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は次のとおりとし、安全上適切と認められる規格及び基準又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。【50条77】</p> <p>(a) 建物・構築物（(c)に記載のものを除く。）</p> <p>イ. Sクラスの建物・構築物</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動S_dによる地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>「建築基準法」等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>ただし、原子炉冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器バウンダリにおける長期的荷重との組合せを除く。）に対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(ロ) 基準地震動S_sによる地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、終局耐力に対し妥当な安</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>(4) 許容限界</p> <p>VI-2-1-9 機能維持の基本方針</p> <p>3. 構造強度</p> <p>3.1 構造強度上の制限</p> <p>3.2 変位、変形の制限</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>全余裕を持たせることとする（評価項目はせん断ひずみ、応力等）。</p> <p>また、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。</p>	<p>全余裕を持たせることとする（評価項目はせん断ひずみ、応力等）。</p> <p>また、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。</p> <p>【5条65】</p>		
	<p>ロ. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物（チ.に記載のものを除く。）</p> <p>上記イ.（ロ）による許容限界とする。</p> <p>ただし、原子炉格納容器バウンダリを構成する施設の設計基準事故時の状態における長期的荷重と弾性設計用地震動S_dによる地震力との組合せに対する許容限界は上記イ.（イ）による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>【50条78】</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>(4) 許容限界</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p>
<p>ハ. Bクラス及びCクラスの建物・構築物（ト.及びリ.に記載のものを除く。）</p> <p>上記イ.（イ）による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>ニ. 耐震重要度分類の異なる施設を支持する建物・構築物（ヘ.及びト.に記載のものを除く。）</p> <p>上記イ.（ロ）を適用するほか、耐震重要度分類の異なる施設を支持する建物・構築物が、変形等に対して、その支持機能を損なわないものとする。</p>	<p>ハ. Bクラス及びCクラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物（ト.及びリ.に記載のものを除く。）</p> <p>上記イ.（イ）による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>【5条66】【50条79】</p> <p>ニ. 耐震重要度分類の異なる施設又は施設区分の異なる重大事故等対処施設を支持する建物・構築物（ト., チ. 及びリ.に記載のものを除く。）</p> <p>上記イ.（ロ）を適用するほか、耐震重要度分類の異なる施設又は施設区分の異なる重大事故等対処施設</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>(4) 許容限界</p> <p>5.2 機能維持</p> <p>(6) 支持機能の維持</p> <p>VI-2-1-9 機能維持の基本方針</p> <p>3. 構造強度</p> <p>3.1 構造強度上の制限</p> <p>3.2 変位, 変形の制限</p> <p>4. 機能維持</p> <p>4.6 支持機能の維持</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が維持されることを確認する際の地震動は、支持される施設に適用される地震動とする。</p> <p>を支持する建物・構築物が、変形等に対して、その支持機能を損なわないものとする。</p> <p>当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が維持されることを確認する際の地震動は、支持される施設に適用される地震動とする。</p> <p>【5条67】【50条80】</p>		
<p>ホ. 建物・構築物の保有水平耐力（ト.及びリ.に記載のものを除く。）</p> <p>建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力に対して耐震重要度分類に応じた安全余裕を有しているものとする。</p>	<p>ホ. 建物・構築物の保有水平耐力（ト.,チ.及びリ.に記載のものを除く。）</p> <p>建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力に対して耐震重要度分類又は重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類に応じた安全余裕を有しているものとする。</p> <p>ここでは、常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、上記における重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類をSクラスとする。</p> <p>【5条68】【50条81】</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>(4) 許容限界</p> <p>5.2 機能維持</p> <p>(3) 気密性の維持</p> <p>(4) 止水性の維持</p> <p>(5) 遮蔽性の維持</p> <p>(7) 通水機能及び貯水機能の維持</p> <p>VI-2-1-9 機能維持の基本方針</p> <p>3. 構造強度</p> <p>3.1 構造強度上の制限</p> <p>3.2 変位,変形の制限</p> <p>4. 機能維持</p> <p>4.3 気密性の維持</p> <p>4.4 止水性の維持</p> <p>4.5 遮蔽性の維持</p> <p>4.7 通水機能及び貯水機能の維持</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p>
<p>ヘ. 気密性,止水性,遮蔽性,通水機能,貯水機能を考慮する施設</p> <p>構造強度の確保に加えて気密性,止水性,遮蔽性,通水機能,貯水機能が必要な建物・構築物については、その機能を維持できる許容限界を適切に設定するものとする。</p>	<p>ヘ. 気密性,止水性,遮蔽性,通水機能,貯水機能を考慮する施設</p> <p>構造強度の確保に加えて気密性,止水性,遮蔽性,通水機能,貯水機能が必要な建物・構築物については、その機能を維持できる許容限界を適切に設定するものとする。【5条69】【50条82】</p>		
<p>ト. 屋外重要土木構造物</p> <p>(イ) 静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(ロ) 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>構造部材のうち、鉄筋コンクリート曲げについては、限界層間変形角,限界ひずみ,降伏曲げモーメント,曲げ耐力又は許容応力度等,面外せん断について</p>	<p>ト. 屋外重要土木構造物</p> <p>(イ) 静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(ロ) 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>構造部材のうち、鉄筋コンクリート曲げについては、限界層間変形角,限界ひずみ,降伏曲げモーメント,終局曲げモーメント又は短期許容応力度等,面外</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>(4) 許容限界</p> <p>5.2 機能維持</p> <p>(6) 支持機能の維持</p> <p>VI-2-1-9 機能維持の基本方針</p> <p>3. 構造強度</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>はせん断耐力又は許容応力度、面内せん断については限界せん断ひずみを許容限界とする。構造部材のうち、鋼材の曲げについては降伏曲げモーメント又は許容応力度、せん断については許容応力度を許容限界とする。なお、限界層間変形角、限界ひずみ、降伏曲げモーメント、曲げ耐力、限界せん断ひずみ及びせん断耐力に対し妥当な安全余裕を持たせることとし、それぞれの安全余裕については、各施設の機能要求等を踏まえ設定する。</p> <p>ト. その他の土木構造物</p> <p>安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p>	<p>せん断についてはせん断耐力又は短期許容応力度、面内せん断については限界せん断ひずみを許容限界とする。構造部材のうち、鋼材の曲げについては降伏曲げモーメント又は短期許容応力度、せん断については許容応力度を許容限界とする。なお、限界層間変形角、限界ひずみ、降伏曲げモーメント、終局曲げモーメント、限界せん断ひずみ及びせん断耐力に対し妥当な安全余裕を持たせることとし、それぞれの安全余裕については、各施設の機能要求等を踏まえ設定する。【5条70】</p> <p>チ. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物 上記ト.（ロ）による許容限界とする。 【50条83】</p> <p>リ. その他の土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。 【5条71】【50条84】</p>	<p>3.1 構造強度上の制限</p> <p>4. 機能維持</p> <p>4.4 止水性の維持</p> <p>4.6 支持機能の維持</p> <p>(2) 屋外重要土木構造物の支持機能の維持</p> <p>4.7 通水機能の維持</p> <p>4.8 貯水機能の維持</p>	
<p>(b) 機器・配管系</p> <p>イ. Sクラスの機器・配管系</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動S_dによる地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるものとする（評価項目は応力等）。</p> <p>ただし、原子炉冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器バウンダリ及び非常用炉心</p>	<p>(b) 機器・配管系（(c)に記載のものを除く。）</p> <p>イ. Sクラスの機器・配管系</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動S_dによる地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるものとする（評価項目は応力等）。</p> <p>ただし、原子炉冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器バウンダリ及び非常用炉心</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>(4) 許容限界</p> <p>5.2 機能維持</p> <p>(1) 動的機能維持</p> <p>(2) 電氣的機能維持</p> <p>(6) 支持機能の維持</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>冷却設備等における長期的荷重との組合せを除く。) に対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(ロ) 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。</p> <p>また、地震時又は地震後に動的機能又は電氣的機能が要求される機器については、基準地震動 S_s による応答に対して、試験等により確認されている機能確認済加速度等を許容限界とする。</p>	<p>冷却設備等における長期的荷重との組合せを除く。) に対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(ロ) 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。</p> <p>また、地震時又は地震後に動的機能又は電氣的機能が要求される機器については、基準地震動 S_s による応答に対して、試験等により確認されている機能確認済加速度等を許容限界とする。</p> <p>【5条72】</p>	<p>VI-2-1-9 機能維持の基本方針</p> <p>3. 構造強度</p> <p>3.1 構造強度上の制限</p> <p>3.2 変位、変形の制限</p> <p>4. 機能維持</p> <p>4.1 動的機能維持</p> <p>4.2 電氣的機能維持</p> <p>4.6 支持機能の維持</p>	
	<p>ロ. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設</p> <p>イ.(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>ただし、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備及び非常用炉心冷却設備等の弾性設計用地震動 S_d と設計基準事故時の状態における長期的荷重との組合せに対する許容限界は、イ.(イ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>【50条85】</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>(4) 許容限界</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p>
<p>ハ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるものとする（評価項目は応力等）。</p> <p>ニ. チャンネルボックス</p>	<p>ハ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるものとする（評価項目は応力等）。</p> <p>【5条73】【50条86】</p> <p>ニ. チャンネルボックス</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>(4) 許容限界</p> <p>5.2 機能維持</p> <p>(1) 動的機能維持</p> <p>VI-2-1-9 機能維持の基本方針</p> <p>3. 構造強度</p> <p>3.1 構造強度上の制限</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>チャンネルボックスは、地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の原子炉冷却材流路を維持できると及び過大な変形や破損を生ずることにより制御棒の挿入が阻害されないものとする。</p> <p>ホ. 主蒸気逃がし安全弁排気管及び主蒸気系（原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁より主蒸気止め弁まで）</p> <p>主蒸気逃がし安全弁排気管は基準地震動 S_s に対して、主蒸気系（原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁より主蒸気止め弁まで）は弾性設計用地震動 S_d に対してイ. (ロ) に示す許容限界を適用する。</p>	<p>チャンネルボックスは、地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の原子炉冷却材流路を維持できると及び過大な変形や破損を生ずることにより制御棒の挿入が阻害されないものとする。【5条74】</p> <p>ホ. 主蒸気逃がし安全弁排気管及び主蒸気系（原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁より主蒸気止め弁まで）</p> <p>主蒸気逃がし安全弁排気管は基準地震動 S_s に対して、主蒸気系（原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁より主蒸気止め弁まで）は弾性設計用地震動 S_d に対してイ. (ロ) に示す許容限界を適用する。【5条75】</p> <p>へ. 燃料被覆管</p> <p>炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能についての許容限界は、以下のとおりとする。</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるものとする。</p> <p>(ロ) 基準地震動 S_s による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないものとする。</p> <p>【5条76】</p>	<p>3.2 変位, 変形の制限</p> <p>4. 機能維持</p> <p>4.1 動的機能維持</p>	
	<p>(c) 津波防護施設, 浸水防止設備及び津波監視設備並びにこれらが設置された建物・構築物</p> <p>津波防護施設並びに津波防護施設, 浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、基準地震動 S_s による地震力に対して、当該施設及び建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）及び安定性について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能（津波防護機能, 浸水防止機能及び津波監視機能）が保持できる</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>5. 機能維持の基本方針</p> <p>5.1 構造強度</p> <p>(4) 許容限界</p> <p>5.2 機能維持</p> <p>(2) 電氣的機能維持</p> <p>(4) 止水性の維持</p> <p>(6) 支持機能の維持</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p> <p>4.11 耐震設計の基本方針を準用して行う耐震評価</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>ものとする（評価項目はせん断ひずみ、応力等）。</p> <p>浸水防止設備及び津波監視設備については、基準地震動S_sによる地震力に対して、その設備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）が保持できるものとする。さらに、浸水防止設備のうち隔離弁、ポンプ及び配管については、弾性設計用地震動S_dによる地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられることを確認する。</p> <p>【5条77】</p>	<p>VI-2-1-9 機能維持の基本方針</p> <p>3. 構造強度</p> <p>3.1 構造強度上の制限</p> <p>3.2 変位、変形の制限</p> <p>4. 機能維持</p> <p>4.2 電氣的機能維持</p> <p>4.4 止水性の維持</p> <p>4.6 支持機能の維持</p>	
	<p>(5) 設計における留意事項</p> <p>a. 波及的影響</p> <p>耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設（以下「上位クラス施設」という。）は、下位クラス施設の波及的影響によって、それぞれの安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。</p> <p>波及的影響については、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用して評価を行う。なお、地震動又は地震力の選定に当たっては、施設の配置状況、使用時間等を踏まえて適切に設定する。また、波及的影響においては水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用する場合に影響を及ぼす可能性のある施設、設備を選定し評価する。</p> <p>この設計における評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行う。</p> <p>【5条78】【5条79】【5条80】【5条81】【50条87】</p> <p>ここで、下位クラス施設とは、上位クラス施設の周辺にある上位クラス施設以外の施設（資機材等含む。）をいう。</p> <p>波及的影響を防止するよう現場を維持するため、保</p>	<p>VI-2-1-5 波及的影響に係る基本方針</p> <p>6. 工事段階における下位クラス施設の調査・検討</p> <p><下線部></p> <p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.4 耐震設計を行う設備の抽出</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p> <p>4.9 波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震評価</p> <p><下線部></p> <p>—</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>安規定に、機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。</p> <p>上位クラス施設に対する波及的影響については、以下に示す(a)～(d)の4つの事項から検討を行う。</p> <p>設計に当たっては、施設の配置、構成等の特徴を考慮することとし、下位クラス施設と上位クラス施設が物理的に分離されず設置される等、上位クラス施設の安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の確認において配慮を要する場合は、その特徴に留意して設計を行う。</p> <p>また、原子力発電所の地震被害情報等から新たに検討すべき事項が抽出された場合には、これを追加する。</p> <p>【5条82】【5条83】【5条84】</p>		
	<p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設に対する波及的影響については、以下に示す(a)～(d)の4つの事項について「耐震重要施設」を「常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設」に、「安全機能」を「重大事故等に対処するために必要な機能」に読み替えて適用する。</p> <p>【50条87】【50条88】</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>3. 耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分</p> <p>3.3 波及的影響に対する考慮</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.1 耐震設計の基本方針</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p> <p>4.9 波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震評価</p>
	<p>(a) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する不等沈下又は相対変位による影響</p> <p>イ. 不等沈下</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、不等沈下による耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>ロ. 相対変位</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に</p>	—	— (用語の定義のみ)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>対して、下位クラス施設と耐震重要施設の相対変位による耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>【5条85】</p> <p>(b) 耐震重要施設と下位クラス施設との接続部における相互影響</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、耐震重要施設に接続する下位クラス施設の損傷による耐震重要施設の安全機能への影響 【5条86】</p> <p>(c) 建物内における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、建物内の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設の安全機能への影響【5条87】</p> <p>(d) 屋外における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響</p> <p>耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、屋外の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設の安全機能への影響 【5条88】</p>		
	<p>b. 主要設備への地下水の影響</p> <p>防波壁の設置及び地盤改良を実施したことにより山から海に向かう地下水の流れが遮断され敷地内の地下水位が上昇するおそれがあることを踏まえ、建設時から地下水位低下設備を設置していた原子炉建物等の建物・構築物に作用する揚圧力の低減を目的とし、地下水位を一定の範囲に保持するための地下水位低下設備（浸水防護施設の設備と兼用）を新設する。地下水位低下設備は、揚水井戸（個数 1）及び多重化した揚水系統（揚水ポンプ（容量 216m³/h/個, 揚程 35m, 原動機出力 37kW, 個数 2/系統）、水位計（個数 1/系統, 計測範囲 EL-21.6m~EL-11.6m）、配管等）で構成する。</p> <p>耐震評価において、地下水位の影響を受ける施設のうち、原子炉建物等の建設時の設計において地下水位低下設備の機能を考慮している建物・構築物については、地下水位低下設備の機能を考慮した設計地下水位</p>	<p>VI-1-1-5-別添 2 設定根拠に関する説明書（別添）</p> <p>VI-2-別添 4-3 地下水位低下設備の耐震性についての計算書</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.4 耐震設計を行う設備の抽出</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p> <p>23. 地下水位低下設備の設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>を設定し水圧による影響を考慮する。</p> <p>なお、地下水位低下設備の機能に期待しない屋外重要土木構造物等については、自然水位より保守的に高く設定した水位又は地表面に設計地下水位を設定し水圧による影響を考慮する。</p> <p>地下水位低下設備は、基準地震動S_sによる地震力に対して、必要な機能が保持できる設計とするとともに、非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、地下水位低下設備の揚水系統1系統が機能喪失した場合や点検により運用が出来ない場合に備え、復旧用可搬ポンプを配備する。</p> <p>【5条89】【50条89】</p>		
	<p>(6) 緊急時対策所</p> <p>緊急時対策所については、基準地震動S_sによる地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。</p> <p>緊急時対策所については、耐震構造とし、基準地震動S_sによる地震力に対して、遮蔽性能を確保する。また、緊急時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所の換気設備の性能とあいまって十分な気密性を確保する。</p> <p>なお、地震力の算定方法及び荷重の組合せと許容限界については、「(3) 地震力の算定方法」及び「(4) 荷重の組合せと許容限界」に示す建物・構築物及び機器・配管系のものを適用する。</p> <p>【50条90】</p>	<p>VI-2-2 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-8 放射線管理施設の耐震性に関する説明書</p> <p>VI-2-12 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果</p> <p>3. 各施設における水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに対する影響評価結果</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.6 耐震設計上重要な設備を設置する施設の耐震設計</p> <p>4.10 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価</p>
	<p>2.1.2 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針</p> <p>耐震重要施設については、基準地震動S_sによる地震力により周辺斜面の崩壊の影響がないことが確認された場所に設置する。【5条90】</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>7. 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p>
	<p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が</p>	<p>VI-2-1-1 耐震設計の基本方針</p> <p>7. 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.5 耐震設計方針の明確化</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	設置される重大事故等対処施設については、基準地震動 S_s による地震力により周辺斜面の崩壊の影響がないことが確認された場所に設置する。【50条91】		
2.2 津波による損傷の防止 原子炉冷却系統施設の津波による損傷の防止の基本設計方針については、浸水防護施設の基本設計方針に基づく設計とする。	2.2 津波による損傷の防止 原子炉冷却系統施設の津波による損傷の防止の基本設計方針については、浸水防護施設の基本設計方針に基づく設計とする。	— 「浸水防護施設」の設工認添付説明書	5. 津波による損傷防止設計 VI-1-10-13 「浸水防護施設」の様式-1
2.3 外部からの衝撃による損傷の防止 設計基準対象施設は、発電所敷地で想定される風（台風）、凍結、積雪及び地滑りの自然現象（地震及び津波を除く。）又はその組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件においてその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他、供用中における運転管理等の運用上の適切な措置を講じる。	2.3 外部からの衝撃による損傷の防止 設計基準対象施設は、外部からの衝撃のうち自然現象による損傷の防止において、発電所敷地で想定される風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象の自然現象（地震及び津波を除く。）又は地震及び津波を含む自然現象の組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他、供用中における運転管理等の運用上の適切な措置を講じる。【7条共通1】	—	— (冒頭宣言)
	地震及び津波を含む自然現象の組合せについて、火山については積雪と風（台風）、基準地震動 S_s については積雪又は地滑り・土石流、基準津波については弾性設計用地震動 S_d-D と積雪の荷重を、施設の形状及び配置に応じて考慮する。【7条共通2】 地震、津波、地滑り・土石流と風（台風）の組合せについても、風荷重の影響が大きいと考えられるような構造や形状の施設については、組合せを考慮する。【7条共通3】 組み合わせる積雪深の大きさは、発電所に最も近い気象官署である松江地方気象台で観測された観測史上1位の月最深積雪である100cmとし、風速の大きさは「建築基準法」を準用して基準風速30m/sとする。 組み合わせる積雪深については、「建築基準法」に定められた平均的な積雪荷重を与えるための係数	—	— (用語の定義のみ)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	0.35を考慮する。【7条共通4】		
設計基準対象施設は、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）に対してその安全性が損なわれないよう、防護措置その他、対象とする発生源から一定の距離を置くことによる適切な措置を講じる。	設計基準対象施設は、外部からの衝撃のうち人為による損傷の防止において、発電所敷地又はその周辺において想定される火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落による火災）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害により発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）に対してその安全性が損なわれないよう、防護措置又は対象とする発生源から一定の距離を置くことによる適切な措置を講じる。 【7条共通5】	—	— (冒頭宣言)
想定される人為事象のうち、航空機の墜落については、防護設計の要否を判断する基準を超えないことを評価して設置（変更）許可を受けている。工事計画認可申請時に、設置（変更）許可申請時から、防護設計の要否を判断する基準を超えるような航空路の変更がないことを確認していることから、設計基準対象施設に対して防護措置その他の適切な措置を講じる必要はない。	想定される人為事象のうち、航空機の墜落については、防護設計の要否を判断する基準を超えないことを評価して設置（変更）許可を受けている。工事計画認可申請時に、設置（変更）許可申請時から、防護設計の要否を判断する基準を超えるような航空路の変更がないことを確認していることから、設計基準対象施設に対して防護措置その他の適切な措置を講じる必要はない。【7条共通6】	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 2. 基本方針 2.2 人為事象	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針
	なお、定期的に航空路の変更状況を確認し、防護措置の要否を判断することを保安規定に定めて管理する。【7条共通7】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	航空機の墜落及び爆発以外に起因する飛来物については、発電所周辺の社会環境からみて、発生源が設計基準対象施設から一定の距離が確保されており、設計基準対象施設が安全性を損なうおそれがないため、防護措置その他の適切な措置を講じる必要はない。【7条共通8】 また、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に対する防護措置には、設計基準対象施設が安全性を損なわないために必要な設計基準対象施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。【7条共通9】	—	— (用語の定義のみ)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止において、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に対して、「5.1.2 多様性、位置的分散等」及び「5.1.5 環境条件等」の基本設計方針に基づき、必要な機能が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じる。【7条共通10】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>設計基準対象施設又は重大事故等対処設備に対して講じる防護措置として設置する施設は、その設置状況並びに防護する施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備分類に応じた地震力に対し構造強度を確保し、外部からの衝撃を考慮した設計とする。【7条共通11】</p>	<p>VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 自然現象</p>	<p>6. 自然現象等への配慮に関する設計</p> <p>6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針</p>
	<p>2.3.1 外部からの衝撃より防護すべき施設</p> <p>設計基準対象施設が外部からの衝撃によりその安全性を損なうことがないように、外部からの衝撃より防護すべき施設は、設計基準対象施設のうち、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」で規定されている安全重要度分類のクラス1、クラス2及び安全評価上その機能に期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器とする。そのうえで、安全重要度分類のクラス1、クラス2及び安全評価上その機能に期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器に加え、それらを内包する建物を外部事象から防護する対象（以下「外部事象防護対象施設」という。）とする。</p> <p>また、外部事象防護対象施設の防護設計については、外部からの衝撃により外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼすおそれのある外部事象防護対象施設以外の施設についても考慮する。</p> <p>さらに、重大事故等対処設備についても、重大事故防止設備が、設計基準事故対処設備並びに燃料プールの冷却設備及び注水設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と同時に必要な機能が損</p>	<p>VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.3 外部からの衝撃により防護すべき施設</p> <p>VI-1-1-3-1-2 防護対象の範囲</p> <p>2. 防護対象の範囲</p> <p>2.3 外部からの衝撃より防護すべき施設の範囲</p>	<p>6. 自然現象等への配慮に関する設計</p> <p>6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針</p> <p>6.2 外部事象防護対象施設の範囲</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>なわれないことがないよう、外部からの衝撃より防護すべき施設に含める。</p> <p>上記以外の設計基準対象施設については、外部からの衝撃に対して機能を維持すること若しくは損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、その安全性を損なわない設計とする。【7条共通12】</p>		
<p>2.3.2 設計基準事故時に生じる荷重の組合せ</p> <p>科学的技術的知見を踏まえ、安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、特に自然現象（地震及び津波を除く。）の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器は、建物内に設置すること等により、当該施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象（地震及び津波を除く。）により作用する衝撃が設計基準事故時に生じる荷重と重なり合わない設計とする。</p>	<p>2.3.2 設計基準事故時及び重大事故等時に生じる荷重との組合せ</p> <p>科学的技術的知見を踏まえ、外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち、特に自然現象（地震及び津波を除く。）の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器は、建物内に設置すること、又は可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるように位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管すること等により、当該施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象（地震及び津波を除く。）により作用する衝撃が設計基準事故時及び重大事故等時に生じる荷重と重なり合わない設計とする。【7条共通13】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>具体的には、建物内に設置される外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備については、建物によって自然現象（地震及び津波を除く。）の影響を防止すること又は斜面からの離隔距離を確保し地滑り・土石流のおそれがない位置に設置することにより、設計基準事故又は重大事故等が発生した場合でも、自然現象（地震及び津波を除く。）による影響を受けない設計とする。</p> <p>屋外に設置されている外部事象防護対象施設については、設計基準事故が発生した場合でも、機器の運転圧力や温度等が変わらないため、設計基準事故時荷</p>	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>重が発生するものではなく、自然現象（地震及び津波を除く。）による衝撃と重なることはない。</p> <p>屋外に設置される重大事故等対処設備について、竜巻に対しては位置的分散を考慮した配置とするなど、重大事故等が発生した場合でも、重大事故等時の荷重と自然現象（地震及び津波を除く。）による衝撃を同時に考慮する必要のない設計とする。</p> <p>したがって、自然現象（地震及び津波を除く。）による衝撃と設計基準事故又は重大事故等時の荷重は重なることのない設計とする。【7条共通14】</p>		
<p>2.3.3 設計方針</p> <p>以下に自然現象（地震及び津波を除く。）に係る設計方針を示す。</p>	<p>2.3.3 設計方針</p> <p>外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備は、以下の自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に係る設計方針に基づき設計する。</p> <p>人為事象のうち火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落による火災）及び有毒ガスの設計方針については「(2)a. 外部火災」の設計方針に基づき設計する。【7条共通15】</p> <p>なお、危険物を搭載した車両については、燃料輸送車両の火災・爆発として近隣工場等の火災・爆発及び有毒ガスの中で取り扱う。【7条共通16】</p>	—	— (冒頭宣言)
(1) 自然現象	<p>(1) 自然現象</p> <p>a. 竜巻</p> <p>外部事象防護対象施設は竜巻防護に係る設計時に、設置（変更）許可を受けた最大風速92m/sの竜巻（以下「設計竜巻」という。）が発生した場合について竜巻より防護すべき施設に作用する荷重を設定し、外部事象防護対象施設が安全機能を損なわないよう、それぞれの施設の設置状況等を考慮して影響評価を実施し、外部事象防護対象施設が安全機能を損なうおそれがある場合は、影響に応じた防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。【7条竜巻1】</p> <p>また、重大事故等対処設備は、建物内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の</p>	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。【7条竜巻2】</p> <p>さらに、外部事象防護対象施設に機械的・機能的な波及的影響を及ぼす可能性がある施設の影響及び竜巻の随件事象による影響について考慮した設計とする。【7条竜巻3】</p>		
	<p>なお、定期的に新知見の確認を行い、新知見が得られた場合に評価を行うことを保安規定に定めて管理する。【7条竜巻4】</p>	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	<p>(a) 影響評価における荷重の設定</p> <p>構造強度評価においては、風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重並びに竜巻以外の荷重を適切に組み合わせた設計荷重を設定する。【7条竜巻5】</p> <p>風圧力による荷重及び気圧差による荷重としては、設計竜巻の特性値に基づいて設定する。【7条竜巻6】</p> <p>飛来物の衝撃荷重としては、設置（変更）許可を受けた設計飛来物である鋼製材（長さ 4.2 m×幅 0.3 m×高さ 0.2 m、質量 135 kg、飛来時の水平速度 51 m/s、飛来時の鉛直速度 34 m/s）よりも運動エネルギー又は貫通力が大きな重大事故等対処設備、資機材等は設置場所及び障害物の有無を考慮し、固縛、固定又は外部事象防護対象施設からの離隔を実施すること、並びに車両については構内管理及び退避を実施することにより飛来物とならない措置を講じることから、設計飛来物が衝突する場合の荷重を設定することを基本とする。</p> <p>さらに、設計飛来物に加えて、竜巻の影響を考慮する施設の設置状況その他環境状況を考慮し、評価に用いる飛来物の衝突による荷重を設定する。【7条竜巻7】</p>	<p>VI-1-1-3-3-1 竜巻への配慮に関する基本方針</p> <p>2. 竜巻防護に関する基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.2 設計竜巻及び設計飛来物の設定</p>	<p>6. 自然現象等への配慮に関する設計</p> <p>6.3 竜巻</p>
	<p>なお、飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設計飛来物である鋼製材よりも大きな重大事故等対処設備、資機材等については、その保管場所、設置場所</p>	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	及び障害物の有無を考慮し、外部事象防護対象施設及び飛来物の衝突により外部事象防護対象施設の安全機能を損なわないよう防護措置として設置する施設（以下「竜巻防護対策設備」という。）に衝突し、外部事象防護対象施設の機能に影響を及ぼす可能性がある場合には、固縛、固定又は外部事象防護対象施設からの離隔によって浮き上がり又は横滑りにより外部事象防護対象施設の機能に影響を及ぼすような飛来物とならない設計とする。【7条竜巻8】		
	重大事故等対処設備、資機材等の固縛、固定又は外部事象防護対象施設からの離隔を実施すること、並びに車両については構内管理及び退避を実施することを保安規定に定めて管理する。【7条竜巻9】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	(b) 竜巻に対する影響評価及び竜巻防護対策 屋外の外部事象防護対象施設（建物を除く。）は、安全機能を損なわないよう、設計荷重に対して外部事象防護対象施設の構造強度評価を実施し、要求される機能を維持する設計とすることを基本とする。【7条竜巻10】	VI-1-1-3-3-3 竜巻防護に関する施設の設計方針 3. 要求機能及び性能目標 3.1 外部事象防護対象施設 (1) 屋外の外部事象防護対象施設（建物等を除く。） 別添1 竜巻への配慮が必要な施設の強度計算書	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.3 竜巻 12. 材料及び構造に係る設計 12.2 竜巻への配慮が必要な施設の強度評価
	外部事象防護対象施設（建物を除く。）及び重大事故等対処設備を内包する建物については、設計荷重に対する構造強度評価を実施し、内包する外部事象防護対象施設（建物を除く。）及び重大事故等対処設備の機能を損なわないよう、飛来物が、内包する外部事象防護対象施設（建物を除く。）及び重大事故等対処設備に衝突することを防止可能な設計とすることを基本とする。【7条竜巻11】	VI-1-1-3-3-3 竜巻防護に関する施設の設計方針 2. 設計の基本方針 3. 要求機能及び性能目標 3.1 外部事象防護対象施設 (2) 竜巻より防護すべき施設を内包する施設（建物等） VI-3-別添1 竜巻への配慮が必要な施設の強度計算書	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.3 竜巻 12. 材料及び構造に係る設計 12.2 竜巻への配慮が必要な施設の強度評価
	飛来物が、内包する外部事象防護対象施設（建物を除く。）及び重大事故等対処設備に衝突し、その機能を損なうおそれがある場合には、防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。【7条竜巻12】	—	— (冒頭宣言)
	屋内の外部事象防護対象施設については、設計荷重	VI-1-1-3-3-1 竜巻への配慮に関する基本方針	6. 自然現象等への配慮に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>に対して安全機能を損なわないよう、外部事象防護対象施設（建物を除く。）を内包する建物により防護する設計とすることを基本とし、外気と繋がっている屋内の外部事象防護対象施設及び建物等による飛来物の防護が期待できない屋内の外部事象防護対象施設は、加わるおそれがある設計荷重に対して外部事象防護対象施設の構造強度評価を実施し、安全機能を損なわないよう、要求される機能を維持する設計とすることを基本とする。【7条竜巻13】</p>	<p>2. 竜巻防護に関する基本方針 2.1 基本方針 2.1.3 竜巻の影響を考慮する施設の竜巻防護設計方針 (1) 設計方針 VI-1-1-3-3-3 竜巻防護に関する施設の設計方針 2. 設計の基本方針 3. 要求機能及び性能目標 3.1 外部事象防護対象施設 (3) 外気と繋がっている屋内の外部事象防護対象施設 別添1 竜巻への配慮が必要な施設の強度計算書</p>	<p>6.3 竜巻 12.材料及び構造に係る設計 12.2 竜巻への配慮が必要な施設の強度評価</p>
	<p>外部事象防護対象施設の安全機能を損なうおそれがある場合には、防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。【7条竜巻14】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>屋外の重大事故等対処設備は、竜巻による風圧力による荷重に対し、設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を考慮した配置とすることにより、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮する設計とする。【7条竜巻15】</p>	<p>VI-1-1-3-3-1 竜巻への配慮に関する基本方針 2. 竜巻防護に関する基本方針 2.1 基本方針 2.1.3 竜巻の影響を考慮する施設の竜巻防護設計方針 (1) 設計方針</p>	<p>6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.3 竜巻</p>
	<p>また、飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設計飛来物よりも大きな屋外の重大事故等対処設備は、その保管場所及び設置場所を考慮し、外部事象防護対象施設及び竜巻防護対策設備に衝突し、外部事象防護対象施設の機能に影響を及ぼす可能性がある場合には、浮き上がり又は横滑りを拘束することにより、飛来物とならない設計とする。 ただし、<u>浮き上がり又は横滑りを拘束する車両等の重大事故等対処設備のうち、地震時の移動等を考慮して地震後の機能を維持する設備は、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう、たるみを有</u></p>	<p>VI-1-1-3-3-1 竜巻への配慮に関する基本方針 2. 竜巻防護に関する基本方針 2.1 基本方針 2.1.3 竜巻の影響を考慮する施設の竜巻防護設計方針 (1) 設計方針 <下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.3 竜巻 <下線部> —</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	する固縛で拘束する。【7条竜巻16】		
	<p>屋内の重大事故等対処設備は、竜巻による風圧力による荷重に対し、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう、重大事故等対処設備を内包する建物により防護する設計とすることを基本とする。【7条竜巻17】</p>	<p>VI-1-1-3-3-1 竜巻への配慮に関する基本方針</p> <p>2. 竜巻防護に関する基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.3 竜巻の影響を考慮する施設の竜巻防護設計方針</p> <p>(1) 設計方針</p>	<p>6. 自然現象等への配慮に関する設計</p> <p>6.3 竜巻</p>
	<p>防護措置として設置する竜巻防護対策設備としては、竜巻防護ネット（硬鋼線材（線径φ4mm、網目寸法40mm）、鋼製枠及び架構により構成）、竜巻防護鋼板（炭素鋼（板厚20mm以上）及び架構又は特殊鋼板（板厚□以上）及び架構により構成）及び鋼製扉（炭素鋼（板厚24mm以上））を設置し、内包する外部事象防護対象施設の機能を損なわないよう、外部事象防護対象施設の機能喪失に至る可能性のある飛来物が外部事象防護対象施設に衝突することを防止する設計とする。</p> <p>竜巻防護対策設備は、地震時において外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼさない設計とする。【7条竜巻18】</p>	<p>VI-1-1-3-3-3 竜巻防護に関する施設の設計方針</p> <p>4. 機能設計</p> <p>4.3 竜巻防護対策設備</p> <p>(1) 竜巻防護ネット（取水槽海水ポンプエリア、建物開口部）の設計方針</p> <p>(2) 竜巻防護鋼板（取水槽海水ポンプエリア及び循環水ポンプエリア、燃料移送ポンプエリア並びに建物開口部）の設計方針</p> <p>(3) 架構の設計方針（取水槽海水ポンプエリア及び循環水ポンプエリア、燃料移送ポンプエリア並びに建物開口部）</p> <p>VI-2-1-5 波及的影響に係る基本方針</p> <p>4. 波及的影響の設計対象とする下位クラス施設</p> <p>4.3 建物内施設の損傷、転倒、落下等の観点</p> <p>4.4 屋外施設の損傷、転倒、落下等の観点</p> <p>VI-2-11-1 波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震性についての計算書</p> <p>別添1 竜巻への配慮が必要な施設の強度計算書</p>	<p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.9 波及的影響を及ぼすおそれのある施設の耐震評価</p> <p>6. 自然現象等への配慮に関する設計</p> <p>6.3 竜巻</p> <p>12. 材料及び構造に係る設計</p> <p>12.2 竜巻への配慮が必要な施設の強度評価</p>
	<p>また、外部事象防護対象施設は、設計荷重により、機械的・機能的な波及的影響及び竜巻の随件事象による影響により機能を損なわない設計とする。【7条竜巻19】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>外部事象防護対象施設に対して、重大事故等対処設備を含めて機械的影響を及ぼす可能性がある施設は、設計荷重に対し、当該施設の倒壊、損壊等により外部</p>	<p>VI-1-1-3-3-3 竜巻防護に関する施設の設計方針</p> <p>4. 機能設計</p> <p>4.4 外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼす可</p>	<p>6. 自然現象等への配慮に関する設計</p> <p>6.3 竜巻</p> <p>12. 材料及び構造に係る設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	事象防護対象施設に損傷を与えない設計とする。【7条竜巻20】	<p>能性がある施設</p> <p>(1) 機械的影響を及ぼす可能性がある施設</p> <p>別添1 竜巻への配慮が必要な施設の強度計算書</p>	12.2 竜巻への配慮が必要な施設の強度評価
	当該施設が機能喪失に陥った場合に外部事象防護対象施設も機能喪失させる機能的影響を及ぼす可能性がある施設は、設計荷重に対し、必要な機能を維持する設計とすることを基本とする。【7条竜巻21】	—	— (冒頭宣言)
	取水槽ガントリクレーンは、竜巻の襲来が予測される場合には、クレーン作業を中止し、外部事象防護対象施設に影響を及ぼさないように係留位置へ固定を行う運用等を保安規定に定めて管理する。【7条竜巻22】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	<p>竜巻随件事象を考慮する施設は、過去の竜巻被害の状況及び発電所における施設の配置から竜巻の随件事象として想定される火災、溢水及び外部電源喪失による影響を考慮し、竜巻の随件事象に対する影響評価を実施し、外部事象防護対象施設に竜巻による随件事象の影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>竜巻随伴による火災に対しては、火災による損傷の防止における想定に包絡される設計とする。</p> <p>また、竜巻随伴による溢水に対しては、溢水による損傷の防止における溢水量の想定に包絡される設計とする。</p> <p>さらに、竜巻随伴による外部電源喪失に対しては、非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）による電源供給が可能な設計とする。【7条竜巻23】</p>	<p>VI-1-1-3-3-3 竜巻防護に関する施設の設計方針</p> <p>3. 要求機能及び性能目標</p> <p>3.4 外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある施設</p> <p>(3) 性能目標</p> <p>4. 機能設計</p> <p>4.4 外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼす可能性がある施設</p> <p>(2) 機能的影響を及ぼす可能性がある施設</p>	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.3 竜巻
	<p>b. 火山</p> <p>外部事象防護対象施設は、発電所の運用期間中において発電所の安全機能に影響を及ぼし得る火山事象として設置（変更）許可を受けた降下火砕物の特性を設定し、その降下火砕物が発生した場合においても、外部事象防護対象施設が安全機能を損なうおそれが</p>	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>ない設計とする。【7条火山1】</p> <p>重大事故等対処設備は、建物内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。【7条火山2】</p>		
	<p>なお、定期的に新知見の確認を行い、新知見が得られた場合に評価することを保安規定に定めて管理する。【7条火山3】</p>	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	<p>(a) 防護設計における降下火砕物の特性の設定</p> <p>設計に用いる降下火砕物は、設置（変更）許可を受けた層厚56cm、粒径4.0mm以下、密度0.7g/cm³（乾燥状態）～1.5g/cm³（湿潤状態）と設定する。【7条火山4】</p>	—	— (用語の定義のみ)
	<p>(b) 降下火砕物に対する防護対策</p> <p>降下火砕物の影響を考慮する施設は、降下火砕物による「直接的影響」及び「間接的影響」に対して、以下の適切な防護措置を講じることで必要な機能を損なうおそれがない設計とする。【7条火山5】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>イ. 直接的影響に対する設計方針</p> <p>(イ) 構造物への荷重</p> <p>外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち、屋外に設置している施設並びに防護措置として設置する火山防護対策設備については、降下火砕物が堆積しやすい構造を有する場合には荷重による影響を考慮する。【7条火山6】</p>	<p>VI-1-1-3-4-1 火山への配慮に関する基本方針</p> <p>2. 火山防護に関する基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.3 降下火砕物の影響に対する設計方針</p> <p>(1) 設計方針</p> <p>a. 構造物への荷重に対する設計方針</p> <p>(2) 荷重の組合せ及び許容限界</p> <p>a. 荷重の種類</p> <p>b. 荷重の組合せ</p> <p>VI-3-別添2 火山への配慮が必要な施設の強度計算書</p>	<p>6. 自然現象等への配慮に関する設計</p> <p>6.4 火山の影響</p> <p>12. 材料及び構造に係る設計</p> <p>12.3 火山への配慮が必要な施設の強度評価</p>
	<p>これらの施設については、降下火砕物を除去することにより、降下火砕物による荷重並びに火山と組み合わせる積雪及び風（台風）の荷重を短期的な荷重とし</p>	<p>VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針</p> <p>3. 外部からの衝撃への配慮</p>	<p>6. 自然現象等への配慮に関する設計</p> <p>6.4 火山の影響</p> <p>12. 材料及び構造に係る設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>て考慮し、機能を損なうおそれがないよう構造健全性を維持する設計とする。【7条火山7】</p> <p>なお、降下火砕物が長期的に堆積しないよう、当該施設に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。【7条火山8】</p>	<p>3.1 自然現象</p> <p>3.1.1 自然現象に対する具体的な設計上の配慮</p> <p>(6) 積雪</p> <p>VI-1-1-3-4-1 火山への配慮に関する基本方針</p> <p>2. 火山防護に関する基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.3 降下火砕物の影響に対する設計方針</p> <p>(1) 設計方針</p> <p>a. 構造物への荷重に対する設計方針</p> <p>(2) 荷重の組合せ及び許容限界</p> <p>VI-1-1-3-4-3 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針</p> <p>3. 施設分類</p> <p>3.1 降下火砕物の影響を考慮する施設と影響因子との関連</p> <p>4. 要求機能及び性能目標</p> <p>4.1 構造物への荷重を考慮する施設</p> <p>(3) 性能目標</p> <p>a. 設備</p> <p>(a) 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ</p> <p>(b) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関給気口</p> <p>(c) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関排気消音器及び排気管</p> <p>b. 建物等</p> <p>(a) 原子炉建物</p> <p>(b) 制御室建物</p> <p>(c) タービン建物</p> <p>(d) 廃棄物処理建物</p> <p>(e) 排気筒モニタ室</p>	12.3 火山への配慮が必要な施設の強度評価

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		(f) ディーゼル燃料貯蔵タンク室及びB-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽 c. 火山防護対策設備 (a) 取水槽循環水ポンプエリア防護対策設備 (b) ディーゼル燃料移送ポンプ防護対策設備 VI-3-別添2 火山への配慮が必要な施設の強度計算書 <下線部> 運用に関する記載であり，保安規定にて対応	<下線部> —
	屋内の重大事故等対処設備については，降下火砕物による短期的な荷重により機能を損なわないように，降下火砕物による組合せを考慮した荷重に対し安全裕度を有する建物内に設置する設計とする。【7条火山9】	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 2. 基本方針 2.1 自然現象	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.4 火山の影響
	屋外の重大事故等対処設備については，降下火砕物による荷重により機能を損なわないように，降下火砕物を適宜除去することにより，設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。【7条火山10】 なお，降下火砕物により必要な機能を損なうおそれがないよう， <u>屋外の重大事故等対処設備に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。</u> 【7条火山11】	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 2. 基本方針 2.1 自然現象 VI-1-1-3-4-3 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針 3. 施設分類 3.1 降下火砕物の影響を考慮する施設と影響因子との関連 <下線部> 運用に関する記載であり，保安規定にて対応	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.4 火山の影響 <下線部> —
	(ロ) 閉塞 i. 水循環系の閉塞 外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち，降下火砕物を含む海水の流路となる施設については，降下火砕物	VI-1-1-3-4-3 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針 5. 機能設計 5.2 水循環系の閉塞を考慮する施設 (1) 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.4 火山の影響

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物の粒径に対し十分な大きさの流路を設けることにより、水循環系の狭隘部が閉塞しない設計とする。【7条火山12】	機海水ポンプの設計方針 (2) 原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナの設計方針 (3) 原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の設計方針 (4) 取水設備（除じん機）の設計方針	
	ii. 換気系、電気系及び計測制御系に対する機械的影響（閉塞） 外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち、降下火砕物を含む空気の流路となる換気空調設備（中央制御室空調換気系、原子炉建物付属棟空調換気系）については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、外気取入口にフィルタを設置することにより、フィルタメッシュより大きな降下火砕物が内部に侵入しにくい設計とし、さらに降下火砕物がフィルタに付着した場合でも取替え又は清掃が可能な構造とすることで、降下火砕物により閉塞しない設計とする。【7条火山13】	VI-1-1-3-4-3 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針 5. 機能設計 5.3 換気系、電気系及び計測制御系における閉塞を考慮する施設 (4) 換気空調設備（中央制御室空調換気系、原子炉建物付属棟空調換気系）（外気取入口）の設計方針	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.4 火山の影響
	換気空調設備（中央制御室空調換気系、原子炉建物付属棟空調換気系）以外の降下火砕物を含む空気の流路となる換気系、電気系及び計測制御系の施設についても、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物が侵入しにくい構造、又は降下火砕物が侵入した場合でも、降下火砕物により流路が閉塞しない設計とする。【7条火山14】	VI-1-1-3-4-3 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針 5. 機能設計 5.3 換気系、電気系及び計測制御系における閉塞を考慮する施設 (1) 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの設計方針 (2) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関の設計方針 (3) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプの設計方針 (5) 排気筒（空調換気系用、非常用ガス処理系用）の設計方針	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.4 火山の影響

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		(6) 排気筒モニタの設計方針	
	なお、降下火砕物により閉塞しないよう給気隔離弁の閉止、換気空調設備の停止又は系統隔離運転モードとすること等を保安規定に定めて管理する。【7条火山15】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	(ハ) 摩耗 i. 水循環系の内部における摩耗 外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設の内部における摩耗については、主要な降下火砕物は砂と同等又は砂より硬度が低くもろいことから、摩耗による影響は小さいが、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、定期的な内部点検及び日常保守管理により、摩耗しにくい設計とする。【7条火山16】	—	— (冒頭宣言)
	なお、降下火砕物により摩耗が進展しないよう、日常保守管理における点検及び必要に応じた補修の実施を保安規定に定めて管理する。【7条火山17】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	ii. 換気系、電気系及び計測制御系に対する機械的影響（摩耗） 外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち、降下火砕物を含む空気を取り込みかつ摺動部を有する換気系、電気系及び計測制御系の施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物が侵入しにくい構造とすること又は摩耗しにくい材料を使用することにより、摩耗しにくい設計とする。【7条火山18】	VI-1-1-3-4-3 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針 5. 機能設計 5.4 水循環系、換気系、電気系及び計測制御系における摩耗を考慮する施設 (4) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関の設計方針 (5) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプの設計方針 (6) 換気空調設備（中央制御室空調換気系、原子炉建物付棟空調換気系）（外気取入口）の設計方針	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.4 火山の影響
	なお、降下火砕物により摩耗が進展しないよう、給気隔離弁の閉止、換気空調設備の停止等を保安規定に定めて管理する。【7条火山19】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>(二) 腐食</p> <p>i. 構造物の化学的影響(腐食)</p> <p>外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち、屋外に設置している施設並びに防護措置として設置する火山防護対策設備については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。【7条火山20】</p>	<p>VI-1-1-3-4-3 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針</p> <p>5. 機能設計</p> <p>5.5 構造物、水循環系、換気系、電気系及び計測制御系における腐食を考慮する施設</p> <p>(1) 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの設計方針</p> <p>(2) 原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナの設計方針</p> <p>(4) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関の設計方針</p> <p>(5) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプの設計方針</p> <p>(8) 排気筒(空調換気系用、非常用ガス処理系用)の設計方針</p> <p>(9) 排気筒モニタの設計方針</p> <p>(10) 原子炉建物の設計方針</p> <p>(11) 制御室建物の設計方針</p> <p>(12) タービン建物の設計方針</p> <p>(13) 廃棄物処理建物の設計方針</p> <p>(14) 排気筒モニタ室の設計方針</p> <p>(15) ディーゼル燃料貯蔵タンク室及びB-ディーゼル燃料貯蔵タンク格納槽の設計方針</p> <p>(16) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関排気消音器及び排気管の設計方針</p> <p>(18) 取水槽循環水ポンプエリア防護対策設備の設計方針</p> <p>(19) ディーゼル燃料移送ポンプ防護対策設備の設計方針</p>	<p>6. 自然現象等への配慮に関する設計</p> <p>6.4 火山の影響</p>
	<p>なお、降下火砕物により長期的な腐食の影響が生じないよう、日常保守管理における点検及び補修の実施</p>	<p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>—</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	を保安規定に定めて管理する。【7条火山 21】		
	屋内の重大事故等対処設備については、降下火砕物による短期的な腐食により機能を損なわないように、耐食性のある塗装を実施した建物内に設置する設計とする。【7条火山 22】	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 2. 基本方針 2.1 自然現象	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.4 火山の影響
	屋外の重大事故等対処設備については、降下火砕物を適宜除去することにより、降下火砕物による腐食に対して、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。【7条火山 23】 なお、降下火砕物により腐食の影響が生じないように、屋外の重大事故等対処設備に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。【7条火山 24】	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 2. 基本方針 2.1 自然現象 VI-1-1-3-4-3 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針 3. 施設分類 3.1 降下火砕物の影響を考慮する施設と影響因子との関連 <下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.4 火山の影響 <下線部> —
	ii. 水循環系の化学的影響（腐食） 外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。【7条火山 25】	VI-1-1-3-4-3 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針 5. 機能設計 5.5 構造物、水循環系、換気系、電気系及び計測制御系における腐食を考慮する施設 (1) 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの設計方針 (2) 原子炉補機海水ストレーナ及び高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナの設計方針 (3) 原子炉補機冷却系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器の設計方針(17) 取水設備（除じん装置）の設計方針	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.4 火山の影響
	なお、降下火砕物により長期的な腐食の影響が生じないように、日常保守管理における点検及び補修の実施を保安規定に定めて管理する。【7条火山 26】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	iii. 換気系、電気系及び計測制御系に対する化学的	VI-1-1-3-4-3 降下火砕物の影響を考慮する施設の	6. 自然現象等への配慮に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>影響（腐食）</p> <p>外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち、降下火砕物を含む空気の流路となる施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物が侵入しにくい構造とすること、耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。【7条火山27】</p>	<p>設計方針</p> <p>5. 機能設計</p> <p>5.5 構造物、水循環系、換気系、電気系及び計測制御系における腐食を考慮する施設</p> <p>(1) 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの設計方針</p> <p>(4) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関の設計方針</p> <p>(5) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプの設計方針</p> <p>(6) 換気空調設備（中央制御室空調換気系、原子炉建物付属棟空調換気系）（外気取入口）の設計方針</p> <p>(7) 計測制御系統施設（安全保護系盤）及び非常用電源設備（計装用無停電交流電源装置及びロードセンタ）の設計方針</p> <p>(9) 排気筒モニタの設計方針</p>	6.4 火山の影響
	<p>なお、降下火砕物により長期的な腐食の影響が生じないよう、日常保守管理における点検、補修の実施等を保安規定に定めて管理する。【7条火山28】</p>	<p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	—
	<p>(ホ) 発電所周辺の大気汚染</p> <p>外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち、中央制御室空調換気系については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、バグフィルタを設置することにより、降下火砕物が中央制御室（1, 2号機共用（以下同じ。））に侵入しにくい設計とする。【7条火山29】</p>	<p>VI-1-1-3-4-3 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針</p> <p>5. 機能設計</p> <p>5.6 発電所周辺の大気汚染を考慮する施設</p> <p>(1) 換気空調設備（中央制御室空調換気系）の設計方針</p>	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.4 火山の影響
	<p>また、中央制御室空調換気系については、給気隔離弁の閉止及び系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室内への降下火砕物の侵入を防止する。さらに外気取入遮断時において、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施し、室内の居住性を確保する設計とする。【7条火山30】</p>	<p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>なお、降下火砕物による中央制御室の大気汚染を防止するよう系統隔離運転モードとすること等を保安規定に定めて管理する。【7条火山31】</p>		
	<p>(へ) 絶縁低下 外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち、空気を取り込む機構を有する電気系及び計測制御系の盤の絶縁低下については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、計測制御系統施設（安全保護系盤）、非常用電源設備（計装用無停電交流電源装置及びロードセンタ）の設置場所の換気空調設備にバグフィルタを設置することにより、降下火砕物が侵入しにくい設計とする。【7条火山32】</p>	<p>VI-1-1-3-4-3 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針 5. 機能設計 5.7 絶縁低下を考慮する施設 (1) 計測制御系統施設（安全保護系盤）及び非常用電源設備（計装用無停電交流電源装置及びロードセンタ）の設計方針</p>	<p>6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.4 火山の影響</p>
	<p>なお、中央制御室空調換気系については、降下火砕物による安全保護系盤等の絶縁低下を防止するよう、給気隔離弁の閉止及び系統隔離運転モードとすること等を保安規定に定めて管理する。【7条火山33】</p>	<p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>—</p>
	<p>ロ. 間接的影響に対する設計方針 降下火砕物による間接的影響である長期（7日間）の外部電源喪失及び発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象に対し発電用原子炉及び燃料プールの安全性を損なわないようにするために、7日間の電源供給が継続できるよう、非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）の燃料を貯蔵するためのディーゼル燃料貯蔵タンク及び燃料を移送するためのディーゼル燃料移送ポンプ等を降下火砕物の影響を受けないよう設置する設計とする。【7条火山34】</p>	<p>VI-1-1-3-4-3 降下火砕物の影響を考慮する施設の設計方針 5. 機能設計 5.8 間接的影響を考慮する施設 (1) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関の設計方針 (2) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料貯蔵タンクの設計方針 (3) 非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル燃料移送ポンプの設計方針</p>	<p>6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.4 火山の影響</p>
<p>c. 風（台風） 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、風荷重を建築基準法に基づき設定し、防護する設計とする。</p>	<p>c. 風（台風） 外部事象防護対象施設は、設計基準風速による風荷重に対して、機械的強度を有することにより、安全機能を損なわない設計とする。【7条風1】</p>	<p>VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 3. 外部からの衝撃への配慮 3.1 自然現象</p>	<p>6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		3.1.1 自然現象に対する具体的な設計上の配慮 (2) 風(台風)	
	重大事故等対処設備は、建物内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに、環境条件等を考慮することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。【7条風2】	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 3. 外部からの衝撃への配慮 3.1 自然現象 3.1.1 自然現象に対する具体的な設計上の配慮 (2) 風(台風)	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針
d. 凍結 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、凍結に対して、最低気温を考慮し、屋外機器で凍結のおそれのあるものは必要に応じて凍結防止対策を行う設計とする。	d. 凍結 外部事象防護対象施設は、設計基準温度による凍結に対して、屋内設備については換気空調設備により環境温度を維持し、屋外設備については保温等の凍結防止対策を必要に応じて行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。【7条凍結1】	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 3. 外部からの衝撃への配慮 3.1 自然現象 3.1.1 自然現象に対する具体的な設計上の配慮 (4) 凍結	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針
	重大事故等対処設備は、建物内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに、環境条件等を考慮することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。【7条凍結2】	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 3. 外部からの衝撃への配慮 3.1 自然現象 3.1.1 自然現象に対する具体的な設計上の配慮 (4) 凍結	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針
	e. 降水 外部事象防護対象施設は、設計基準降水量の降水による浸水に対して、設計基準降水量を上回る排水能力を有する構内排水路による海域への排水及び建物止水処置を行うとともに、設計基準降水量の降水による荷重に対して、排水口による海域への排水を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。【7条降水1】	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 3. 外部からの衝撃への配慮 3.1 自然現象 3.1.1 自然現象に対する具体的な設計上の配慮 (5) 降水	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針
	重大事故等対処設備は、建物内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに、環境条件等を考慮することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。【7条降水2】	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 3. 外部からの衝撃への配慮 3.1 自然現象 3.1.1 自然現象に対する具体的な設計上の配慮 (5) 降水	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
f. 積雪 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，積雪荷重を建築基準法に基づき設定し，防護する設計とする。	f. 積雪 外部事象防護対象施設は，設計基準積雪量による積雪荷重に対して，機械的強度を有すること，また，換気空調設備の給・排気口を閉塞させないことにより，安全機能を損なわない設計とする。【7条積雪1】	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 3. 外部からの衝撃への配慮 3.1 自然現象 3.1.1 自然現象に対する具体的な設計上の配慮 (6) 積雪	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針
	重大事故等対処設備は，建物内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに，環境条件等を考慮すること，及び除雪を実施することにより，設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。【7条積雪2】	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 3. 外部からの衝撃への配慮 3.1 自然現象 3.1.1 自然現象に対する具体的な設計上の配慮 (6) 積雪	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針
	なお，除雪を適宜実施することを保安規定に定めて管理する。【7条積雪3】	運用に関する記載であり，保安規定にて対応	—
	g. 落雷 外部事象防護対象施設は，発電所の雷害防止対策として，原子炉建物等への避雷針の設置を行うとともに，設計基準電流値による雷サージに対して，接地網の敷設による接地抵抗の低減等及び安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計を行うことにより，安全機能を損なわない設計とする。【7条落雷1】	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 3. 外部からの衝撃への配慮 3.1 自然現象 3.1.1 自然現象に対する具体的な設計上の配慮 (7) 落雷	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針
	重大事故等対処設備は，建物内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに，必要に応じ避雷設備又は接地設備により防護することにより，設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。【7条落雷2】	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 3. 外部からの衝撃への配慮 3.1 自然現象 3.1.1 自然現象に対する具体的な設計上の配慮 (7) 落雷	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針
h. 地滑り 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，地滑りに対して，基礎地盤の改良等を行うことにより，防護する設計とする。	h. 地滑り・土石流 外部事象防護対象施設は，地滑り・土石流に対して，斜面からの離隔距離を確保し地滑り・土石流のおそれがない位置に設置することにより，安全機能を損なわない設計とする。【7条地滑り・土石流1】	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 3. 外部からの衝撃への配慮 3.1 自然現象 3.1.1 自然現象に対する具体的な設計上の配慮 (8) 地滑り・土石流	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針
	重大事故等対処設備は，斜面からの離隔距離を確保	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象	6. 自然現象等への配慮に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	し地滑り・土石流のおそれがない位置に設置すること又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。【7条地滑り・土石流2】	等による損傷の防止に関する基本方針 3. 外部からの衝撃への配慮 3.1 自然現象 3.1.1 自然現象に対する具体的な設計上の配慮 (8) 地滑り・土石流	6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針
	i. 生物学的事象 外部事象防護対象施設は、生物学的事象に対して、海生生物であるクラゲ等の発生を考慮して除じん機及び海水ストレーナを設置し、必要に応じて塵芥を除去すること、また、小動物の侵入に対して、屋内設備は建物止水処置により、屋外設備は端子箱貫通部の閉止処置を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。【7条生物1】	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 3. 外部からの衝撃への配慮 3.1 自然現象 3.1.1 自然現象に対する具体的な設計上の配慮 (10) 生物学的事象	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針
	重大事故等対処設備は、生物学的事象に対して、小動物の侵入を防止し、海生生物に対して、予備を有することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。【7条生物2】	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 3. 外部からの衝撃への配慮 3.1 自然現象 3.1.1 自然現象に対する具体的な設計上の配慮 (10) 生物学的事象	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針
	(2) 人為事象 a. 外部火災 想定される外部火災において、火災・爆発源を発電所敷地内及び敷地外に設定し外部事象防護対象施設に係る温度や距離を算出し、それらによる影響評価を行い、最も厳しい火災・爆発が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。【7条外火1】	—	— (冒頭宣言)
	外部事象防護対象施設は、防火帯の設置、離隔距離の確保、建物による防護によって、安全機能を損なわない設計とする。【7条外火2】	VI-1-1-3-5-1 外部火災への配慮に関する基本方針 2. 外部火災防護に関する基本方針 2.1 基本方針	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針 6.5 外部火災
	重大事故等対処設備は、建物内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに、防火帯により防護することにより、設計基準事故対処	VI-1-1-3-5-1 外部火災への配慮に関する基本方針 2. 外部火災防護に関する基本方針 2.1 基本方針	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針 6.5 外部火災

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。【7条外火3】		
	外部火災の影響については、定期的な評価の実施を保安規定に定めて管理する。【7条外火4】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	(a) 防火帯幅の設定に対する設計方針 人為事象として想定される森林火災については、森林火災シミュレーション解析コードを用いて求めた最大火線強度から設定し、設置（変更）許可を受けた防火帯（約21m）を敷地内に設ける設計とする。【7条外火5】	VI-1-1-3-5-1 外部火災への配慮に関する基本方針 2. 外部火災防護に関する基本方針 2.1 基本方針	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針 6.5 外部火災
	また、防火帯は延焼防止効果を損なわない設計とし、防火帯に可燃物を含む機器等を設置する場合は必要最小限とすることを保安規定に定めて管理する。【7条外火6】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	(b) 発電所敷地内の火災源に対する設計方針 火災源として、森林火災、発電所敷地内に設置する屋外の危険物タンク等の火災、航空機墜落による火災、敷地内の危険物タンクの火災と航空機墜落による火災が同時に発生した場合の重畳火災を想定し、火災源からの外部事象防護対象施設への熱影響を評価する。【7条外火7】 外部事象防護対象施設の評価条件を以下のように設定し、評価する。評価結果より火災源ごとに輻射強度、燃焼継続時間等を求め、外部事象防護対象施設（建物を除く。）を内包する建物（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度が許容温度（200℃）となる危険距離及び建物を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度（原子炉補機海水ポンプ（高圧炉心スプレイ補機海水ポンプを含む。）の冷却空気温度 55℃、排気筒の表面温度 325℃）となる危険距離を算出し、その危険距離を上回る離隔距離を確保する設計、又は建物表面温度及び建物を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度を算出し、その温度が許容温度を満足する	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	設計とする。【7条外火8】		
	・森林火災については、発電所周辺の植生を確認し、作成した植生データ等をもとに求めた、設置（変更）許可を受けた防火帯の外縁（火炎側）における最大火線強度から算出される火炎輻射発散度（118kW/m ² ）による危険距離を求め評価する。【7条外火9】	VI-1-1-3-5-6 外部火災防護における評価条件及び評価結果 2. 評価条件及び評価結果 2.1 発電所敷地内の火災源に対する評価条件及び評価結果 2.1.1 森林火災 (1) 危険距離の評価条件及び評価結果 b. 外部火災の影響を考慮する施設の評価条件及び評価結果 (a) 外部事象防護対象施設を内包する建物 (b) 海水ポンプ (c) 排気筒	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針 6.5 外部火災
	・発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災については、貯蔵量等を勘案して火災源ごとに建物表面温度及び建物を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度を求め評価する。【7条外火10】	VI-1-1-3-5-6 外部火災防護における評価条件及び評価結果 2. 評価条件及び評価結果 2.1 発電所敷地内の火災源に対する評価条件及び評価結果 2.1.2 発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災 (1) 温度の評価条件及び評価結果 a. 重油タンク火災 (a) 建物（タービン建物）の評価条件及び評価結果 (b) 海水ポンプの評価条件及び評価結果 (c) 排気筒の評価条件及び評価結果 b. ガスタービン発電機用軽油タンク火災 (a) 建物（原子炉建物）の評価条件及び評価結果 (b) 海水ポンプの評価条件及び評価結果 (c) 排気筒の評価条件及び評価結果 c. 主変圧器火災 (a) 建物（タービン建物）の評価条件及び評価結果 (b) 海水ポンプの評価条件及び評価結果 (c) 排気筒の評価条件及び評価結果	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針 6.5 外部火災
	また、燃料補充用のタンクローリ火災が発生した場合	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	合の影響については、燃料補充時は監視人が立会を実施することを保安規定に定めて管理し、万一の火災発生時は速やかに消火活動が可能とすることにより、外部事象防護対象施設に影響がない設計とする。【7条外火11】		
	・航空機墜落による火災については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成21・06・25 原院第1号(平成21年6月30日 原子力安全・保安院一部改正))により落下確率が 10^{-7} (回/炉・年)となる面積及び離隔距離を算出し、外部事象防護対象施設への影響が最も厳しくなる地点で火災が起こることを想定し、建物表面温度及び建物を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度を求め評価する。【7条外火12】	VI-1-1-3-5-6 外部火災防護における評価条件及び評価結果 2. 評価条件及び評価結果 2.1 発電所敷地内の火災源に対する評価条件及び評価結果 2.1.3 航空機墜落による火災 (1) 標的面積と離隔距離の評価条件及び評価結果 (2) 温度の評価条件及び評価結果 a. 建物(原子炉建物) b. 海水ポンプ c. 排気筒	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針 6.5 外部火災
	・敷地内の危険物タンクの火災と航空機墜落による火災の重畳については、各々の火災の評価条件により算出した輻射強度、燃焼継続時間等により、外部事象防護対象施設の受熱面に対し、最も厳しい条件となる火災源と外部事象防護対象施設を選定し、建物表面温度及び建物を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度を求め評価する。【7条外火13】	VI-1-1-3-5-6 外部火災防護における評価条件及び評価結果 2. 評価条件及び評価結果 2.1 発電所敷地内の火災源に対する評価条件及び評価結果 2.1.4 発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災と航空機墜落による重畳火災 (1) 温度の評価条件及び評価結果 b. 評価結果 (a) 建物(原子炉建物) (b) 海水ポンプ (c) 排気筒	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針 6.5 外部火災
	(c) 発電所敷地外の火災・爆発源に対する設計方針 発電所敷地外での火災・爆発源に対して、必要な離隔距離を確保することで、外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。【7条外火14】	—	— (冒頭宣言)
	・発電所敷地外10km以内の範囲において、火災・爆発により発電用原子炉施設に影響を及ぼすような石	VI-1-1-3-5-6 外部火災防護における評価条件及び評価結果	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	油コンビナート施設は存在しないため、火災・爆発による発電用原子炉施設への影響については考慮しない。【7条外火15】	2. 評価条件及び評価結果 2.2 発電所敷地外の火災・爆発源に対する評価条件及び評価結果 2.2.1 石油コンビナート施設の火災・爆発	6.5 外部火災
	・発電所敷地外半径 10km 以内の危険物貯蔵施設、燃料輸送車両及び漂流船舶の火災については、火災源ごとに外部事象防護対象施設（建物を除く。）を内包する建物（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度が許容温度となる危険距離及び建物を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度となる危険距離を求め評価する。【7条外火16】	VI-1-1-3-5-6 外部火災防護における評価条件及び評価結果 2. 評価条件及び評価結果 2.2 発電所敷地外の火災・爆発源に対する評価条件及び評価結果 2.2.2 危険物貯蔵施設の火災 (1) 危険距離の評価条件及び評価結果 a. 建物（タービン建物） b. 海水ポンプ c. 排気筒 2.2.3 燃料輸送車両の火災・爆発 (1) 燃料輸送車両の火災 a. 危険距離の評価条件及び評価結果 (a) 建物（原子炉建物） (b) 海水ポンプ (c) 排気筒 2.2.4 漂流船舶の火災 (1) 危険距離の評価条件及び評価結果 a. 建物（タービン建物） b. 海水ポンプ c. 排気筒	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針 6.5 外部火災
	・発電所敷地外半径 10km 以内の燃料輸送車両の爆発については、爆発源ごとにガス爆発の爆風圧が 0.01MPa となる危険限界距離及びガス爆発による容器破裂時の破片の最大飛散距離を求め評価する。【7条外火17】	VI-1-1-3-5-6 外部火災防護における評価条件及び評価結果 2. 評価条件及び評価結果 2.2 発電所敷地外の火災・爆発源に対する評価条件及び評価結果 2.2.3 燃料輸送車両の火災・爆発 (2) 燃料輸送車両の爆発 a. 危険限界距離の評価条件及び評価結果 b. 容器破裂時における破片の最大飛散距離の評価	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針 6.5 外部火災

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		条件及び評価結果	
	(d) 二次的影響（ばい煙）に対する設計方針 屋外に開口しており空気の流路となる施設及び換気空調設備に対し、ばい煙の侵入を防止するため適切な防護対策を講じることで、外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。【7条外火18】	—	— (冒頭宣言)
	イ. 換気空調設備 外部火災によるばい煙が発生した場合には、侵入を防止するためバグフィルタを設置する設計とする。【7条外火19】	VI-1-1-3-5-7 二次的影響（ばい煙）及び有毒ガスに対する設計 2. 二次的影響（ばい煙）及び有毒ガスに対する設計 2.1 二次的影響（ばい煙）に対する設計 (1) 外気を取り込む空調系統（換気空調設備）	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針 6.5 外部火災
	なお、室内に滞在する人員の環境劣化を防止するために、ばい煙の侵入を防止するよう給気隔離弁及び排気隔離弁の閉止、系統隔離運転モードへの切替えの実施による外気の遮断及び空調ファンの停止による外気流入の抑制を保安規定に定めて管理する。【7条外火20】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	ロ. 非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。） 非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）については、フィルタを設置することによりばい煙が容易に侵入しにくい設計とする。【7条外火21】	VI-1-1-3-5-7 二次的影響（ばい煙）及び有毒ガスに対する設計 2. 二次的影響（ばい煙）及び有毒ガスに対する設計 2.1 二次的影響（ばい煙）に対する設計 (2) 外気を設備内に取り込む機器（非常用ディーゼル発電設備）	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針 6.5 外部火災
	また、ばい煙が侵入したとしてもばい煙が流路に溜まりにくい構造とし、ばい煙により閉塞しない設計とする。【7条外火22】	VI-1-1-3-5-7 二次的影響（ばい煙）及び有毒ガスに対する設計 2. 二次的影響（ばい煙）及び有毒ガスに対する設計 2.1 二次的影響（ばい煙）に対する設計 (2) 外気を設備内に取り込む機器（非常用ディーゼル発電設備）	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針 6.5 外部火災
	ハ. 安全保護系 外部事象防護対象施設のうち空調系統にて空調管理されており間接的に外気と接する安全保護系盤については、空調系統にバグフィルタを設置することによりばい煙が侵入しにくい設計とする。【7条外火23】	VI-1-1-3-5-7 二次的影響（ばい煙）及び有毒ガスに対する設計 2. 二次的影響（ばい煙）及び有毒ガスに対する設計 2.1 二次的影響（ばい煙）に対する設計 (3) 室内の空気を取り込む機器（安全保護系）	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針 6.5 外部火災

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	(e) 有毒ガスに対する設計方針 外部火災起因を含む有毒ガスが発生した場合には、中央制御室内に滞在する人員の環境劣化を防止するために設置した給気隔離弁及び排気隔離弁の閉止、中央制御室内の空気を循環させる系統隔離運転モードへの切替えの実施及び必要に応じ中央制御室以外の空調ファンの停止により、有毒ガスの侵入を防止する設計とする。【7条外火24】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	なお、有毒ガスの侵入を防止するよう、給気隔離弁及び排気隔離弁の閉止、系統隔離運転モードへの切替えの実施による外気の遮断及び空調ファンの停止による外気流入の抑制を保安規定に定めて管理する。【7条外火25】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	主要道路、鉄道路線、一般航路及び石油コンビナート施設は離隔距離を確保することで事故等による火災に伴う発電所への有毒ガスの影響がない設計とする。【7条外火26】	VI-1-1-3-5-7 二次的影響（ばい煙）及び有毒ガスに対する設計 2. 二次的影響（ばい煙）及び有毒ガスに対する設計 2.2 有毒ガスに対する設計	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針 6.5 外部火災
	b. 船舶の衝突 外部事象防護対象施設は、航路からの離隔距離を確保すること、小型船舶が発電所近傍で漂流し、取水口側に到達した場合であっても、深層から取水することにより、安全機能を損なわない設計とする。【7条船舶1】	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 3. 外部からの衝撃への配慮 3.2 人為事象 3.2.1 人為事象に対する具体的な設計上の配慮 (3) 船舶の衝突	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針
	重大事故等対処設備は、航路からの離隔距離を確保すること、小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置することにより、船舶の衝突による取水性を損なうことのない設計とする。【7条船舶2】	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 3. 外部からの衝撃への配慮 3.2 人為事象 3.2.1 人為事象に対する具体的な設計上の配慮 (3) 船舶の衝突	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針
	c. 電磁的障害 外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち電磁波に対する考慮が必要な機器は、電磁波によりその機能を損なうことがないよう、ラインフィルタや絶縁回路の設置、又は鋼製管体や金属シールド付ケ	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 3. 外部からの衝撃への配慮 3.2 人為事象 3.2.1 人為事象に対する具体的な設計上の配慮	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	ケーブルの適用等により、電磁波の侵入を防止する設計とする。【7条電磁1】	(4) 電磁的障害	
	d. 航空機の墜落 可搬型重大事故等対処設備は、建物内に保管するか、又は屋外において設計基準対象施設等と位置的分散を図り保管する。【7条航空機1】	VI-1-1-3-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針 3. 外部からの衝撃への配慮 3.2 人為事象 3.2.1 人為事象に対する具体的な設計上の配慮 (5) 航空機の墜落	6. 自然現象等への配慮に関する設計 6.1 自然現象等への配慮に関する基本方針
3. 火災 3.1 火災による損傷の防止 原子炉冷却系統施設の火災による損傷の防止の基本設計方針については、火災防護設備の基本設計方針に基づく設計とする。	3. 火災 3.1 火災による損傷の防止 原子炉冷却系統施設の火災による損傷の防止の基本設計方針については、火災防護設備の基本設計方針に基づく設計とする。	— 「火災防護設備」の設工認添付説明書	9. 火災による損傷の防止 VI-1-10-12 「火災防護設備」の様式-1
	4. 溢水等 4.1 溢水等による損傷の防止 原子炉冷却系統施設の溢水等による損傷の防止の基本設計方針については、浸水防護施設の基本設計方針に基づく設計とする。	— 「浸水防護施設」の設工認添付説明書	10. 溢水による損傷防止設計 VI-1-10-13 「浸水防護施設」の様式-1
5. 設備に対する要求 5.1 安全設備, 設計基準対象施設 5.1.1 通常運転時の一般要求 (1) 設計基準対象施設の機能 設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。	5. 設備に対する要求 5.1 安全設備, 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 5.1.1 通常運転時の一般要求 (1) 設計基準対象施設の機能 設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。【15条1】	—	— (記載追加のみ, 変更なし)
(2) 通常運転時に漏えいを許容する場合の措置 設計基準対象施設は、通常運転時において、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管、ポンプ、弁その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合においては、系統外に漏えいさせることなく、各	(2) 通常運転時に漏えいを許容する場合の措置 設計基準対象施設は、通常運転時において、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管、ポンプ、弁その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合においては、系統外に漏えいさせることなく、各	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
建物等に設けられた機器ドレン又は床ドレン等のサンプ又はタンクに収集し、液体廃棄物処理設備に送水する設計とする。	建物等に設けられた機器ドレン又は床ドレン等のサンプ又はタンクに収集し、液体廃棄物処理設備に送水する設計とする。【15条4】		
<p>5.1.2 多様性、位置的分散等</p> <p>(1) 多重性又は多様性及び独立性</p> <p>設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」は、当該系統を構成する機器に「(2) 単一故障」にて記載する単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できるよう、十分高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とし、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とする。</p>	<p>5.1.2 多様性、位置的分散等</p> <p>(1) 多重性又は多様性及び独立性</p> <p>設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」は、当該系統を構成する機器に「(2) 単一故障」にて記載する単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できるよう、十分高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とし、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とする。【14条1】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>重大事故等対処設備は、共通要因として、環境条件、自然現象、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（以下「外部人為事象」という。）、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮する。【54条1】</p> <p>発電所敷地で想定される自然現象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を選定する。【54条2】</p> <p>自然現象の組合せについては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響を考慮する。【54条3】</p> <p>外部人為事象として、飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。【54条4】</p> <p>故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。【54条5】</p>	—	— (用語の定義のみ)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>接続口から建物内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計する。</p> <p>【54条113】</p> <p>建物については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。【54条6】</p> <p>重大事故緩和設備についても、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性を確保し、位置的分散を図ることを考慮する。【54条7】</p>		
	<p>a. 常設重大事故等対処設備</p> <p>常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備並びに燃料プールの冷却設備及び注水設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>ただし、常設重大事故防止設備のうち、計装設備については、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合に、当該パラメータを推定するために必要なパラメータと異なる物理量又は測定原理とする等、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータに対して可能な限り多様性を有する方法により計測できる設計とするとともに、可能な限り位置的分散を図る設計とする。【54条60】</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散</p>	11. 健全性に係る設計
	<p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。風（台風）、凍結、降水、積雪及び電磁的障害に対して常設重大事故防止設備は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。</p> <p>【54条61】</p>	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>常設重大事故防止設備は、「1. 地盤等」に基づく地盤に設置するとともに、地震、津波、火災及び溢水に対して、「2.1 地震による損傷の防止」、「2.2 津波による損傷の防止」、「3.1 火災による損傷の防止」及び「4.1 溢水等による損傷の防止」に基づく設計とする。【54条62】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>地震、津波、溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。【54条63】</p> <p>風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。【54条64】</p> <p>落雷に対して常設代替交流電源設備は、避雷設備等により防護する設計とする。【54条65】</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散</p> <p>(1) 自然現象</p> <p>a. 地震、津波</p> <p>b. 風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象</p> <p>(2) 外部人為事象</p> <p>a. 火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突</p> <p>b. 飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム</p> <p>(3) 溢水</p> <p>(4) 火災</p>	11. 健全性に係る設計
	<p>生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。【54条66】</p> <p>生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。【54条114】</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散</p> <p>(1) 自然現象</p> <p>b. 風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象</p>	11. 健全性に係る設計
	<p>飛来物（航空機落下）に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p>	11. 健全性に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	分散を図り設置する。【54条67】	2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 (2) 外部人為事象 b. 飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム	
	常設重大事故緩和設備についても、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り上記を考慮して多様性、位置的分散を図る設計とする。【54条68】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 (1) 自然現象 a. 地震、津波 b. 風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象 (2) 外部人為事象 a. 火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突 b. 飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム (3) 溢水 (4) 火災	11. 健全性に係る設計
	サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油及び冷却水を考慮し、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源、冷却源を用いる設計、又は駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。【54条69】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 (5) サポート系の故障	11. 健全性に係る設計
	b. 可搬型重大事故等対処設備 可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>【54条110】</p> <p>また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波、その他自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム、設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する設計とする。【54条88】</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。風（台風）、凍結、降水、積雪及び電磁的障害に対して可搬型重大事故等対処設備は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。【54条111】</p>		
	<p>地震に対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「1. 地盤等」に基づく地盤に設置された建物内に保管する。<u>屋外の可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認する、又は必要により固縛等の処置をするとともに、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する設計とする。【54条89】</u></p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散</p> <p>(1) 自然現象</p> <p>a. 地震、津波</p> <p>VI-1-1-7-別添1 可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート</p> <p>2. 保管場所</p> <p>2.3 保管場所の評価方法及び結果</p> <p>2.3.1 周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊</p> <p>2.3.2 周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべり</p> <p>2.3.3 液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜、液状化に伴う浮き上がり</p> <p>2.3.4 地盤支持力の不足</p> <p>2.3.5 地中埋設構造物の損壊</p>	11. 健全性に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		VI-1-1-7-別添2 可搬型重大事故等対処設備の設計方針 6. 構造強度設計 6.1 構造強度の設計方針 (1) 車両型設備 (2) ポンベ設備 (3) 可搬型空気浄化設備 (4) その他設備 6.3 機能維持の方針 (1) 車両型設備 (2) ポンベ設備 (3) 可搬型空気浄化設備 (3) その他設備 <下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	<下線部> —
	地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「2.1 地震による損傷の防止」及び「2.2 津波による損傷の防止」に基づく設計とする。【54条90】 火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、「3.1 火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。【54条91】 溢水に対して可搬型重大事故等対処設備は、「4.1 溢水等による損傷の防止」に基づく設計とする。【54条92】	—	— (冒頭宣言)
	地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する設計とする。【54条93】 風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 (1) 自然現象 a. 地震、津波 b. 風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地	11. 健全性に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>(森林火災, 近隣工場等の火災・爆発, 航空機落下火災等), 有毒ガス, 船舶の衝突及び電磁的障害に対して, 可搬型重大事故等対処設備は, 外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に保管するか, 又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように, 設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り, 防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。クラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は, 予備を有する設計とする。【54条94】</p>	<p>滑り・土石流, 火山の影響及び生物学的事象 (2) 外部人為事象 a. 火災・爆発 (森林火災, 近隣工場等の火災・爆発, 航空機落下火災等), 有毒ガス, 船舶の衝突 b. 飛来物 (航空機落下) 及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム (3) 溢水 (4) 火災 VI-1-1-7-別添1 可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート 2. 保管場所 2.3 保管場所の評価方法及び結果 2.3.1 周辺構造物の倒壊及び周辺タンク等の損壊 2.3.2 周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべり 2.3.3 液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜, 液状化に伴う浮き上がり 2.3.4 地盤支持力の不足 2.3.5 地中埋設構造物の損壊</p>	
	<p>飛来物 (航空機落下) 及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して, 屋内の可搬型重大事故等対処設備は, 可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。【54条95】</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 (2) 外部人為事象 b. 飛来物 (航空機落下) 及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム</p>	11. 健全性に係る設計
	<p>屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は, 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建物から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに, 当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で, 複数箇所に分散して保管する設計とす</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 (2) 外部人為事象 b. 飛来物 (航空機落下) 及び故意による大型航空機</p>	11. 健全性に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	る。【54条96】	の衝突その他のテロリズム	
	サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油及び冷却水を考慮し、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とするか、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、水源についても可能な限り、異なる水源を用いる設計とする。【54条112】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 (5) サポート系の故障	11. 健全性に係る設計
	c. 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口 原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置する設計とする。【54条78】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散	11. 健全性に係る設計
	環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計するとともに、接続口は、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件における健全性については、「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。風（台風）、凍結、降水、積雪及び電磁的障害に対しては、環境条件にて考慮し、機能が損なわれない設計とする。【54条79】	—	— (冒頭宣言)
	地震に対して接続口は、「1. 地盤等」に基づく地盤上の建物内又は建物面に複数箇所設置する。【54条80】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 (1) 自然現象 a. 地震、津波	11. 健全性に係る設計
	地震、津波及び火災に対して接続口は、「2.1 地震による損傷の防止」、「2.2 津波による損傷の防止」	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	及び「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。【54条81】		
	<p>溢水に対して接続口は、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。【54条82】</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対して接続口は、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。【54条83】</p> <p>風（台風）、竜巻、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して接続口は、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。【54条84】</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散</p> <p>(1) 自然現象</p> <p>a. 地震、津波</p> <p>b. 風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象</p> <p>(2) 外部人為事象</p> <p>a. 火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突</p> <p>b. 飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム</p> <p>(3) 溢水</p> <p>(4) 火災</p>	11. 健全性に係る設計
	<p>生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外に設置する場合は、開口部の閉止により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。【54条85】</p> <p>また、一つの接続口で複数の機能を兼用して使用する場合には、それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設ける設計とする。同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量を確保し、状況に応じて、それぞれの機能に必要な容量を同時に供給できる設計とする。【54条86】</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散</p> <p>(1) 自然現象</p> <p>b. 風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象</p>	11. 健全性に係る設計
(2) 単一故障	(2) 単一故障	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散</p>	11. 健全性に係る設計
安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源	安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源		

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。	が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。【14条2】		
	短期間と長期間の境界は24時間とする。【14条3】	—	— (用語の定義のみ)
	ただし、非常用ガス処理系の配管の一部、中央制御室空調換気系のダクトの一部及び中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の原子炉格納容器スプレイ管（サブプレッションチェンバースプレイ管）については、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器であるが、単一設計とするため、個別に設計を行う。【14条4】	—	— (冒頭宣言)
5.1.3 悪影響防止等 (1) 飛来物による損傷防止 設計基準対象施設に属する設備は、蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損及び配管の破断、高速回転機器の破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。	5.1.3 悪影響防止等 (1) 飛来物による損傷防止 設計基準対象施設に属する設備は、蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁の破損及び配管の破断、高速回転機器の破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。【15条5】	—	— (冒頭宣言)
発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策等を行うとともに、原子力委員会原子炉安全専門審査会「タービンミサイル評価について」により、タービンミサイル発生時の対象物を破損する確率が 10^{-7} 回/炉・年以下となることを確認する。	発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策等を行うとともに、原子力委員会原子炉安全専門審査会「タービンミサイル評価について」により、タービンミサイル発生時の対象物を破損する確率が 10^{-7} 回/炉・年以下となることを確認する。【15条6】	—	— (変更なし)
高温高圧の配管については材料選定、強度設計に十分な考慮を払う。 さらに、安全性を高めるために、仮想的な破断を想定し、その結果生じるかもしれない配管のむち打ち、流出流体のジェット力、周辺雰囲気の変化等により、発電用原子炉施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに、それらの影響を低減させるための手段として、主蒸気・給水管等についてはパイプホイップレストレイントを設ける設計とす	高温高圧の配管については材料選定、強度設計に十分な考慮を払う。【15条7】 さらに、安全性を高めるために、仮想的な破断を想定し、その結果生じるかもしれない配管のむち打ち、流出流体のジェット力、周辺雰囲気の変化等により、発電用原子炉施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに、それらの影響を低減させるための手段として、主蒸気・給水管等についてはパイプホイップレストレイントを設ける設計とす	VI-1-1-10 発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書 3. 評価 3.1 内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損による飛散物 3.1.3 評価結果	11. 健全性に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
る。	る。【15条8】		
<p>高速回転機器については、損傷により飛散物とならないように保護装置を設けること等によりオーバースピードとならない設計とする。</p> <p>損傷防止措置を行う場合、想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとる設計とし、又は飛散物の飛散方向を考慮し、配置上の配慮又は多重性を考慮した設計とする。</p>	<p>高速回転機器については、損傷により飛散物とならないように保護装置を設けること等によりオーバースピードとならない設計とする。【15条9】</p> <p>損傷防止措置を行う場合、想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとる設計とし、又は飛散物の飛散方向を考慮し、配置上の配慮又は多重性を考慮した設計とする。【15条10】</p>	<p>VI-1-1-10 発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書</p> <p>1. 概要</p> <p>2. 基本方針</p> <p>3. 評価</p> <p>3.2 高速回転機器の損壊による飛散物</p> <p>3.2.3 評価結果</p>	11. 健全性に係る設計
(2) 共用	(2) 共用 重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則共用しないものとするが、安全性が向上する場合は、共用することを考慮する。【15条11】	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.2 悪影響防止等</p> <p>(3) 共用</p>	11. 健全性に係る設計
安全施設を発電用原子炉施設間で共用する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。	重要安全施設以外の安全施設を発電用原子炉施設間で共用する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。【15条15】	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.2 悪影響防止等</p> <p>(3) 共用</p>	11. 健全性に係る設計
	常設重大事故等対処設備の各機器については、2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するために必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することにより、安全性が向上し、かつ、同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。【54条59】	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.2 悪影響防止等</p> <p>(3) 共用</p>	11. 健全性に係る設計
	(3) 相互接続 重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則相互に接続しないものとするが、安全性が向上する場合は、相互に接続することを考慮する。【15条12】	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.2 悪影響防止等</p>	11. 健全性に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		(3) 共用	
	重要安全施設以外の安全施設を発電用原子炉施設間で相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。【15条16】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.2 悪影響防止等 (3) 共用	11. 健全性に係る設計
	(4) 悪影響防止 重大事故等対処設備は発電用原子炉施設（他号機を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。【54条48】 他の設備への悪影響としては、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、他の設備の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。【54条49】	—	— (冒頭宣言)
	系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の隔離若しくは分離された状態から弁等の操作や接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用すること等により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。【54条50】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.2 悪影響防止等 (1) 他の設備への系統的な影響（電気的な影響を含む。）	11. 健全性に係る設計
	放水砲については、建物への放水により、当該設備の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。【54条51】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.2 悪影響防止等 (1) 他の設備への系統的な影響（電気的な影響を含む。）	11. 健全性に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、重大事故等対処設備がタービンミサイル等の発生源となることを防ぐことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。【54条52】</p>	<p>VI-1-1-10 発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 概要 2. 基本方針 3. 評価 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損による飛散物 <ol style="list-style-type: none"> 3.1.3 評価結果 3.2 高速回転機器の損壊による飛散物 <ol style="list-style-type: none"> 3.2.3 評価結果 	11. 健全性に係る設計
	<p>5.1.4 容量等 (1) 常設重大事故等対処設備 常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。【54条54】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁吹出量、発電機容量、蓄電池容量、計装設備の計測範囲、作動信号の設定値等とする。【54条55】</p>	—	— (用語の定義のみ)
	<p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等の仕様と同仕様の設計とする。【54条56】</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。【54条57】</p>	<p>各施設の要目表</p> <p>VI-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書</p>	<p>各施設の様式-1 各施設の常設重大事故等対処設備に係る設備仕様に係る設計による。</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。【54条58】		
	(2) 可搬型重大事故等対処設備 可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。【54条70】	—	— (冒頭宣言)
	「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、発電機容量、蓄電池容量、ポンベ容量、計測器の計測範囲等とする。【54条71】	—	— (用語の定義のみ)
	可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。【54条72】	各施設の要目表 VI-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書	各施設の様式-1 各施設の可搬型重大事故等対処設備に係る設備仕様に係る設計による。
	可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばくの低減が図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。【54条73】	各施設の要目表 VI-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書	各施設の様式-1 各施設の可搬型重大事故等対処設備に係る設備仕様に係る設計による。
	可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建物の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり2セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で予備を確保する。【54条74】	各施設の要目表 VI-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書	各施設の様式-1 各施設の可搬型重大事故等対処設備に係る設備仕様に係る設計による。
	また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する可搬型蓄電池、可搬型ポンベ等は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり1セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で予備を確保す	各施設の要目表 VI-1-1-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書	各施設の様式-1 各施設の可搬型重大事故等対処設備に係る設備仕様に係る設計による。

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>る。【54条75】</p> <p>上記以外の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり1セットに加え、設備の信頼度等を考慮し、予備を確保する。【54条76】</p>		
<p>5.1.5 環境条件等</p> <p>安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線、荷重、自然現象による影響、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。</p>	<p>5.1.5 環境条件等</p> <p>安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線、荷重、自然現象による影響、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。【14条10】</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.3 環境条件等</p>	11. 健全性に係る設計
	<p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。【54条8】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>重大事故等時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度及び使用温度）、放射線及び荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、自然現象による影響、外部人為事象の影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。荷重としては、重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象による荷重を考慮する。【54条9】</p> <p>自然現象について、重大事故等時に重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、風（台風）、凍結、降水及び積雪を選定する。これらの事象のうち、凍結及び降水については、屋外の</p>	—	— (用語の定義のみ)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	天候による影響として考慮する。【54条10】 自然現象による荷重の組合せについては、地震、風（台風）及び積雪の影響を考慮する。【54条11】		
	これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）又は保管する場所に応じて、「(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重」に示すように設備分類ごとに必要な機能を有効に発揮できる設計とする。【54条12】	—	— (冒頭宣言)
(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重 安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重を考慮しても、安全機能を発揮できる設計とする。	(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重 安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重を考慮しても、安全機能を発揮できる設計とする。【14条11】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.3 環境条件等 (1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重	11. 健全性に係る設計
	原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。【54条13】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.3 環境条件等 (1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重	11. 健全性に係る設計
	原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、 <u>可搬型重大事</u>	<下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。操作は中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。【54条14】</p>		
	<p>このうち、インターフェイスシステム LOCA 時、燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故又は主蒸気管破断事故起因の重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。</p> <p>特に、燃料プール監視カメラ（SA）は、燃料プールに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。【54条15】</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.3 環境条件等</p> <p>(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重</p>	11. 健全性に係る設計
	<p>原子炉建物付属棟内及びその他の建物内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。【54条16】</p> <p>また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。【54条17】</p> <p>操作は中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。【54条18】</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.3 環境条件等</p> <p>VI-1-1-7-別添2 可搬型重大事故等対処設備の設計方針</p> <p>6. 構造強度設計</p> <p>6.1 構造強度の設計方針</p> <p>(2) ボンベ設備</p> <p>(3) 可搬型空気浄化設備</p> <p>(4) その他設備</p> <p><下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>11. 健全性に係る設計</p> <p><下線部> —</p>
	<p>屋外及び建物屋上の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。【54条19】</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p>	11. 健全性に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>また、地震、風（台風）及び積雪の影響による荷重を考慮し、機能を損なわない設計とするとともに、<u>可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。</u></p> <p>【54条20】 <u>積雪の影響を考慮して、必要により除雪等の措置を講じる。【54条21】</u></p>	<p>2.3 環境条件等</p> <p>(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重</p> <p>VI-1-1-7-別添2 可搬型重大事故等対処設備の設計方針</p> <p>6. 構造強度設計</p> <p>6.1 構造強度の設計方針</p> <p>(1) 車両型設備</p> <p>(2) ボンベ設備</p> <p>(3) 可搬型空気浄化設備</p> <p>(4) その他設備</p> <p>6.3 機能維持の方針</p> <p>(1) 車両型設備</p> <p>(2) ボンベ設備</p> <p>(3) 可搬型空気浄化設備</p> <p>(4) その他設備</p> <p><下線部></p> <p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<下線部>
原子炉格納容器内の安全施設は、設計基準事故等時に想定される圧力、温度等に対して、格納容器スプレイ水による影響を考慮しても、その機能を発揮できる設計とする。	原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は、設計基準事故等時及び重大事故等時に想定される圧力、温度等に対して、格納容器スプレイ水による影響を考慮しても、その機能を発揮できる設計とする。 【14条12】【54条22】	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.3 環境条件等</p>	11. 健全性に係る設計
安全施設のうち、主たる流路に影響を与える範囲については、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。	安全施設及び重大事故等対処設備において、主たる流路の機能を維持できるよう、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。 【14条13】【54条23】	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.3 環境条件等</p> <p>VI-1-2-2 原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書</p>	<p>11. 健全性に係る設計</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式-1</p> <p>3. 原子炉圧力容器及び原子炉冷却材再循環ポンプモータケーシングの脆性破壊防止に係る設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		2. 基本方針 3. 脆性破壊防止に対する設計 9. 結論	
(2) 海水を通水する系統への影響 海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する安全施設は耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。	(2) 海水を通水する系統への影響 海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する安全施設及び重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。【14条14】 また、使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は、海水の影響を考慮した設計とする。【54条24】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.3 環境条件等 (2) 海水を通水する系統への影響	11. 健全性に係る設計
	原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への海水の影響を考慮する。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。【54条25】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.3 環境条件等	11. 健全性に係る設計
(3) 電磁波的障害 電磁的障害に対しては、安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。	(3) 電磁的障害 電磁的障害に対しては、安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合、また、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。【14条15】【54条26】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.3 環境条件等 (3) 電磁的障害	11. 健全性に係る設計
(4) 周辺機器等からの悪影響 安全施設は、地震、火災、溢水及びその他の自然現象並びに人為事象による他設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。	(4) 周辺機器等からの悪影響 安全施設は、地震、火災、溢水及びその他の自然現象並びに人為事象による他設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。【14条16】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.3 環境条件等 (4) 周辺機器等からの悪影響	11. 健全性に係る設計
	重大事故等対処設備は、事故対応のために配置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なわない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。【54条27】	—	— (冒頭宣言)
	溢水に対しては、重大事故等対処設備は、想定さ	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用	11. 健全性に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	れる溢水により機能を損なわないように、重大事故等対処設備の設置区画の止水措置等を実施する。【54条28】	される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.3 環境条件等 (4) 周辺機器等からの悪影響	
	地震による荷重を含む耐震設計については、「2.1 地震による損傷の防止」に、火災防護については、「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とし、それらの事象による波及的影響により重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。【54条29】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.3 環境条件等 (4) 周辺機器等からの悪影響	11. 健全性に係る設計
(5) 設置場所における放射線 安全施設の設置場所は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で、設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。	(5) 設置場所における放射線 安全施設の設置場所は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で、設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。【14条17】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.3 環境条件等 (5) 設置場所における放射線の影響	11. 健全性に係る設計
	重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により当該設備の設置場所で操作可能な設計、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能な設計、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。【54条53】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.3 環境条件等 (5) 設置場所における放射線の影響	11. 健全性に係る設計
	可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により、当該設備の設置及び常設設備と	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.3 環境条件等	11. 健全性に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	の接続が可能な設計とする。【54条87】	(5) 設置場所における放射線の影響	
(6) 冷却材の性状 冷却材を内包する安全施設は、水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止する設計とする。 安全施設は、系統外部から異物が流入する可能性のある系統に対しては、ストレーナ等を設置することにより、その機能を有効に発揮できる設計とする。	(6) 冷却材の性状 冷却材を内包する安全施設は、水質管理基準を定めて水質を管理することにより異物の発生を防止する設計とする。【14条18】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
安全施設は、系統外部から異物が流入する可能性のある系統に対しては、ストレーナ等を設置することにより、その機能を有効に発揮できる設計とする。	安全施設及び重大事故等対処設備は、系統外部から異物が流入する可能性のある系統に対しては、ストレーナ等を設置することにより、その機能を有効に発揮できる設計とする。【14条19】【54条30】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.3 環境条件等 (6) 冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響 VI-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書 3. 評価 3.5 評価結果 3.5.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効NPSH評価結果 VI-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書 3. 評価 3.5 評価結果 3.5.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効NPSH評価結果	11. 健全性に係る設計 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.2 各機器固有の設計 VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.2 各機器固有の設計 (1) 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に係る設計
5.1.6 操作性及び試験・検査性	5.1.6 操作性及び試験・検査性 (1) 操作性の確保 重大事故等対処設備は、手順書の整備、教育・訓練により、想定される重大事故等が発生した場合においても、確実に操作でき、設置変更許可申請書「十 発	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」ハで考慮した要員数と想定時間内で、アクセスルートの確保を含め重大事故等に対処できる設計とする。【54条34】		
	重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とする。【54条35】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 操作性及び試験・検査性 (1) 操作性	11. 健全性に係る設計
	重大事故等対処設備は、操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作足場を設置する。また、防護具、可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。【54条36】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 操作性及び試験・検査性 (1) 操作性 a. 操作環境 VI-1-1-13 非常用照明に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.3 重大事故発生時の照明	11. 健全性に係る設計 14. 非常用照明に係る設計
	現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。 可搬型重大事故等対処設備は運搬・設置が確実に行えるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、必要により設置場所にてアウトリガの張り出し又は輪留めによる固定等が可能な設計とする。【54条37】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 操作性及び試験・検査性 (1) 操作性 b. 操作準備 VI-1-1-7-別添2 可搬型重大事故等対処設備の設計方針 6. 構造強度設計 6.1 構造強度の設計方針	11. 健全性に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		(1) 車両型設備 (2) ボンベ設備 (3) 可搬型空気浄化設備 (4) その他設備 6.3 機能維持の方針 (1) 車両型設備 (2) ボンベ設備 (3) 可搬型空気浄化設備 (4) その他設備	
	<p>現場の操作スイッチは運転員等の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。【54条38】</p>	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 操作性及び試験・検査性 (1) 操作性 c. 操作内容	11. 健全性に係る設計
	<p>現場において人力で操作を行う弁は、手動操作が可能な設計とする。現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又はより簡便な接続方式等、使用する設備に応じて接続方式を統一することにより、確実に接続が可能な設計とする。また、重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。【54条39】</p> <p>想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については、その作動状態の確認が可能な設計とする。【54条40】</p>	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 操作性及び試験・検査性 (1) 操作性 c. 操作内容 d. 状態確認	11. 健全性に係る設計
	<p>重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。【54条47】</p>	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 操作性及び試験・検査性 (1) 操作性	11. 健全性に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		e. 系統の切替性	
	可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続又はより簡便な接続方式等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを用い、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。窒素ガスポンプ、空気ポンプ、タンクローリ等については、各々専用の接続方式を用いる。また、同一ポンプを接続する配管は口径を統一する等、複数の系統での接続方式の統一も考慮する。【54条 77】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 操作性及び試験・検査性 (1) 操作性 f. 可搬型重大事故等対処設備の接続性	11. 健全性に係る設計
	想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。【54条 97】	—	— (冒頭宣言)
	屋外及び屋内において、アクセスルートは、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する設計とする。【54条 98】 また、屋外アクセスルートは、掘削等の作業により複数のアクセスルートを確保できない場合には、屋外アクセスルートの一部として仮設耐震構台を設置することにより、複数のアクセスルートを確保する設計とする。【54条 117】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 操作性及び試験・検査性 (1) 操作性 g. アクセスルート	11. 健全性に係る設計
	屋外及び屋内アクセスルートに影響を与えるおそれがある自然現象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を選定する。【54条 99】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 操作性及び試験・検査性 (1) 操作性 g. アクセスルート	11. 健全性に係る設計
	屋外及び屋内アクセスルートに対する外部人為事	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	象については、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として選定する飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。		
	電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことから、アクセスルートへの影響はない。【54条100】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 操作性及び試験・検査性 (1) 操作性 g. アクセスルート	11. 健全性に係る設計
	屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを2台（予備1台）保管、使用する。【54条101】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。【54条102】 津波の影響については、基準津波に対し防波壁の内側にアクセスルートを確保する設計とする。 森林火災については、防火帯の内側（一部、防火帯外側のトンネル区間を含む。）にアクセスルートを確保する設計とする。【54条103】 屋外アクセスルートは、自然現象のうち、地滑り・土石流、外部人為事象のうち、飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>空機落下火災等), 有毒ガス及び船舶の衝突に対しては, 迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>落雷に対しては, 道路面が直接影響を受けることはないため, さらに生物学的事象に対しては, 容易に排除可能なため, アクセスルートへの影響はない。【54条 104】</p> <p>屋外アクセスルートは, 地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で, ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで, 通行性を確保できる設計とする。また, 不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては, 段差緩和対策を行う, 迂回する, 又は碎石による段差解消対策により対処する設計とする。【54条 105】</p> <p>屋外アクセスルートは, 自然現象のうち凍結及び積雪に対して, 道路については融雪剤を配備し, 車両については走行可能なタイヤ等を装着することにより通行性を確保できる設計とする。【54条 106】</p>		
	<p>屋内アクセスルートは, 自然現象として選定する津波, 風(台風), 竜巻, 凍結, 降水, 積雪, 落雷, 地滑り・土石流, 火山の影響及び生物学的事象による影響に対して, 外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する設計とする。【54条 107】</p> <p>屋内アクセスルートは, 外部人為事象として選定する飛来物(航空機落下), 火災・爆発(森林火災, 近隣工場等の火災・爆発, 航空機落下火災等), 有毒ガス及び船舶の衝突に対して, 外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する設計とする。【54条 108】</p> <p>屋内アクセスルートの設定に当たっては, 油内包機器による地震随伴火災の影響や, 水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響を考慮するとともに, 迂回路を含む複数のルート選定が可能な配置設計とす</p>	運用に関する記載であり, 保安規定にて対応	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	る。【54条109】		
(2) 試験・検査性 設計基準対象施設は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）が可能な構造とし、そのために必要な配置、空間等を備えた設計とする。	(2) 試験・検査性 設計基準対象施設は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）が可能な構造とし、そのために必要な配置、空間等を備えた設計とする。【15条2】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 操作性及び試験・検査性 (2) 試験・検査性	11. 健全性に係る設計
	重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とし、そのために必要な配置、空間等を備えた設計とする。また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。【54条41】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 操作性及び試験・検査性 (2) 試験・検査性	11. 健全性に係る設計
設計基準対象施設は、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施できる設計とする。	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施できる設計とする。【15条3】【54条42】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	重大事故等対処設備は、原則系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。系統試験については、テストラインなどの設備を設置又は必要に応じて準備することで試験可能な設計とする。また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するものは、他の系統と独立して機能・性能確認が可能な設計とする。【54条43】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 操作性及び試験・検査性	11. 健全性に係る設計
	発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。【54条44】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 操作性及び試験・検査性 (2) 試験・検査性	11. 健全性に係る設計
	代替電源設備は、電気系統の重要な部分として、適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。【54条	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明	11. 健全性に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	45】	書 2. 基本方針 2.4 操作性及び試験・検査性 (2) 試験・検査性	
	構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放又は非破壊検査が可能な設計とする。なお、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、機器の健全性が確認可能な設備については外観の確認が可能な設計とする。【54条46】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 操作性及び試験・検査性 (2) 試験・検査性	11. 健全性に係る設計
5.2 材料及び構造等 設計基準対象施設（圧縮機，所内ボイラ，蒸気タービン（発電用のものに限る。），発電機，変圧器及び遮断器を除く。）に属する容器，管，ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は，施設時において，各機器等のクラス区分に応じて以下のとおりとし，その際，日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E S N C 1）等に従い設計する。	5.2 材料及び構造等 設計基準対象施設（圧縮機，所内ボイラ，蒸気タービン（発電用のものに限る。），発電機，変圧器及び遮断器を除く。）並びに重大事故等対処設備に属する容器，管，ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は，施設時において，各機器等のクラス区分に応じて以下のとおりとし，その際，日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E S N C 1）等に従い設計する。【17条1】【55条1】 ただし，重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の材料及び構造であって，以下によらない場合は，当該機器及び支持構造物が，その設計上要求される強度を確保できるよう日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E S N C 1）を参考に同等以上の性能を有することを確認する。【55条2】	—	— (冒頭宣言)
	また，重大事故等クラス3機器であって，完成品は，以下によらず，消防法に基づく技術上の規格等一般産業品の規格及び基準に適合していることを確認し，使用環境及び使用条件に対して，要求される強度を確保できる設計とする。【55条3】	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 要目表 原子炉冷却系統施設 要目表 計測制御系統施設 要目表 放射線管理施設 要目表 原子炉格納施設 要目表 非常用電源設備 要目表 補機駆動用燃料設備 要目表	12. 材料及び構造に係る設計 12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		VI-3-3-2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の強度に関する説明書 VI-3-3-3 原子炉冷却系統施設の強度に関する説明書 VI-3-3-4 計測制御系統施設の強度に関する説明書 VI-3-3-6 放射線管理施設の強度に関する説明書 VI-3-3-7 原子炉格納施設の強度に関する説明書 VI-3-3-8-1 非常用電源設備の強度に関する説明書 VI-3-3-8-3 補機駆動用燃料設備の強度に関する説明書	
	重大事故等クラス2容器及び重大事故等クラス2管のうち主要な耐圧部の溶接部の耐圧試験は、母材と同等の方法、同じ試験圧力にて実施する。【55条4】	—	— (検査・施設管理に関する事項であり、設計対象外)
なお、各機器等のクラス区分の適用については、別紙「主要設備リスト」による。	なお、各機器等のクラス区分の適用については、別紙「主要設備リスト」による。【17条2】【55条5】	—	— (「主要設備リスト」による)
5.2.1 材料について (1) 機械的強度及び化学的成分 a. クラス1機器、クラス1支持構造物及び炉心支持構造物は、その使用される圧力、温度、水質、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分（使用中の応力その他の使用条件に対する適切な耐食性を含む。）を有する材料を使用する。	5.2.1 材料について (1) 機械的強度及び化学的成分 a. クラス1機器、クラス1支持構造物及び炉心支持構造物は、その使用される圧力、温度、水質、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分（使用中の応力その他の使用条件に対する適切な耐食性を含む。）を有する材料を使用する。【17条3】	原子炉冷却系統施設 要目表 計測制御系統施設 要目表 原子炉格納施設 要目表 VI-1-1-6 クラス1機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書 4. 応力腐食割れ発生の抑制策について 4.2 申請範囲における応力腐食割れ発生の抑制策について VI-3-3-3 原子炉冷却系統施設の強度に関する説明書 VI-3-3-4 計測制御系統施設の強度に関する説明書 VI-3-3-7 原子炉格納施設の強度に関する説明書	12. 材料及び構造に係る設計 12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価
b. クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器及びクラス4管は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。	b. クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機	原子炉本体 要目表 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 要目表 原子炉冷却系統施設 要目表 計測制御系統施設 用目表	12. 材料及び構造に係る設計 12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。 【17条4】【55条6】	放射線管理施設 要目表 原子炉格納施設 要目表 非常用電源設備 要目表 火災防護設備 要目表 VI-3-3-1 原子炉本体の強度に関する説明書 VI-3-3-2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の強度に関する説明書 VI-3-3-3 原子炉冷却系統施設の強度に関する説明書 VI-3-3-4 計測制御系統施設の強度に関する説明書 VI-3-3-6 放射線管理施設の強度に関する説明書 VI-3-3-7 原子炉格納施設の強度に関する説明書 VI-3-3-8-1 非常用電源設備の強度に関する説明書 VI-3-3-8-2 火災防護設備の強度計算書	
c. 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物は、その使用される圧力、温度、湿度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。	c. 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物は、その使用される圧力、温度、湿度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。 【17条5】	原子炉格納施設 要目表 VI-3-3-7 原子炉格納施設の強度に関する説明書	12. 材料及び構造に係る設計 12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価
d. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ、低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。	d. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ、低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。 【17条6】	—	— (変更なし)
	e. 重大事故等クラス3機器は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して日本産業規格等に適合した適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。 【55条7】	計測制御系統施設 用目表 放射線管理施設 要目表 非常用電源設備 要目表 VI-3-3-4 計測制御系統施設の強度に関する説明書 VI-3-3-6 放射線管理施設の強度に関する説明書 VI-3-3-7 原子炉格納施設の強度に関する説明書 VI-3-3-8-1 非常用電源設備の強度に関する説明書	12. 材料及び構造に係る設計 12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価
(2) 破壊じん性 a. クラス1容器は、当該容器が使用される圧力、温	(2) 破壊じん性 a. クラス1容器は、当該容器が使用される圧力、温	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
度，放射線，荷重その他の使用条件に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また，破壊じん性は，寸法，材質又は破壊じん性試験により確認する。	度，放射線，荷重その他の使用条件に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また，破壊じん性は，寸法，材質又は破壊じん性試験により確認する。【17条7】		
原子炉圧力容器については，原子炉圧力容器の脆性破壊を防止するため，中性子照射脆化の影響を考慮した最低試験温度を確認し，適切な破壊じん性を維持できるよう，原子炉冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを保安規定に定めて管理する。	原子炉圧力容器については，原子炉圧力容器の脆性破壊を防止するため，中性子照射脆化の影響を考慮した最低試験温度を確認し，適切な破壊じん性を維持できるよう，原子炉冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを保安規定に定めて管理する。【14条21】	運用に関する記載であり，保安規定にて対応	—
b. クラス1機器（クラス1容器を除く。），クラス1支持構造物（クラス1管及びクラス1弁を支持するものを除く。），クラス2機器，クラス3機器（工学的安全施設に属するものに限る。），原子炉格納容器，原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は，その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また，破壊じん性は，寸法，材質又は破壊じん性試験により確認する。	b. クラス1機器（クラス1容器を除く。），クラス1支持構造物（クラス1管及びクラス1弁を支持するものを除く。），クラス2機器，クラス3機器（工学的安全施設に属するものに限る。），原子炉格納容器，原子炉格納容器支持構造物，炉心支持構造物及び重大事故等クラス2機器は，その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また，破壊じん性は，寸法，材質又は破壊じん性試験により確認する。【17条8】【55条8】	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 要目表 原子炉冷却系統施設 要目表 計測制御系統施設 要目表 放射線管理施設 要目表 原子炉格納施設 要目表 非常用電源設備 要目表 VI-3-3-2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の強度に関する説明書 VI-3-3-3 原子炉冷却系統施設の強度に関する説明書 VI-3-3-4 計測制御系統施設の強度に関する説明書 VI-3-3-6 放射線管理施設の強度に関する説明書 VI-3-3-7 原子炉格納施設の強度に関する説明書 VI-3-3-8-1 非常用電源設備の強度に関する説明書	12. 材料及び構造に係る設計 12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価
	重大事故等クラス2機器のうち，原子炉圧力容器については，重大事故等時における温度，放射線，荷重その他の使用条件に対して損傷するおそれがない設計とする。【55条9】	原子炉本体 要目表 VI-1-2-2 原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書 2. 基本方針 3. 脆性破壊防止に対する設計 4. 評価対象と評価方法 6. 最低使用温度に基づく評価 7. 関連温度に基づく評価 8. 上部棚吸収エネルギーの評価	12. 材料及び構造に係る設計 12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価 VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1 3. 原子炉圧力容器の脆性破壊防止に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
c. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ, 低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは, その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また, 破壊じん性は, 寸法, 材質又は破壊じん性試験により確認する。	c. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ, 低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは, その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また, 破壊じん性は, 寸法, 材質又は破壊じん性試験により確認する。【17条9】	—	— (変更なし)
(3) 非破壊試験 クラス1機器, クラス1支持構造物(棒及びボルトに限る。), クラス2機器(鋳造品に限る。)及び炉心支持構造物に使用する材料は, 非破壊試験により有害な欠陥がないことを確認する。	(3) 非破壊試験 クラス1機器, クラス1支持構造物(棒及びボルトに限る。), クラス2機器(鋳造品に限る。), 炉心支持構造物及び重大事故等クラス2機器(鋳造品に限る。)に使用する材料は, 非破壊試験により有害な欠陥がないことを確認する。【17条10】【55条10】	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 要目表 原子炉冷却系統施設 要目表 計測制御系統施設 要目表 VI-1-1-6 クラス1機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書 4. 応力腐食割れ発生の抑制策について 4.2 申請範囲における応力腐食割れ発生の抑制策について VI-3-3-2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の強度に関する説明書 VI-3-3-3 原子炉冷却系統施設の強度に関する説明書 VI-3-3-4 計測制御系統施設の強度に関する説明書	12. 材料及び構造に係る設計 12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価
5.2.2 構造及び強度について (1) 延性破断の防止 a. クラス1機器, クラス2機器, クラス3機器, 原子炉格納容器及び炉心支持構造物は, 最高使用圧力, 最高使用温度及び機械的荷重が負荷されている状態(以下「設計上定める条件」という。)において, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。	5.2.2 構造及び強度について (1) 延性破断の防止 a. クラス1機器, クラス2機器, クラス3機器, 原子炉格納容器, 炉心支持構造物, 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス3機器は, 最高使用圧力, 最高使用温度及び機械的荷重が負荷されている状態(以下「設計上定める条件」という。)において, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。【17条11】【55条11】	原子炉本体 要目表 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 要目表 原子炉冷却系統施設 要目表 計測制御系統施設 要目表 放射線管理施設 要目表 原子炉格納施設 要目表 非常用電源設備 要目表 火災防護設備 要目表 VI-3-3-1 原子炉本体の強度に関する説明書 VI-3-3-2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の強度に関する説明書 VI-3-3-3 原子炉冷却系統施設の強度に関する説明書	12. 材料及び構造に係る設計 12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		VI-3-3-4 計測制御系統施設の強度に関する説明書 VI-3-3-6 放射線管理施設の強度に関する説明書 VI-3-3-7 原子炉格納施設の強度に関する説明書 VI-3-3-8-1 非常用電源設備の強度に関する説明書 VI-3-3-8-2 火災防護設備の強度計算書	
b. クラス1支持構造物及び原子炉格納容器支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。	b. クラス1支持構造物及び原子炉格納容器支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。【17条12】	原子炉冷却系統施設 要目表 計測制御系統施設 要目表 VI-3-3-3 原子炉冷却系統施設の強度に関する説明書 VI-3-3-4 計測制御系統施設の強度に関する説明書	12. 材料及び構造に係る設計 12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価
c. クラス1支持構造物であって、クラス1容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものは、b.にかかわらず、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。	c. クラス1支持構造物であって、クラス1容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものは、b.にかかわらず、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。【17条13】	—	— (変更なし)
d. クラス1容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1管、クラス1弁、クラス1支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物にあつては、運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力が集中する構造上の不連続部については、補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。	d. クラス1容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1管、クラス1弁、クラス1支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物にあつては、運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力が集中する構造上の不連続部については、補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。【17条14】	原子炉冷却系統施設 要目表 計測制御系統施設 要目表 原子炉格納施設 要目表 VI-3-3-3 原子炉冷却系統施設の強度に関する説明書 VI-3-3-4 計測制御系統施設の強度に関する説明書 VI-3-3-7 原子炉格納施設の強度に関する説明書	12. 材料及び構造に係る設計 12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価
e. クラス1容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1管、クラス1支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じない設計とする。	e. クラス1容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1管、クラス1支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じない設計とする。【17条15】	原子炉冷却系統施設 要目表 計測制御系統施設 要目表 原子炉格納施設 要目表 VI-3-3-3 原子炉冷却系統施設の強度に関する説明書 VI-3-3-4 計測制御系統施設の強度に関する説明書 VI-3-3-7 原子炉格納施設の強度に関する説明書	12. 材料及び構造に係る設計 12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価
f. クラス4管は、設計上定める条件において、延性	f. クラス4管は、設計上定める条件において、延性	—	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
破断に至る塑性変形を生じない設計とする。	破断に至る塑性変形を生じない設計とする。【17条16】		(変更なし)
g. クラス1容器(ボルトその他の固定用金具, オメガシールその他のシールを除く。), クラス1支持構造物(クラス1容器に溶接により取り付けられ, その損壊により, クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。)及び原子炉格納容器(著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。)は, 試験状態において, 全体的な塑性変形が生じない設計とする。また, 応力が集中する構造上の不連続部については, 補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。	g. クラス1容器(ボルトその他の固定用金具, オメガシールその他のシールを除く。), クラス1支持構造物(クラス1容器に溶接により取り付けられ, その損壊により, クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。)及び原子炉格納容器(著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。)は, 試験状態において, 全体的な塑性変形が生じない設計とする。また, 応力が集中する構造上の不連続部については, 補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。【17条17】	原子炉格納施設 要目表 VI-3-3-7 原子炉格納施設の強度に関する説明書	12. 材料及び構造に係る設計 12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価
h. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ, 低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは, 運転状態I, 運転状態II及び運転状態IV(異物付着による差圧を考慮)において, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。	h. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ, 低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは, 運転状態I, 運転状態II及び運転状態IV(異物付着による差圧を考慮)において, 全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。【17条18】	—	— (変更なし)
i. クラス2支持構造物であって, クラス2機器に溶接により取り付けられ, その損壊によりクラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものには, 運転状態I及び運転状態IIにおいて, 延性破断が生じない設計とする。	i. クラス2支持構造物であって, クラス2機器に溶接により取り付けられ, その損壊によりクラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものには, 運転状態I及び運転状態IIにおいて, 延性破断が生じない設計とする。【17条19】	原子炉冷却系統施設 要目表 計測制御系統施設 要目表	12. 材料及び構造に係る設計 12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価
	j. 重大事故等クラス2支持構造物であって, 重大事故等クラス2機器に溶接により取り付けられ, その損壊により重大事故等クラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものは, 設計上定める条件において, 延性破断が生じない設計とする。【55条12】	原子炉本体 要目表 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 要目表 原子炉冷却系統施設 要目表 計測制御系統施設 要目表 放射線管理施設 要目表 原子炉格納施設 要目表 非常用電源設備 要目表 VI-3-3-1 原子炉本体の強度に関する説明書 VI-3-3-2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の強度に関する説明書 VI-3-3-3 原子炉冷却系統施設の強度に関する説明	12. 材料及び構造に係る設計 12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		<p>書</p> <p>VI-3-3-4 計測制御系統施設の強度に関する説明書</p> <p>VI-3-3-6 放射線管理施設の強度に関する説明書</p> <p>VI-3-3-7 原子炉格納施設の強度に関する説明書</p> <p>VI-3-3-8-1 非常用電源設備の強度に関する説明書</p>	
<p>(2) 進行性変形による破壊の防止</p> <p>クラス1容器（ボルトその他の固定用金具を除く。）、クラス1管、クラス1弁（弁箱に限る。）、クラス1支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じない設計とする。</p>	<p>(2) 進行性変形による破壊の防止</p> <p>クラス1容器（ボルトその他の固定用金具を除く。）、クラス1管、クラス1弁（弁箱に限る。）、クラス1支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じない設計とする。【17条20】</p>	<p>原子炉冷却系統施設 要目表</p> <p>計測制御系統施設 要目表</p> <p>原子炉格納施設 要目表</p> <p>VI-3-3-3 原子炉冷却系統施設の強度に関する説明書</p> <p>VI-3-3-4 計測制御系統施設の強度に関する説明書</p> <p>VI-3-3-7 原子炉格納施設の強度に関する説明書</p>	<p>12. 材料及び構造に係る設計</p> <p>12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価</p>
<p>(3) 疲労破壊の防止</p> <p>a. クラス1容器、クラス1管、クラス1弁（弁箱に限る。）、クラス1支持構造物、クラス2管（伸縮継手を除く。）、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じない設計とする。</p>	<p>(3) 疲労破壊の防止</p> <p>a. クラス1容器、クラス1管、クラス1弁（弁箱に限る。）、クラス1支持構造物、クラス2管（伸縮継手を除く。）、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じない設計とする。【17条21】</p>	<p>原子炉冷却系統施設 要目表</p> <p>計測制御系統施設 要目表</p> <p>原子炉格納施設 要目表</p> <p>VI-3-3-3 原子炉冷却系統施設の強度に関する説明書</p> <p>VI-3-3-4 計測制御系統施設の強度に関する説明書</p> <p>VI-3-3-7 原子炉格納施設の強度に関する説明書</p>	<p>12. 材料及び構造に係る設計</p> <p>12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価</p>
<p>b. クラス2機器、クラス3機器及び原子炉格納容器の伸縮継手は、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じない設計とする。</p>	<p>b. クラス2機器、クラス3機器、原子炉格納容器及び重大事故等クラス2機器の伸縮継手並びに重大事故等クラス2管（伸縮継手を除く。）は、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じない設計とする。【17条22】【55条13】</p>	<p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 要目表</p> <p>原子炉冷却系統施設 要目表</p> <p>計測制御系統施設 要目表</p> <p>放射線管理施設 要目表</p> <p>原子炉格納施設 要目表</p> <p>火災防護設備 要目表</p> <p>VI-3-3-2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の強度に関する説明書</p> <p>VI-3-3-3 原子炉冷却系統施設の強度に関する説明書</p> <p>VI-3-3-6 放射線管理施設の強度に関する説明書</p> <p>VI-3-3-7 原子炉格納施設の強度に関する説明書</p>	<p>12. 材料及び構造に係る設計</p> <p>12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		VI-3-3-8-2 火災防護設備の強度計算書 V-3-3-7-3 浸水防護施設の強度に関する説明書	
(4) 座屈による破壊の防止 a. クラス1容器（胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。）、クラス1支持構造物、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。	(4) 座屈による破壊の防止 a. クラス1容器（胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。）、クラス1支持構造物、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。【17条23】	原子炉冷却系統施設 要目表 計測制御系統施設 要目表 VI-3-3-3 原子炉冷却系統施設の強度に関する説明書 VI-3-3-4 計測制御系統施設の強度に関する説明書	12. 材料及び構造に係る設計 12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価
b. クラス1容器（胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。）及びクラス1支持構造物（クラス1容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）は、試験状態において、座屈が生じない設計とする。	b. クラス1容器（胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。）及びクラス1支持構造物（クラス1容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）は、試験状態において、座屈が生じない設計とする。【17条24】	—	— (変更なし)
c. クラス1管、クラス2容器、クラス2管及びクラス3機器は、設計上定める条件において、座屈が生じない設計とする。	c. クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3機器、重大事故等クラス2容器、重大事故等クラス2管及び重大事故等クラス2支持構造物（重大事故等クラス2機器に溶接により取り付けられ、その損壊により重大事故等クラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）は、設計上定める条件において、座屈が生じない設計とする。【17条25】【55条14】	原子炉本体 要目表 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 要目表 原子炉冷却系統施設 要目表 計測制御系統施設 要目表 放射線管理施設 要目表 原子炉格納施設 要目表 非常用電源設備 要目表 火災防護設備 要目表 VI-3-3-1 原子炉本体の強度に関する説明書 VI-3-3-2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の強度に関する説明書 VI-3-3-3 原子炉冷却系統施設の強度に関する説明書 VI-3-3-4 計測制御系統施設の強度に関する説明書 VI-3-3-6 放射線管理施設の強度に関する説明書 VI-3-3-7 原子炉格納施設の強度に関する説明書 VI-3-3-8-1 非常用電源設備の強度に関する説明書 VI-3-3-8-2 火災防護設備の強度計算書	12. 材料及び構造に係る設計 12.1 クラス機器及び支持構造物の強度評価

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
d. 原子炉格納容器は、設計上定める条件並びに運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。	d. 原子炉格納容器は、設計上定める条件並びに運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。【17条26】	—	— (変更なし)
e. クラス2支持構造物であって、クラス2機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものには、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、座屈が生じないよう設計する。	e. クラス2支持構造物であって、クラス2機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものには、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、座屈が生じないよう設計する。【17条27】	—	— (変更なし)
5.2.3 主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）について クラス1容器、クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、クラス4管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部は、次のとおりとし、使用前事業者検査により適用基準及び適用規格に適合していることを確認する。 ・不連続で特異な形状でない設計とする。 ・溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認する。 ・適切な強度を有する設計とする。 ・適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。	5.2.3 主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）について クラス1容器、クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、クラス4管、原子炉格納容器、重大事故等クラス2容器及び重大事故等クラス2管のうち主要な耐圧部の溶接部は、次のとおりとし、使用前事業者検査により適用基準及び適用規格に適合していることを確認する。【17条28】【55条15】 ・不連続で特異な形状でない設計とする。【17条29】【55条16】 ・溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認する。【17条30】【55条17】 ・適切な強度を有する設計とする。【17条31】【55条18】 ・適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。【17条32】【55条19】	—	— (検査に関する事項であり、設計対象外)
5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止 クラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応	5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止 クラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物、炉心支持構造物、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物は、使用される環境条件を踏まえ応		— (検査・施設管理に関する事項であり、設計対象外)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。</p> <p>使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。</p> <p>使用中のクラス1機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。</p>	<p>力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。【18条1】【56条1】</p> <p>使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物、炉心支持構造物、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物は、亀裂その他の欠陥により破壊が引き起こされないよう、<u>保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。【18条2】【56条2】</u></p> <p>使用中のクラス1機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、<u>保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。【18条3】</u></p>	<p><下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p><下線部> —</p>
<p>5.4 耐圧試験等</p> <p>(1) クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、施設時に、次に定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の0.9倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E S N C 1）等に従って実施する。</p> <p>a. 内圧を受ける機器に係る耐圧試験の圧力は、機器の最高使用圧力を超え、かつ、機器に生ずる全体的な変形が弾性域の範囲内となる圧力とする。</p>	<p>5.4 耐圧試験等</p> <p>(1) クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、施設時に、次に定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の0.9倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。【21条2】</p> <p>なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E S N C 1）等に従って実施する。【21条3】</p> <p>a. 内圧を受ける機器に係る耐圧試験の圧力は、機器の最高使用圧力を超え、かつ、機器に生ずる全体的な変形が弾性域の範囲内となる圧力とする。【21条4】</p>	<p>—</p>	<p>— (検査に関する事項であり、設計対象外)</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>ただし、クラス1機器、クラス2管又はクラス3管であって原子炉圧力容器と一体で耐圧試験を行う場合の圧力は、燃料体の装荷までの間に試験を行った後においては、通常運転時の圧力を超える圧力とする。</p> <p>b. 内部が大気圧未満になることにより、大気圧による外圧を受ける機器の耐圧試験の圧力は、大気圧と内圧との最大の差を上回る圧力とする。この場合において、耐圧試験の圧力は機器の内面から加えることができる。</p> <p>(3) 使用中のクラス1機器、クラス2機器、クラス3機器及びクラス4管は、通常運転時における圧力で、漏えい試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、漏えい試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」(J S M E S N A 1)等に従って実施する。</p>	<p>ただし、クラス1機器、クラス2管又はクラス3管であって原子炉圧力容器と一体で耐圧試験を行う場合の圧力は、燃料体の装荷までの間に試験を行った後においては、通常運転時の圧力を超える圧力とする。【21条5】</p> <p>b. 内部が大気圧未満になることにより、大気圧による外圧を受ける機器の耐圧試験の圧力は、大気圧と内圧との最大の差を上回る圧力とする。この場合において、耐圧試験の圧力は機器の内面から加えることができる。【21条6】</p> <p>(2) 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス3機器に属する機器は、施設時に、当該機器の使用時における圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。【58条1】</p> <p>なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(J S M E S N C 1)等に従って実施する。【58条2】</p> <p>ただし、使用時における圧力で耐圧試験を行うことが困難な場合は、運転性能試験結果を用いた評価等により確認する。【58条3】</p> <p>重大事故等クラス3機器であって、消防法に基づく技術上の規格等を満たす一般産業品の完成品は、上記によらず、運転性能試験や目視等による有害な欠陥がないことの確認とすることもできるものとする。【58条4】</p> <p>(3) 使用中のクラス1機器、クラス2機器、クラス3機器及びクラス4管は、通常運転時における圧力で、使用中の重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス3機器に属する機器は、当該機器の使用時における圧力で漏えい試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。【21条7】【58条5】</p> <p>なお、漏えい試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」(J S M E S N A 1)等に従って実施する。【21条8】【58条6】</p>		

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>(4) 原子炉格納容器は、最高使用圧力の0.9倍に等しい気圧で気密試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、漏えい率試験は、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203)等に従って行う。</p> <p>ただし、原子炉格納容器隔離弁の単一故障の考慮については、判定基準に適切な余裕係数を見込むか、内側隔離弁を開とし外側隔離弁を閉として試験を実施する。</p>	<p>ただし、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス3機器に属する機器は使用時における圧力で試験を行うことが困難な場合は、運転性能試験結果を用いた評価等により確認する。【58条7】</p> <p>重大事故等クラス3機器であって、消防法に基づく技術上の規格等を満たす一般産業品の完成品は、上記によらず、運転性能試験や目視等による有害な欠陥がないことの確認とすることもできるものとする。</p> <p>【58条8】</p> <p>(4) 原子炉格納容器は、最高使用圧力の0.9倍に等しい気圧で気密試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。【21条9】</p> <p>なお、漏えい率試験は、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203)等に従って行う。【21条10】</p> <p>ただし、原子炉格納容器隔離弁の単一故障の考慮については、判定基準に適切な余裕係数を見込むか、内側隔離弁を開とし外側隔離弁を閉として試験を実施する。【21条11】</p>		
<p>5.5 安全弁等</p> <p>蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板、真空破壊弁及び真空破壊装置は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1)及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2001) 及び (JSME S NC1-2005) 【事例規格】 過圧防護に関する規定 (NC-CC-001)」に適合するよう以下のとおり設計する。</p> <p>なお、安全弁、逃がし弁、破壊板、真空破壊弁及び真空破壊装置については、施設時に適用した告示 (通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準 (昭和55年通商産業省告示第501号)」) の</p>	<p>5.5 安全弁等</p> <p>蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板、真空破壊弁及び真空破壊装置は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1)及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2001) 及び (JSME S NC1-2005) 【事例規格】 過圧防護に関する規定 (NC-CC-001)」に適合するよう以下のとおり設計する。</p> <p>【20条1】【57条1】</p> <p>なお、安全弁、逃がし弁、破壊板、真空破壊弁及び真空破壊装置については、施設時に適用した告示 (通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準 (昭和55年通商産業省告示第501号)」) の</p>	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
規定に適合する設計とする。	規定に適合する設計とする。【20条2】【57条2】		
<p>安全弁及び逃がし弁（以下「安全弁等」という。）は、確実に作動する構造を有する設計とする。</p> <p>安全弁等の弁軸は、弁座面からの漏えいを適切に防止できる構造とする。</p> <p>安全弁等又は真空破壊弁及び真空破壊装置の材料は、容器及び管の重要度に応じて適切な材料を使用する。</p> <p>設計基準対象施設に係る安全弁又は逃がし弁（以下「5.5 安全弁等」において「安全弁」という。）のうち、補助作動装置付きの安全弁にあつては、当該補助作動装置が故障しても系統の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な吹出し容量が得られる構造とする。</p>	<p>安全弁及び逃がし弁（以下「安全弁等」という。）は、確実に作動する構造を有する設計とする。【20条3】【57条3】</p> <p>安全弁等の弁軸は、弁座面からの漏えいを適切に防止できる構造とする。【20条4】【57条4】</p> <p>安全弁等又は真空破壊弁及び真空破壊装置の材料は、容器及び管の重要度に応じて適切な材料を使用する。【20条5】【20条24】【57条5】【57条23】</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に係る安全弁又は逃がし弁（以下「5.5 安全弁等」において「安全弁」という。）のうち、補助作動装置付きの安全弁にあつては、当該補助作動装置が故障しても系統の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な吹出し容量が得られる構造とする。【20条6】【57条6】</p>	<p>原子炉冷却系統施設 要目表</p> <p>計測制御系統施設 要目表</p> <p>非常用電源設備 要目表</p> <p>構造図</p> <p>4.2.1 主蒸気系</p> <p>4.3.1 残留熱除去系（残留熱除去設備）</p> <p>4.4.1 高圧炉心スプレイ系</p> <p>4.4.2 低圧炉心スプレイ系</p> <p>4.4.4 原子炉隔離時冷却系</p> <p>5.3.1 ほう酸水注入系（ほう酸水注入設備）</p> <p>9.1.1.1 非常用ディーゼル発電設備</p> <p>9.1.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備</p>	15. 安全弁等の設計
<p>設計基準対象施設のうち減圧弁を有する管にあつて、その低圧側の設備が高圧側の圧力に耐えられる設計となっていないものうちクラス1管以外のものについては、減圧弁の低圧側の系統の健全性を維持するために必要な容量を持つ安全弁を1個以上、減圧弁に接近して設置し、高圧側の圧力による損傷を防止する設計とする。</p>	<p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備のうち減圧弁を有する管にあつて、その低圧側の設備が高圧側の圧力に耐えられる設計となっていないものうちクラス1管以外のものについては、減圧弁の低圧側の系統の健全性を維持するために必要な容量を持つ安全弁を1個以上、減圧弁に接近して設置し、高圧側の圧力による損傷を防止する設計とする。【20条11】【57条11】</p>	<p>原子炉冷却系統施設 要目表</p> <p>計測制御系統施設 要目表</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設）</p> <p>計測制御系統施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>5.3.1 ほう酸水注入系</p> <p>計測制御系統施設に係る系統図</p> <p>5.3.1 ほう酸水注入系</p>	15. 安全弁等の設計
<p>なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p>	<p>なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。【20条12】【57条12】</p>	<p>原子炉冷却系統施設 要目表</p> <p>計測制御系統施設 要目表</p> <p>VI-4-1 安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書</p> <p>4. 計測制御系統施設の安全弁等の容量計算結果</p>	15. 安全弁等の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		4.2 吹出量の計算 (RV227-1A, B) 4.2.5 評価結果	
また、安全弁は、吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。	また、安全弁は、吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。【20条13】【57条13】	原子炉冷却系統施設 要目表 計測制御系統施設 要目表	15. 安全弁等の設計
なお、クラス1管には減圧弁を設置しない設計とする。	なお、クラス1管には減圧弁を設置しない設計とする。【20条14】	—	— (変更なし)
原子炉圧力容器、所内ボイラー及び原子炉格納容器を除く設計基準対象施設に属する容器又は管であって、内部に過圧が生ずるおそれがあるものにあつては、過圧防止に必要な容量を持つ安全弁等を1個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。	原子炉圧力容器、所内ボイラー及び原子炉格納容器を除く設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に属する容器又は管であつて、内部に過圧が生ずるおそれがあるものにあつては、過圧防止に必要な容量を持つ安全弁等を1個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。【20条15】【57条14】	原子炉冷却系統施設 要目表 計測制御系統施設 要目表 非常用電源設備 要目表 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.2.1 主蒸気系 4.3.1 残留熱除去系 (残留熱除去設備) 4.4.1 高圧炉心スプレイ系 4.4.2 低圧炉心スプレイ系 4.4.4 原子炉隔離時冷却系 4.4.5 低圧原子炉代替注水系 4.4.6 残留熱除去系 (非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備) 4.4.7 ほう酸水注入系 (非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備) 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.2.1 主蒸気系 4.3.1 残留熱除去系 (残留熱除去設備) 4.4.1 高圧炉心スプレイ系 4.4.2 低圧炉心スプレイ系 4.4.4 原子炉隔離時冷却系 4.4.5 低圧原子炉代替注水系 4.4.6 残留熱除去系 (非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備) 4.4.7 ほう酸水注入系 (非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備)	15. 安全弁等の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		4.7.1 原子炉浄化系 計測制御系統施設に係る機器の配置を明示した図面 5.3.1 ほう酸水注入系（ほう酸水注入設備） 計測制御系統施設に係る系統図 5.3.1 ほう酸水注入系（ほう酸水注入設備） 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 9.1.1.1 非常用ディーゼル発電設備 9.1.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 非常用電源設備に係る系統図 9.1.1.1 非常用ディーゼル発電設備 9.1.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	
<p>なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p>	<p>なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。【20条16】【57条15】</p>	原子炉冷却系統施設 要目表 計測制御系統施設 要目表 非常用電源設備 要目表 VI-4-1 安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書 3. 原子炉冷却系統施設の安全弁等の容量計算結果 3.1 吹出量の計算 (RV222-1A) 3.2 吹出量の計算 (RV222-1B) 3.3 吹出量の計算 (RV222-1C) 3.4 吹出量の計算 (RV222-2) 3.5 吹出量の計算 (RV224-1) 3.6 吹出量の計算 (RV223-1) 3.7 吹出量の計算 (RV221-1) 4. 計測制御系統施設の安全弁等の容量計算結果 4.1 吹出量の計算 (RV225-1A, B) 4.2 吹出量の計算 (RV227-1A, B)	15. 安全弁等の設計
<p>また、安全弁は吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。 安全弁等の入口側に破壊板を設ける場合は、当該容</p>	<p>また、安全弁は吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。【20条17】【57条16】 安全弁等の入口側に破壊板を設ける場合は、当該容</p>	原子炉冷却系統施設 要目表 計測制御系統施設 要目表 非常用電源設備 要目表	15. 安全弁等の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
器の最高使用圧力以下で破壊し、破壊板の破壊により安全弁等の機能を損なわないよう設計する。	器の最高使用圧力以下で破壊し、破壊板の破壊により安全弁等の機能を損なわないよう設計する。【20条18】 【57条17】		
設計基準対象施設に属する容器又は管に設置する安全弁等の出口側には、破壊板を設置しない設計とする。	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に属する容器又は管に設置する安全弁等の出口側には、破壊板を設置しない設計とする。【20条19】【57条18】	原子炉冷却系統施設 要目表 計測制御系統施設 要目表 非常用電源設備 要目表 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.2.1 主蒸気系 4.3.1 残留熱除去系（残留熱除去設備） 4.4.1 高圧炉心スプレイ系 4.4.2 低圧炉心スプレイ系 4.4.4 原子炉隔離時冷却系 4.4.5 低圧原子炉代替注水系 4.4.6 残留熱除去系（非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備） 4.4.7 ほう酸水注入系（非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備） 4.7.1 原子炉浄化系 計測制御系統施設に係る系統図 5.3.1 ほう酸水注入系（ほう酸水注入設備） 非常用電源設備に係る系統図 9.1.1.1 非常用ディーゼル発電設備 9.1.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	15. 安全弁等の設計
設計基準対象施設に属する容器として、液体炭酸ガス等の安全弁等の作動を不能にするおそれのある物質を内包する容器にあつては、容器の過圧防止に必要な容量を持つ破壊板を1個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。 なお、容量は吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、容器の圧力をその最高使用圧力の	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に属する容器として、液体炭酸ガス等の安全弁等の作動を不能にするおそれのある物質を内包する容器にあつては、容器の過圧防止に必要な容量を持つ破壊板を1個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。【20条20】【57条19】 なお、容量は吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、容器の圧力をその最高使用圧力の	原子炉格納施設 要目表 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.1 真空破壊装置及びベントヘッド並びにダウンカメラ	15. 安全弁等の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>なお、容器と破壊板との間に連絡管は設置しない設計とする。</p> <p>設計基準対象施設に属する容器又は管に設置する安全弁等又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設置する場合は、施錠開により発電用原子炉の起動時及び運転中に止め弁が全開している事が確認できる設計とし、保安規定に定めて管理する。</p> <p>内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定める圧力を超える圧力を受けるおそれがある設計基準対象施設に属する容器又は管については、適切な箇所に過圧防止に必要な容量以上となる真空破壊弁を1個以上設置し、負圧による容器又は管の損傷を防止する設計とする。</p> <p>設計基準対象施設のうち、流体に放射性物質を含む系統に設置する安全弁等、破壊板又は真空破壊弁は、放出される流体を、放射性廃棄物を一時的に貯蔵するタンクを介して廃棄物処理施設に導くことにより、安全に処理することができるよう設計する。</p>	<p>1.1 倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。【20条21】【57条20】</p> <p>なお、容器と破壊板との間に連絡管は設置しない設計とする。【20条22】【57条21】</p> <p><u>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に属する容器又は管に設置する安全弁等又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設置する場合は、施錠開により発電用原子炉の起動時及び運転中に止め弁が全開している事が確認できる設計とし、保安規定に定めて管理する。【20条23】【57条22】</u></p> <p>内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定める圧力を超える圧力を受けるおそれがある設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に属する容器又は管については、適切な箇所に過圧防止に必要な容量以上となる真空破壊弁を1個以上設置し、負圧による容器又は管の損傷を防止する設計とする。【20条27】【57条25】</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備のうち、流体に放射性物質を含む系統に設置する安全弁等、破壊板又は真空破壊弁は、放出される流体を、放射性廃棄物を一時的に貯蔵するタンクを介して廃棄物処理施設に導くことにより、安全に処理することができるよう設計する。【20条28】【57条26】</p>	<p><下線部></p> <p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p><下線部></p> <p>—</p>
<p>5.6 逆止め弁</p> <p>放射性物質を含む原子炉冷却材を内包する容器若しくは管又は放射性廃棄物処理設備（排気筒並びに廃棄物貯蔵設備及び換気設備を除く。）へ放射性物質を含まない流体を導く管には、逆止め弁を設ける設計とし、放射性物質を含む流体が放射性物質を含まない流体側へ逆流することによる汚染拡大を防止する。</p> <p>ただし、上記において、放射性物質を含む流体と放射性物質を含まない流体を導く管が直接接続されていない場合又は十分な圧力差を有している場合は、逆流するおそれがないため、逆止め弁の設置を不要とす</p>	<p>5.6 逆止め弁</p> <p>放射性物質を含む原子炉冷却材を内包する容器若しくは管又は放射性廃棄物処理設備（排気筒並びに廃棄物貯蔵設備及び換気設備を除く。）へ放射性物質を含まない流体を導く管には、逆止め弁を設ける設計とし、放射性物質を含む流体が放射性物質を含まない流体側へ逆流することによる汚染拡大を防止する。【30条1】</p> <p>ただし、上記において、放射性物質を含む流体と放射性物質を含まない流体を導く管が直接接続されていない場合又は十分な圧力差を有している場合は、逆</p>	<p>—</p>	<p>—</p> <p>(変更なし)</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
る。	流すおそれがないため、逆止め弁の設置を不要とする。【30条2】		
<p>5.7 内燃機関の設計条件</p> <p>5.7.1 設計基準対象施設</p> <p>設計基準対象施設に施設する内燃機関（以下「内燃機関」という。）は、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有する設計とする。</p>	<p>5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件</p> <p>5.7.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に施設する内燃機関（以下「内燃機関」という。）及び重大事故等対処施設に施設するガスタービン（以下「ガスタービン」という。）は、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有する設計とする。【48条15】【78条3】【78条10】</p>	<p>非常用電源設備 要目表</p> <p>VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針</p> <p>2.1.1 ガスタービン</p> <p>(1) ガスタービン等の構造</p> <p>2.1.2 内燃機関</p> <p>(1) 内燃機関等の構造</p> <p>VI-3-別添 4-3 発電用火力設備の技術基準による強度評価書</p> <p>2. その他発電用原子炉の附属施設(非常用電源設備)のガスタービン及び内燃機関の強度評価書</p>	<p>12. 材料及び構造に係る設計</p> <p>12.5 発電用火力設備の技術基準による強度評価</p> <p>17. 内燃機関及びガスタービンの設計</p>
	<p>ガスタービンは、ガスの温度が著しく上昇した場合に燃料の流入を自動的に遮断する装置が作動したときに達するガス温度に対して構造上十分な熱的強度を有する設計とする。【78条4】</p>	<p>VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針</p> <p>2.1.1 ガスタービン</p> <p>(1) ガスタービン等の構造</p> <p>VI-3-別添 4-3 発電用火力設備の技術基準による強度評価書</p> <p>2. その他発電用原子炉の附属施設(非常用電源設備)のガスタービン及び内燃機関の強度評価書</p>	<p>12. 材料及び構造に係る設計</p> <p>12.5 発電用火力設備の技術基準による強度評価</p> <p>17. 内燃機関及びガスタービンの設計</p>
<p>内燃機関の軸受は運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じない設計とする。</p>	<p>内燃機関及びガスタービンの軸受は運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じない設計とする。【48条16】【78条5】【78条11】</p>	<p>VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針</p> <p>2.1.1 ガスタービン</p> <p>(1) ガスタービン等の構造</p>	<p>12. 材料及び構造に係る設計</p> <p>12.5 発電用火力設備の技術基準による強度評価</p> <p>17. 内燃機関及びガスタービンの設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		2.1.2 内燃機関 (1) 内燃機関等の構造 VI-3-別添 4-3 発電用火力設備の技術基準による強度評価書 2. その他発電用原子炉の附属施設(非常用電源設備)のガスタービン及び内燃機関の強度評価書	
	ガスタービンの危険速度は、調速装置により調整可能な最小の回転速度から非常調速装置が作動したときに達する回転速度までの間に発生しないように設計する。【78条6】	非常用電源設備 要目表	17. 内燃機関及びガスタービンの設計
内燃機関の耐圧部の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する耐圧部分に生じる応力は当該部分に使用する材料の許容応力以下となる設計とする。	内燃機関及びガスタービンの耐圧部の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する耐圧部分に生じる応力は当該部分に使用する材料の許容応力以下となる設計とする。【48条17】【78条7】【78条12】	非常用電源設備 要目表 VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 2. 基本方針 2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針 2.1.1 ガスタービン (1) ガスタービン等の構造 2.1.2 内燃機関 (1) 内燃機関等の構造 VI-3-別添 4-3 発電用火力設備の技術基準による強度評価書 2. その他発電用原子炉の附属施設(非常用電源設備)のガスタービン及び内燃機関の強度評価書	12. 材料及び構造に係る設計 12.5 発電用火力設備の技術基準による強度評価 17. 内燃機関及びガスタービンの設計
内燃機関を屋内に設置するときは、酸素欠乏の発生のおそれのないように、給排気部を設ける設計とする。	内燃機関を屋内に設置するときは、酸素欠乏の発生のおそれのないように、給排気部を設ける設計とする。【48条39】	—	— (変更なし)
内燃機関は、その回転速度及び出力が負荷の変動により持続的に動揺することを防止する調速装置を設けるとともに、運転中に生じた過速度その他の異常による設備の破損を防止するため、その異常が発生した場合に内燃機関を安全に停止させる非常調速装置を	内燃機関及びガスタービンは、その回転速度及び出力が負荷の変動により持続的に動揺することを防止する調速装置を設けるとともに、運転中に生じた過速度その他の異常による設備の破損を防止するため、その異常が発生した場合に内燃機関及びガスタービン	非常用電源設備 要目表 VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 2. 基本方針	17. 内燃機関及びガスタービンの設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
他の非常停止装置を設置する設計とする。	を安全に停止させる非常調速装置その他の非常停止装置を設置する設計とする。【48条18】【78条8】【78条13】	2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針 2.1.1 ガスタービン (2) 調速装置 (3) 非常停止装置 2.1.2 内燃機関 (2) 調速装置 (3) 非常停止装置	
内燃機関及びその附属設備であって過圧が生じるおそれのあるものには、適切な過圧防止装置を設ける設計とする。	内燃機関及びその附属設備並びにガスタービンの附属設備であって過圧が生じるおそれのあるものには、適切な過圧防止装置を設ける設計とする。【48条19】【78条14】	VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 2. 基本方針 2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針 2.1.1 ガスタービン (4) 過圧防止装置 2.1.2 内燃機関 (4) 過圧防止措置	17. 内燃機関及びガスタービンの設計
内燃機関には、設備の損傷を防止するために、回転速度、潤滑油圧力及び潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。	内燃機関及びガスタービンには、設備の損傷を防止するために、回転速度、潤滑油圧力及び潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。【48条20】【78条9】【78条15】	VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 2. 基本方針 2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針 2.1.1 ガスタービン (5) 計測装置 2.1.2 内燃機関 (5) 計測装置	17. 内燃機関及びガスタービンの設計
内燃機関の附属設備に属する容器及び管は発電用原子炉施設として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の材料及び構造、安全弁等、耐圧試験等の規定を満たす設計とする。	内燃機関及びガスタービンの附属設備に属する容器及び管は発電用原子炉施設として、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の材料及び構造、安全弁等、耐圧試験等の規定を満たす設計とする。【48条14】【78条1】【78条2】	非常用電源設備 要目表 補機駆動用燃料設備 要目表 VI-3-別添 4-3 発電用火力設備の技術基準による強度評価書 2. その他発電用原子炉の附属施設(非常用電源設備)のガスタービン及び内燃機関の強度評価書	12. 材料及び構造に係る設計 12.5 発電用火力設備の技術基準による強度評価 17. 内燃機関及びガスタービンの設計
	5.7.2 可搬型重大事故等対処設備 可搬型の非常用発電装置の内燃機関は、流入する燃料を自動的に調整する調速装置並びに軸受が異常な摩耗、変形及び過熱が生じないよう潤滑油装置を設け	非常用電源設備 要目表 VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 2. 基本方針	17. 内燃機関及びガスタービンの設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	る設計とする。【78条16】	2.2 可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針 2.2.1 可搬型の非常用発電装置 (1) 原動機	
	可搬型の非常用発電装置の内燃機関は、回転速度、潤滑油圧力及び潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。【78条17】	VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 2. 基本方針 2.2 可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針 2.2.1 可搬型の非常用発電装置 (3) 計測装置	17. 内燃機関及びガスタービンの設計
	可搬型の非常用発電装置の内燃機関は、回転速度が著しく上昇した場合及び冷却水温度が著しく上昇した場合等に自動的に停止する設計とする。【78条18】	VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 2. 基本方針 2.2 可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針 2.2.1 可搬型の非常用発電装置 (4) 保護装置	17. 内燃機関及びガスタービンの設計
	可搬型の非常用発電装置の強度については、完成品として一般産業品規格で規定される温度試験等を実施し、定格負荷状態において十分な強度を有する設計とする。【78条19】	VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 2. 基本方針 2.2 可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針 別添5 非常用発電装置（可搬型）の強度に関する説明書 4. 強度評価結果 4.1 JEM-1354又はJEM-1398に規定される温度試験による評価結果	12. 材料及び構造に係る設計 12.6 非常用発電装置（可搬型）の強度評価 17. 内燃機関及びガスタービンの設計
5.8 電気設備の設計条件 5.8.1 設計基準対象施設 設計基準対象施設に施設する電気設備（以下「電気設備」という。）は、感電又は火災のおそれがないように接地し、充電部分に容易に接触できない設計とす	5.8 電気設備の設計条件 5.8.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に施設する電気設備（以下「電気設備」という。）は、感電又は火災のおそれがないように接地し、充電部分に容	VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 2. 基本方針 2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針 2.1.3 発電機	18. 電気設備の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
る。	易に接触できない設計とする。【48条21】【78条20】	(1) 感電, 火災等の防止 2.1.4 遮断器 (1) 感電, 火災等の防止 2.1.5 その他電気設備 (1) 感電, 火災等の防止 VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	
電気設備は, 電路を絶縁し, 電線等が接続部分において電気抵抗を増加させないように端子台等により接続するほか, 期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。	電気設備は, 電路を絶縁し, 電線等が接続部分において電気抵抗を増加させないように端子台等により接続するほか, 期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。【48条22】【78条21】	VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 2. 基本方針 2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針 2.1.3 発電機 (1) 感電, 火災等の防止 2.1.4 遮断器 (1) 感電, 火災等の防止 2.1.5 その他電気設備 (1) 感電, 火災等の防止 VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	18. 電気設備の設計
電気設備における電路に施設する電気機械器具は, 期待される使用状態において発生する熱に耐えるものとし, 高圧又は特別高圧の電気機械器具については, 可燃性の物と隔離する設計とする。	電気設備における電路に施設する電気機械器具は, 期待される使用状態において発生する熱に耐えるものとし, 高圧又は特別高圧の電気機械器具については, 可燃性の物と隔離する設計とする。【48条23】【78条22】	VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 2. 基本方針 2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針 2.1.3 発電機 (1) 感電, 火災等の防止 2.1.5 その他電気設備 (1) 感電, 火災等の防止 VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針	18. 電気設備の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
		2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	
電気設備は、電流が安全かつ確実に大地に通じることができるよう、適切な箇所に接地を施す設計とする。	電気設備は、電流が安全かつ確実に大地に通じることができるよう、適切な箇所に接地を施す設計とする。【48条24】【78条23】	VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 2. 基本方針 2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針 2.1.3 発電機 (1) 感電、火災等の防止 2.1.4 遮断器 (1) 感電、火災等の防止 2.1.5 その他電気設備 (1) 感電、火災等の防止 VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	18. 電気設備の設計
電気設備における高圧の電路と低圧の電路とを結合する変圧器には、適切な箇所に接地を施し、変圧器により特別高圧の電路に結合される高圧の電路には、避雷器を施設する設計とする。	電気設備における高圧の電路と低圧の電路とを結合する変圧器には、適切な箇所に接地を施し、変圧器により特別高圧の電路に結合される高圧の電路には、避雷器を施設する設計とする。【48条25】【78条24】	VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 2. 基本方針 2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針 2.1.5 その他電気設備 (2) 異常の予防及び保護対策 VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	18. 電気設備の設計
電気設備は、電路の必要な箇所に過電流遮断器又は地絡遮断器を施設する設計とする。	電気設備は、電路の必要な箇所に過電流遮断器又は地絡遮断器を施設する設計とする。【48条26】【78条25】	VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 2. 基本方針 2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針 2.1.3 発電機 (2) 異常の予防及び保護対策 (4) 供給支障の防止 2.1.4 遮断器 (2) 異常の予防及び保護対策 (4) 供給支障の防止	18. 電気設備の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		2.1.5 その他電気設備 (1) 異常の予防及び保護対策 VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	
電気設備は、他の電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。	電気設備は、他の電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。【48条27】【78条26】	VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 2. 基本方針 2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針 2.1.3 発電機 (3) 電氣的, 磁氣的障害の防止 2.1.4 遮断器 (3) 電氣的, 磁氣的障害の防止 2.1.5 その他電気設備 (3) 電氣的, 磁氣的障害の防止 VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	18. 電気設備の設計
電気設備のうち高圧又は特別高圧の電気機械器具及び母線等は、取扱者以外の者が容易に立ち入るおそれがないよう発電所にフェンス等を設ける設計とする。	電気設備のうち高圧又は特別高圧の電気機械器具及び母線等は、取扱者以外の者が容易に立ち入るおそれがないよう発電所にフェンス等を設ける設計とする。【48条28】【78条27】	VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 2. 基本方針 2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針 2.1.3 発電機 (1) 感電, 火災等の防止 2.1.4 遮断器 (1) 感電, 火災等の防止 2.1.5 その他電気設備 (1) 感電, 火災等の防止 VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	18. 電気設備の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
電気設備における架空電線は、接触又は誘導作用による感電のおそれがなく、かつ、交通に支障を及ぼすおそれがない高さに施設する設計とする。	電気設備における架空電線は、接触又は誘導作用による感電のおそれがなく、かつ、交通に支障を及ぼすおそれがない高さに施設する設計とする。【48条29】	VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	18. 電気設備の設計
電気設備における電力保安通信線は、他の電線等を損傷するおそれがなく、かつ、接触又は断線によって生じる混触による感電又は火災のおそれがない設計とする。	電気設備における電力保安通信線は、他の電線等を損傷するおそれがなく、かつ、接触又は断線によって生じる混触による感電又は火災のおそれがない設計とする。【48条30】	VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	18. 電気設備の設計
電気設備のうちガス絶縁機器は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、異常な圧力を検知するとともに、使用する絶縁ガスは可燃性、腐食性及び有毒性のない設計とする。	電気設備のうちガス絶縁機器は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、異常な圧力を検知するとともに、使用する絶縁ガスは可燃性、腐食性及び有毒性のない設計とする。【48条31】	VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項 3. 施設の詳細設計方針 3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計 3.3.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	18. 電気設備の設計
電気設備のうち開閉器又は断路器に使用する圧縮空気装置は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、異常な圧力を検知するとともに、圧力が上昇した場合に最高使用圧力に到達する前に圧力を低下させ、空気タンクの圧力が低下した場合に圧力を自動的に回復できる機能を有し、空気タンクは耐食性を有する設計とする。	電気設備のうち開閉器又は断路器に使用する圧縮空気装置は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、異常な圧力を検知するとともに、圧力が上昇した場合に最高使用圧力に到達する前に圧力を低下させ、空気タンクの圧力が低下した場合に圧力を自動的に回復できる機能を有し、空気タンクは耐食性を有する設計とする。【48条32】	VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項 3. 施設の詳細設計方針 3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計 3.3.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	18. 電気設備の設計
電気設備のうち水素冷却式発電機は、水素の漏えい又は空気の混入のおそれがなく、水素が大気圧で爆発する場合に生じる圧力に耐える強度を有し、異常を早期に検知し警報する機能を有する設計とする。	電気設備のうち水素冷却式発電機は、水素の漏えい又は空気の混入のおそれがなく、水素が大気圧で爆発する場合に生じる圧力に耐える強度を有し、異常を早期に検知し警報する機能を有する設計とする。【48条33】	VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項 3. 施設の詳細設計方針 3.2 発電機に関する設計 3.2.2 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	18. 電気設備の設計
電気設備のうち水素冷却式発電機は、軸封部から漏えいした水素を外部に放出でき、発電機内への水素の導入及び発電機内からの水素の外部への放出が安全にできる設計とする。	電気設備のうち水素冷却式発電機は、軸封部から漏えいした水素を外部に放出でき、発電機内への水素の導入及び発電機内からの水素の外部への放出が安全にできる設計とする。【48条34】	VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項 3. 施設の詳細設計方針 3.2 発電機に関する設計 3.2.2 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	18. 電気設備の設計
電気設備のうち発電機又は特別高圧の変圧器には、異常が生じた場合に自動的にこれを電路から遮断す	電気設備のうち発電機又は特別高圧の変圧器には、異常が生じた場合に自動的にこれを電路から遮断す	VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書	18. 電気設備の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
る装置を施設する設計とする。	る装置を施設する設計とする。【48条35】【78条28】	2. 基本方針 2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針 2.1.3 発電機 (4) 供給支障の防止 2.1.4 遮断器 (4) 供給支障の防止 VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項 3. 施設の詳細設計方針 3.2 発電機に関する設計 3.1.1 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止 3.2.2 電気設備の異常の予防等に関する設計事項 3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計 3.3.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	
電気設備のうち発電機及び変圧器等は, 短絡電流により生じる機械的衝撃に耐え, 発電機の回転する部分については非常调速装置及びその他の非常停止装置が動作して達する速度に対し耐える設計とする。	電気設備のうち発電機及び変圧器等は, 短絡電流により生じる機械的衝撃に耐え, 発電機の回転する部分については非常调速装置及びその他の非常停止装置が動作して達する速度に対し耐える設計とする。【48条36】【78条29】	非常用電源設備 要目表 VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 2. 基本方針 2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針 2.1.3 発電機 (4) 供給支障の防止 2.1.4 遮断器 (4) 供給支障の防止 2.1.5 その他電気設備 (4) 供給支障の防止 VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項 3. 施設の詳細設計方針	18. 電気設備の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		3.2 発電機に関する設計 3.2.2 電気設備の異常の予防等に関する設計事項 3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計 3.3.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	
また、蒸気タービンに接続する発電機は、軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有した設計とする。	また、蒸気タービンに接続する発電機は、軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有した設計とする。【48条37】	VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項 3. 施設の詳細設計方針 3.2 発電機に関する設計 3.2.2 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	18. 電気設備の設計
電気設備においては、運転に必要な知識及び技能を有する者が発電所構内に常時駐在し、異常を早期に見て設計とする。	電気設備においては、運転に必要な知識及び技能を有する者が発電所構内に常時駐在し、異常を早期に見て設計とする。【48条38】【78条30】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
電気設備において、発電所の架空電線引込口及び引出口又はこれに近接する箇所には、避雷器を施設する設計とする。	電気設備において、発電所の架空電線引込口及び引出口又はこれに近接する箇所には、避雷器を施設する設計とする。【48条43】	VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項 3. 施設の詳細設計方針 3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計 3.3.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	18. 電気設備の設計
電気設備における電力保安通信線は、機械的衝撃又は火災等により通信の機能を損なうおそれがない設計とする。	電気設備における電力保安通信線は、機械的衝撃又は火災等により通信の機能を損なうおそれがない設計とする。【48条40】	VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.4 電気設備の異常の予防等に関する設計事項	18. 電気設備の設計
電気設備において、電力保安通信設備に使用する無線通信用アンテナを施設する支持物の材料及び構造は、風圧荷重を考慮し、倒壊により通信の機能を損なうおそれがない設計とする。	電気設備において、電力保安通信設備に使用する無線通信用アンテナを施設する支持物の材料及び構造は、風圧荷重を考慮し、倒壊により通信の機能を損なうおそれがない設計とする。【48条41】	—	— (変更なし)
	5.8.2 可搬型重大事故等対処設備 可搬型の非常用発電装置の発電機は、電氣的・機械的に十分な性能を持つ絶縁巻線を使用し、耐熱性及び耐湿性を考慮した絶縁処理を施す設計とする。【78条31】	VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 2. 基本方針 2.2 可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針 2.2.1 可搬型の非常用発電装置 (2) 発電機	18. 電気設備の設計
	可搬型の非常用発電装置の発電機は、過電流が発生	VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する	18. 電気設備の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	した場合等に自動的に停止する設計とする。【78条32】	<p>説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.2 可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針</p> <p>2.2.1 可搬型の非常用発電装置</p> <p>(4) 保護装置</p>	
	可搬型の非常用発電装置の発電機は、定格出力のもとで1時間運転し、安定した運転が維持されることを確認した設備とする。【78条33】	<p>VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.2 可搬型の非常用発電装置の出力に関する設計方針</p> <p>2.2.1 可搬型の非常用発電装置</p> <p>(5) 運転性能</p>	18. 電気設備の設計
<p>6. その他</p> <p>6.1 立ち入りの防止</p> <p>発電所には、人がみだりに管理区域内に立ち入らないように壁、柵、塀等の人の侵入を防止するための設備を設け、かつ、管理区域である旨を表示する設計とする。</p> <p>保全区域と管理区域以外の場所との境界には、他の場所と区別するため、壁、柵、塀等の保全区域を明らかにするための設備を設ける設計、又は保全区域である旨を表示する設計とする。</p> <p>発電所には、業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するため、柵、塀等の人の侵入を防止するための設備を設ける設計、又は周辺監視区域である旨を表示する設計とする（ただし、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかでない場合は除く。）。 管理区域、保全区域及び周辺監視区域における立ち入りの防止については、保安規定に基づき、その措置を実施する。</p>	<p>6. その他</p> <p>6.1 立ち入りの防止</p> <p>発電所には、人がみだりに管理区域内に立ち入らないように壁、柵、塀等の人の侵入を防止するための設備を設け、かつ、管理区域である旨を表示する設計とする。【8条1】</p> <p>保全区域と管理区域以外の場所との境界には、他の場所と区別するため、壁、柵、塀等の保全区域を明らかにするための設備を設ける設計、又は保全区域である旨を表示する設計とする。【8条2】</p> <p>発電所には、業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するため、柵、塀等の人の侵入を防止するための設備を設ける設計、又は周辺監視区域である旨を表示する設計とする（ただし、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかでない場合は除く。）。【8条3】</p> <p>管理区域、保全区域及び周辺監視区域における立ち入りの防止については、保安規定に基づき、その措置を実施する。【8条4】</p>	<p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	7. 立ち入りの防止に係る設計
6.2 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止 発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止する	6.2 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止 発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止する	VI-1-1-7-別添3 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止について	8. 不法な侵入等の防止設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
<p>ための区域を設定し、その区域を人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁によって区画して、巡視、監視等を行うことにより、侵入防止及び出入管理を行うことができる設計とする。</p> <p>また、探知施設を設け、警報、映像等を集中監視するとともに、核物質防護措置に係る関係機関等との通信連絡を行うことができる設計とする。さらに、防護された区域内においても、施錠管理により、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムへの不法な接近を防止する設計とする。</p> <p>これらの対策については、核物質防護規定に定めて管理する。</p>	<p>ための区域を設定し、その区域を人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁によって区画して、巡視、監視等を行うことにより、侵入防止及び出入管理を行うことができる設計とする。【9条1】</p> <p>また、探知施設を設け、警報、映像等を集中監視するとともに、核物質防護措置に係る関係機関等との通信連絡を行うことができる設計とする。さらに、防護された区域内においても、施錠管理により、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムへの不法な接近を防止する設計とする。【9条2】</p> <p>発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）を防止するため、持込み点検を行うことができる設計とする。【9条3】</p> <p>不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するため、発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を受けないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。【9条4】</p> <p>これらの対策については、核物質防護規定に定めて管理する。【9条5】</p>	<p>2. 基本方針</p> <p>2.1 発電用原子炉施設への人の不法な接近等の防止について</p> <p>2.2 出入管理及び持込み物品の点検等について</p> <p>2.3 不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）の防止対策について</p> <p>運用に関する記載であり、核物質防護規定にて対応</p>	
<p>6.3 安全避難通路等</p> <p>発電用原子炉施設には、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路及び照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用照明として、蓄電池を内蔵した非常灯及び誘導灯を設置し、安全に避難できる設計とする。【13条1】</p>	<p>6.3 安全避難通路等</p> <p>発電用原子炉施設には、その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路並びに照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用照明として、蓄電池を内蔵した非常灯及び誘導灯を設置し、安全に避難できる設計とする。【13条1】</p>	<p>VI-1-1-12 安全避難通路に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>VI-1-1-13 非常用照明に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 避難用照明</p>	<p>13. 安全避難通路等に係る設計</p> <p>14. 非常用照明に係る設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		2.2 設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明 2.3 重大事故等発生時の照明 3. 施設の詳細設計方針 3.1 避難用照明 3.2 設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明 3.3 重大事故等発生時の照明 安全避難通路を明示した図面 1.7 安全避難通路を明示した図面 非常用照明の取付箇所を明示した図面 1.8 非常用照明の取付箇所を明示した図面	
	<p>設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として、非常用照明、直流非常灯及び電源内蔵型照明を設置する設計とする。【13条2】</p> <p>非常用照明は非常用低圧母線、直流非常灯は非常用直流電源設備に接続し、非常用ディーゼル発電設備からも電力を供給できる設計とするとともに、電源内蔵型照明は非常用低圧母線に接続し、内蔵蓄電池を備える設計とする。【13条3】</p> <p>直流非常灯及び電源内蔵型照明は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間、点灯可能な設計とする。【13条4】</p> <p>設計基準事故が発生した場合に用いる可搬型の作業用照明として、懐中電灯、ヘッドライト及びLEDライト（フロアタイプ）を配備する。【13条5】</p> <p>懐中電灯及びヘッドライトは、全交流動力電源喪失時に非常用電気室等までの移動に必要な照明を確保できるように内蔵電池を備える設計とし、初動操作に対応する運転員が常時滞在している中央制御室に配備する。【13条6】</p>	VI-1-1-13 非常用照明に関する説明書 2. 基本方針 2.2 設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明 3. 施設の詳細設計方針 3.2 設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明 非常用照明の取付箇所を明示した図面 1.8 非常用照明の取付箇所を明示した図面	14. 非常用照明に係る設計 VI-1-10-5 「計測制御系統施設」の様式-1 11. 中央制御室の機能の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>LEDライト（フロアタイプ）は、非常用ガス処理系配管補修時、狹隘箇所の照度を確保できるよう内蔵電池を備える設計とし、現場復旧要員が持参し、作業開始前に準備可能なように第2チェックポイントに配備する。【13条7】</p> <p>懐中電灯及びヘッドライトは、夜間の緊急時対策所用発電機からの受電時、照度を確保できるよう内蔵電池を備える設計とし、緊急時対策所用発電機起動対応の要員が持参し、作業開始前に準備可能なように免震重要棟に配備する。【13条8】</p>		
<p>6.4 放射性物質による汚染の防止</p> <p>放射性物質により汚染されるおそれがある人が頻繁に出入りする管理区域内の床面、人が触れるおそれがある高さまでの壁面、手摺、梯子の表面は、平滑にし、放射性物質による汚染を除去し易い設計とする。</p> <p>人が触れるおそれがある物の放射性物質による汚染を除去する除染設備を施設し、放射性物質を除去できる設計とする。除染設備の排水は、液体廃棄物処理設備で処理する設計とする。</p>	<p>6.4 放射性物質による汚染の防止</p> <p>放射性物質により汚染されるおそれがある人が頻繁に出入りする管理区域内の床面、人が触れるおそれがある高さまでの壁面、手摺、梯子の表面は、平滑にし、放射性物質による汚染を除去し易い設計とする。【41条1】</p> <p>人が触れるおそれがある物の放射性物質による汚染を除去する除染設備を施設し、放射性物質を除去できる設計とする。除染設備の排水は、液体廃棄物処理設備で処理する設計とする。【41条2】</p>	<p>火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面及び構造図</p> <p>9.3.1.1 機器の配置を明示した図面及び構造図</p> <p>浸水防護設備に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>9.4.2 内郭浸水防護設備</p> <p>構造図</p> <p>9.4.2 内郭浸水防護設備</p>	19. 放射性物質による汚染の防止に係る設計
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 原子炉冷却材</p> <p>原子炉冷却材は、通常運転時における圧力、温度及び放射線によって起こる最も厳しい条件において、核的性質として核反応断面積が核反応維持のために適切であり、熱水力的性質として冷却能力が適切であることを保持し、かつ、燃料体及び構造材の健全性を妨げることのない性質であり、通常運転時において放射線に対して化学的に安定であることを保持する設計とする。【25条1】</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 原子炉冷却材</p> <p>変更なし</p>	—	— (変更なし)
<p>2. 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>2.1 原子炉再循環系</p> <p>原子炉再循環系は、原子炉再循環ポンプ及び原子炉圧力容器内に設けられたジェットポンプにより、炉水</p>	<p>2. 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>変更なし</p>	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
を原子炉圧力容器内に循環させて、炉心から熱除去を行う。【33条1】			
原子炉再循環ポンプの1台が急速停止又は電源喪失の場合にも、燃料棒が十分な熱的余裕を有し、かつ、タービントリップ又は負荷遮断直後の原子炉出力を抑制できるように、原子炉再循環系は適切な慣性を有する設計とする。【33条9】		—	— (変更なし)
<p>3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>3.1 主蒸気系、復水給水系等</p> <p>炉心で発生した蒸気は、原子炉圧力容器内の気水分離器及び蒸気乾燥器を通した後、主蒸気管で蒸気タービンへ導く設計とする。</p> <p>なお、主蒸気管には、逃がし安全弁及び主蒸気隔離弁を取り付ける。【33条2】</p>	<p>3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>3.1 主蒸気系、復水給水系等</p> <p>炉心で発生した蒸気は、原子炉圧力容器内の気水分離器及び蒸気乾燥器を通した後、主蒸気管で蒸気タービンへ導く設計とする。</p> <p>なお、主蒸気管には、逃がし安全弁及び主蒸気隔離弁を取り付ける。【33条2】</p>	<p>原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>4.2.1 主蒸気系</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p> <p>4.2.1 主蒸気系</p> <p>構造図</p> <p>4.2.1 主蒸気系</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ</p>
また、事故時主蒸気隔離弁からの漏えい蒸気を抑制する主蒸気隔離弁漏えい制御系を設ける設計とする。		—	— (系統除却)
<p>蒸気タービンで仕事をした蒸気は、復水器で凝縮し、復水は、復水ポンプ、復水脱塩装置、復水昇圧ポンプ、低圧給水加熱器等を通り、給水ポンプにより加圧して高圧給水加熱器を通過して発電用原子炉に戻す設計とする。</p> <p>主蒸気管には、炉心で発生した蒸気をタービンを通さず直接復水器に導くタービンバイパス系を設ける設計とする。</p>	<p>蒸気タービンで仕事をした蒸気は、復水器で凝縮し、復水は、復水ポンプ、復水脱塩装置、復水昇圧ポンプ、低圧給水加熱器等を通り、給水ポンプにより加圧して高圧給水加熱器を通過して発電用原子炉に戻す設計とする。【33条4】</p> <p>主蒸気管には、炉心で発生した蒸気をタービンを通さず直接復水器に導くタービンバイパス系を設ける設計とする。【33条5】</p>	<p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p> <p>4.2.1 主蒸気系</p> <p>4.2.2 給水系</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ</p>
<p>復水・給水系には復水中の核分裂生成物及び腐食生成物を除去するために復水脱塩装置（ろ過脱塩装置及び混床式脱塩装置）を設け、高純度の給水を発電用原子炉へ供給できるようにする。また、6段の給水加熱器を設け、給水を加熱する設計とする。</p> <p>タービンバイパス系は、原子炉の起動時、停止時及び過渡状態において、蒸気を直接復水器に導き、主蒸</p>	<p>復水・給水系には復水中の核分裂生成物及び腐食生成物を除去するために復水脱塩装置（ろ過脱塩装置及び混床式脱塩装置）を設け、高純度の給水を発電用原子炉へ供給できるようにする。また、6段の給水加熱器を設け、給水を加熱する設計とする。【33条6】</p> <p>タービンバイパス系は、原子炉の起動時、停止時及び過渡状態において、蒸気を直接復水器に導き、主蒸</p>	<p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p> <p>4.2.1 主蒸気系</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
気定格流量の約100%を処理できる設計とする。	気定格流量の約100%を処理できる設計とする。【33条7】		
<p>3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とする。</p>	<p>3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とする。【27条1】</p>	<p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p> <p>4.7.1 原子炉浄化系</p> <p>構造図</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p> <p>4.7.1 原子炉浄化系</p>	<p>26. 残留熱除去系に関する設計</p> <p>27. 原子炉浄化系に関する設計</p>
設計における衝撃荷重として、原子炉冷却材喪失事故に伴うジェット反力等、安全弁等の開放に伴う荷重を考慮するとともに、反応度が炉心に投入されることにより原子炉冷却系の圧力が増加することに伴う荷重の増加（浸水燃料の破損に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力等に伴う荷重の増加を含む。）を考慮した設計とする。	設計における衝撃荷重として、原子炉冷却材喪失事故に伴うジェット反力等、安全弁等の開放に伴う荷重を考慮するとともに、反応度が炉心に投入されることにより原子炉冷却系の圧力が増加することに伴う荷重の増加（浸水燃料の破損に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力等に伴う荷重の増加を含む。）を考慮した設計とする。【27条2】	<p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p> <p>4.7.1 原子炉浄化系</p> <p>構造図</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p> <p>4.7.1 原子炉浄化系</p>	<p>26. 残留熱除去系に関する設計</p> <p>27. 原子炉浄化系に関する設計</p>
原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管とする。	原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管とする。【27条3】	—	— (冒頭宣言)
<p>(1) 原子炉圧力容器及びその付属物（本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等）</p> <p>(2) 原子炉冷却系を構成する機器及び配管（主蒸気系配管及び給水系配管のうち発電用原子炉側からみて第二隔離弁を含むまでの範囲）</p> <p>(3) 接続配管</p> <p>(一) 通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(二) 通常時又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を</p>	<p>(1) 原子炉圧力容器及びその付属物（本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等）【27条4】</p> <p>(2) 原子炉冷却系を構成する機器及び配管（主蒸気系配管及び給水系配管のうち発電用原子炉側からみて第二隔離弁を含むまでの範囲）【27条5】</p> <p>(3) 接続配管</p> <p>(一) 通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。【27条6】</p> <p>(二) 通常時又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を</p>	—	— (用語の定義のみ)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>有するものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(三) 通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するもののうち、(二)以外のものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時閉となる弁を有する非常用炉心冷却系等も(一)に準ずる。</p> <p>(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時施錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお、通常時閉、設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記(三)に該当する。</p>	<p>有するものは、発電用原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。【27条7】</p> <p>(三) 通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するもののうち、(二)以外のものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。【27条8】</p> <p>(四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時閉となる弁を有する非常用炉心冷却系等も(一)に準ずる。【27条9】</p> <p>(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時施錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお、通常時閉、設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記(三)に該当する。【27条10】</p>		
<p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリは、以下に示す事項を十分満足するように設計、材料選定を行う。</p>	<p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリは、以下に示す事項を十分満足するように設計、材料選定を行う。【27条11】</p>	—	— (冒頭宣言)
<p>通常運転時において、出力運転中、原子炉圧力制御系により原子炉圧力を一定に保持する設計とする。原子炉起動、停止時の加熱・冷却率を一定の値以下に抑えることを保安規定に定めて管理する。</p>	<p>通常運転時において、出力運転中、原子炉圧力制御系により原子炉圧力を一定に保持する設計とする。原子炉起動、停止時の加熱・冷却率を一定の値以下に抑えることを保安規定に定めて管理する。【27条12】</p>	<p><下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	— (変更なし)
<p>タービントリップ、主蒸気隔離弁閉鎖等の運転時の異常な過渡変化時において、「主蒸気止め弁閉」、「主蒸気隔離弁閉」等の原子炉非常停止信号を発する安全保護回路を設けること、また逃がし安全弁を設けること等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ過渡最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.1倍の圧力(9.48MPa)を超えない設計とする。</p>	<p>タービントリップ、主蒸気隔離弁閉鎖等の運転時の異常な過渡変化時において、「主蒸気止め弁閉」、「主蒸気隔離弁閉」等の原子炉非常停止信号を発する安全保護回路を設けること、また逃がし安全弁を設けること等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ過渡最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.1倍の圧力(9.48MPa)を超えない設計とする。【27条13】</p>	—	— (変更なし)
<p>設計基準事故時のうち原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性がある制御棒落下事象については、「中性子束高」等の原子炉非常停止信号を発する安全保護回路を設け、制御棒落下速度リミ</p>	<p>設計基準事故時のうち原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性がある制御棒落下事象については、「中性子束高」等の原子炉非常停止信号を発する安全保護回路を設け、制御棒落下速度リミ</p>	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>ッタ，制御棒価値ミニマイザなどの対策とあいまって，設計基準事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピを抑え，原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。</p>	<p>ッタ，制御棒価値ミニマイザなどの対策とあいまって，設計基準事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピを抑え，原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。【27条14】</p>		
<p>原子炉冷却材圧カバウンダリを構成する配管及び機器の材料は，耐食性を考慮して選定する。</p>	<p>原子炉冷却材圧カバウンダリを構成する配管及び機器の材料は，耐食性を考慮して選定する。【27条15】</p>	—	— (用語の定義のみ)
<p>3.3 原子炉冷却材圧カバウンダリの隔離装置等 原子炉冷却材圧カバウンダリには，原子炉冷却材圧カバウンダリに接続する配管等が破損することによって，原子炉冷却材の流出を制限するために配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し，適切に隔離弁を設ける設計とする。</p>	<p>3.3 原子炉冷却材圧カバウンダリの隔離装置等 原子炉冷却材圧カバウンダリには，原子炉冷却材圧カバウンダリに接続する配管等が破損することによって，原子炉冷却材の流出を制限するために配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し，適切に隔離弁を設ける設計とする。【28条1】</p>	<p>要目表 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.3.1 残留熱除去系 4.7.1 原子炉浄化系</p>	<p>26. 残留熱除去系に関する設計 27. 原子炉浄化系に関する設計</p>
<p>なお，原子炉冷却材圧カバウンダリの隔離弁の対象は，以下のとおりとする。</p>	<p>なお，原子炉冷却材圧カバウンダリの隔離弁の対象は，以下のとおりとする。【28条2】</p>	—	— (冒頭宣言)
<p>(一) 通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは，発電用原子炉側からみて，第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。 (二) 通常時開又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは，発電用原子炉側からみて，第一隔離弁を対象とする。 (三) 通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するもののうち，(二)以外のものは，発電用原子炉側からみて，第一隔離弁を対象とする。 (四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も，発電用原子炉側からみて第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。 (五) 上記において「隔離弁」とは，自動隔離弁，逆止弁，通常時施錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお，通常時閉，設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は，開となるおそれがなく，上記(三)に該当することから，発電用原子炉側からみて第一隔離</p>	<p>(一) 通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは，発電用原子炉側からみて，第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。【28条3】 (二) 通常時開又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは，発電用原子炉側からみて，第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。【28条4】 (三) 通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するもののうち，(二)以外のものは，発電用原子炉側からみて，第一隔離弁を対象とする。【28条5】 (四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も，発電用原子炉側からみて第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。【28条6】 (五) 上記において「隔離弁」とは，自動隔離弁，逆止弁，通常時施錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお，通常時閉，設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は，開となるおそれがなく，上記(三)に該</p>	—	— (用語の定義のみ)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
弁を対象とする。	弁を対象とする。【28条7】		
3.4 逃がし安全弁の機能 逃がし安全弁は、アクチュエータ作動の逃がし弁機能及びバネ作動の安全弁機能を有し、蒸気をサブプレッションチェンバのプール水中に導き、原子炉冷却系統の過度の圧力上昇を防止できる設計とする。	3.4 逃がし安全弁の機能 逃がし安全弁は、アクチュエータ作動の逃がし弁機能及びバネ作動の安全弁機能を有し、蒸気をサブプレッションチェンバのプール水中に導き、原子炉冷却系統の過度の圧力上昇を防止できる設計とする。【33条3】	—	— (冒頭宣言)
逃がし安全弁は、ベローズと補助背圧平衡ピストンを備えたバネ式の平衡形安全弁に、外部から強制的に開閉を行うアクチュエータを取り付けたもので、蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放するほか、外部信号によってアクチュエータのピストンに窒素を供給して弁を強制的に開放することができるものを使用し、サブプレッションチェンバからの背圧変動が逃がし安全弁の設定圧力に影響を与えない設計とする。	逃がし安全弁は、ベローズと補助背圧平衡ピストンを備えたバネ式の平衡形安全弁に、外部から強制的に開閉を行うアクチュエータを取り付けたもので、蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放するほか、外部信号によってアクチュエータのピストンに窒素を供給して弁を強制的に開放することができるものを使用し、サブプレッションチェンバからの背圧変動が逃がし安全弁の設定圧力に影響を与えない設計とする。【20条7】【57条7】	要目表 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.2.1 主蒸気系	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ
なお、逃がし安全弁は、12個設置する設計とする。	なお、逃がし安全弁は、12個設置する設計とする。【20条8】【57条8】	要目表 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.2.1 主蒸気系 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.2.1 主蒸気系	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ
逃がし安全弁の排気は排気管によりサブプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮する設計とする。	逃がし安全弁の排気は排気管によりサブプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮する設計とする。【20条9】【57条9】	原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.2.1 主蒸気系	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ
3.4.1 逃がし安全弁の容量 逃がし安全弁の容量は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、吹出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上を有する設計とする。なお、容量は運転時の異常な過渡変化時に、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。	3.4.1 逃がし安全弁の容量 逃がし安全弁の容量は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、吹出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上を有する設計とする。なお、容量は運転時の異常な過渡変化時に、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。【20条	要目表 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.2.1 主蒸気系	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	10】【57条10】		
3.4.2 自動減圧系による原子炉圧力容器の減圧 自動減圧系は、中小破断の原子炉冷却材喪失事故時に原子炉蒸気をサプレッションチェンバのプール水へ逃がし原子炉圧力を速やかに低下させて低圧注水系又は低圧炉心スプレイ系による注水を早期に可能とし、燃料被覆管の大破損を防止しジルコニウム-水反応を極力抑えることができる設計とする。	3.4.2 自動減圧系による原子炉圧力容器の減圧 自動減圧系は、中小破断の原子炉冷却材喪失事故時に原子炉蒸気をサプレッションチェンバのプール水へ逃がし原子炉圧力を速やかに低下させて低圧注水系又は低圧炉心スプレイ系による注水を早期に可能とし、燃料被覆管の大破損を防止しジルコニウム-水反応を極力抑えることができる設計とする。【32条8】	—	— (変更なし)
自動減圧系については、発電用原子炉の運転中に逃がし安全弁の駆動用窒素供給圧力の確認を行うことで、非常用炉心冷却設備の能力の維持状況を確認できる設計とする。なお、発電用原子炉停止中に、逃がし安全弁の作動試験ができる設計とする。	自動減圧系については、発電用原子炉の運転中に逃がし安全弁の駆動用窒素供給圧力の確認を行うことで、非常用炉心冷却設備の能力の維持状況を確認できる設計とする。なお、発電用原子炉停止中に、逃がし安全弁の作動試験ができる設計とする。【32条10】	—	— (変更なし)
	3.4.3 逃がし安全弁による原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の減圧 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備として、逃がし安全弁を設ける設計とする。【61条1】	要目表 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.2.1 主蒸気系	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ
	逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する逃がし安全弁は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）からの信号により、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。【61条2】	要目表 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.2.1 主蒸気系 構造図 4.2.1 主蒸気系	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ
	逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、逃がし安全弁逃	要目表 原子炉冷却系統施設に係る系統図	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>がし弁機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。【61条5】</p>	<p>4.2.1 主蒸気系 構造図 4.2.1 主蒸気系</p>	<p>様等に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ</p>
	<p>全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する逃がし安全弁は、可搬型直流電源設備又は主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）により作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。【61条12】</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散</p>	<p>11. 健全性に係る設計</p>
	<p>全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する逃がし安全弁は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設蓄電式直流電源設備を受電し、作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。【61条13】</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散</p>	<p>11. 健全性に係る設計</p>
	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として使用する逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。【61条14】</p>	<p>要目表 構造図 4.2.1 主蒸気系</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>逃がし安全弁は、想定される重大事故等時に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備の逃がし安全弁</p>	<p>要目表 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	用窒素ガスポンベの容量の設定も含めて、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室で可能な設計とする。【61条19】	4.2.1 主蒸気系 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.2.1 主蒸気系	20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ
4. 残留熱除去設備 4.1 残留熱除去系の機能 4.1.1 低圧注水モード 残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉冷却材喪失事故時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を直接炉心シュラウド内に注水し、炉心を冷却する設計とする。	4. 残留熱除去設備 4.1 残留熱除去系 4.1.1 低圧注水モード 残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉冷却材喪失事故時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を直接炉心シュラウド内に注水し、炉心を冷却する設計とする。【32条6】	—	— (変更なし)
4.1.2 原子炉停止時冷却モード 発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備として残留熱除去系を設ける設計とする。	4.1.2 原子炉停止時冷却モード 発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備として残留熱除去系を設ける設計とする。【33条18】	—	— (変更なし)
残留熱除去系の冷却速度は、原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却速度の制限値（55℃/h）を超えないように制限できる設計とする。【33条18】	残留熱除去系の冷却速度は、原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却速度の制限値（55℃/h）を超えないように制限できる設計とする。【33条19】	原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.3.1 残留熱除去系	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、発電用原子炉停止時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び炉心の崩壊熱を除去できる設計とする。	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、発電用原子炉停止時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び炉心の崩壊熱を除去できる設計とする。【33条20】	—	— (変更なし)
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が使用できる場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。【62条52】	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） 構造図 2. 原子炉本体 4.3.1 残留熱除去系	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式-1 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		8.1 原子炉格納容器	VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が使用できる場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。【63条35】	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.3.1 残留熱除去系 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.3.1 残留熱除去系 構造図 2. 原子炉本体 4.3.1 残留熱除去系 8.1 原子炉格納容器	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式-1 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	発電用原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により復旧できる設計とする。 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより炉心を冷却できる設計とする。本系統に	VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.3.1 残留熱除去系 4.6.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機海水系 4.6.3 原子炉補機代替冷却系	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 20.2.2 各機器固有の設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	使用する冷却水は、原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。【62条37】	原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.3.1 残留熱除去系 構造図 4.6.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機海水系 4.6.3 原子炉補機代替冷却系	
	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の流路として、設計基準対象施設である原子炉压力容器、炉心支持構造物、原子炉压力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【62条38】【63条36】	要目表 別添6 炉心支持構造物の強度計算書 別添7 原子炉压力容器内部構造物の強度計算書 構造図 2. 原子炉本体 8.1 原子炉格納容器	12. 材料及び構造に係る設計 12.7 炉心支持構造物の強度評価 VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式－1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	(1) 多様性、位置的分散等 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。【62条51】【63条34】	—	— (用語の定義のみ)
4.1.3 格納容器冷却モード 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備として、残留熱除去系(格納容器	4.1.3 格納容器冷却モード 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備として、残留熱除去系(格納容器	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
冷却モード) を設ける設計とする。【44条28】	冷却モード) を設ける設計とする。【44条28】		
残留熱除去系(格納容器冷却モード)は、原子炉冷却材喪失事故時に、サブプレッションチェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることにより、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。【44条27】	残留熱除去系(格納容器冷却モード)は、原子炉冷却材喪失事故時に、サブプレッションチェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることにより、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。【44条27】	—	— (変更なし)
残留熱除去系(格納容器冷却モード)は、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定した場合でも、放出されるエネルギーによる設計基準事故時の原子炉格納容器内圧力、温度が最高使用圧力、最高使用温度を超えないようにし、かつ、原子炉格納容器の内圧を速やかに下げて低く維持することにより、放射性物質の外部への漏えいを少なくする設計とする。【44条29】	残留熱除去系(格納容器冷却モード)は、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定した場合でも、放出されるエネルギーによる設計基準事故時の原子炉格納容器内圧力、温度が最高使用圧力、最高使用温度を超えないようにし、かつ、原子炉格納容器の内圧を速やかに下げて低く維持することにより、放射性物質の外部への漏えいを少なくする設計とする。【44条29】	—	— (変更なし)
原子炉格納容器安全設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)」(平成20・02・12原院第5号(平成20年2月27日原子力安全・保安院制定))によるろ過装置の性能評価により、設計基準事故時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。【44条30】【54条32】	原子炉格納容器安全設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)」(平成20・02・12原院第5号(平成20年2月27日原子力安全・保安院制定))によるろ過装置の性能評価により、設計基準事故時及び重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。【44条30】【54条32】	要目表 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.3 環境条件等 VI-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書 2. 基本方針 2.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効NPSH 構造図 4.3.1 残留熱除去系 8.3.2.6 残留熱代替除去系	11. 健全性に係る設計 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計
残留熱除去系(格納容器冷却モード)の仕様は、設置(変更)許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。	残留熱除去系(格納容器冷却モード)の仕様は、設置(変更)許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。【44条31】	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、テストラインを構成することにより、発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また、設計基準事故時に動作する弁については、残留熱除去ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。【44条33】	残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、テストラインを構成することにより、発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また、設計基準事故時に動作する弁については、残留熱除去ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。【44条33】	—	— (変更なし)
	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）が使用できる場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。【63条45】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p> <p>構造図</p> <p>2. 原子炉本体</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式-1</p> <p>4. 原子炉本体の兼用に関する設計</p> <p>4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	残留熱除去系（格納容器冷却モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）、配管貫通部、原子炉格納容器スプレイ管（ドライウェル側）及び原子炉格納容器スプレイ管（サブプレッションチェンバ側）を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【63条46】	<p>要目表</p> <p>構造図</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p>	<p>VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	(1) 多様性、位置的分散等 残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方	—	— (用語の定義のみ)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。【63条44】		
4.1.3 サプレッションプール水冷却モード 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は、サプレッションチェンバのプール水温度を所定の温度以下に冷却できるように設計する。	4.1.3 サプレッションプール水冷却モード 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は、サプレッションチェンバのプール水温度を所定の温度以下に冷却できるように設計する。【33条21】	—	— (変更なし)
	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）が使用できる場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。【63条39】	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.3.1 残留熱除去系 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.3.1 残留熱除去系 構造図 2. 原子炉本体 4.3.1 残留熱除去系 8.1 原子炉格納容器	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式-1 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器、原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【63条40】	要目表 構造図 8.1 原子炉格納容器	VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	(1) 多様性、位置的分散等 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大	—	— (用語の定義のみ)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。【63条38】		
4.1.4 燃料プール冷却機能 全炉心燃料を燃料プールに取り出した場合や燃料プール冷却系で燃料プール水の冷却ができない場合は、残留熱除去系を用いて使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。	4.1.4 燃料プール冷却機能 全炉心燃料を燃料プールに取り出した場合や燃料プール冷却系で燃料プール水の冷却ができない場合は、残留熱除去系を用いて使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。【26条25】	—	— (変更なし)
燃料プール冷却系熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。	残留熱除去系熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系及び原子炉補機海水系を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。【26条53】	—	— (変更なし)
	4.2 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。【63条1】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 2. 基本方針 2.2 重大事故等時における基本方針 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故時における設計条件 4.3.2 重大事故時における原子炉格納容器の熱輸送機能 VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 1. 概要 1.1 設置目的 2. 系統設計 2.1 設計方針	VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.2.2 各機器固有の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.3.2 格納容器フィルタベント系 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.3.1 非常用ガス処理系 8.3.4.1 窒素ガス制御系 8.3.5.1 格納容器フィルタベント系	
	残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として使用する格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水、金属フィルタ）、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出（系統設計流量 9.8kg/s (1Pdにおいて)) することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。【63条2】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 2. 基本方針 2.2 重大事故等時における基本方針 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故時における設計条件 4.3.2 重大事故時における原子炉格納容器の原子炉格納容器の熱輸送機能 VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.5.1 格納容器フィルタベント系 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.3.2 格納容器フィルタベント系 構造図	VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.2.2 各機器固有の設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		8.1 原子炉格納容器 8.3.4.1 窒素ガス制御系 8.3.5.1 格納容器フィルタベント系	
	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の格納容器フィルタベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。【63条3】	—	— (用語の定義のみ)
	格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置(変更)許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が5mSv以下であることを確認しており、格納容器フィルタベント系はこの評価条件を満足する設計とする。【63条4】	VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故時における設計条件 4.3.2 重大事故時における原子炉格納容器の原子炉格納容器の熱輸送機能 VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針	VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.2 各機器固有の設計
	第1ベントフィルタスクラバ容器は4個を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態(系統待機時においてpH13以上)に維持する設計とする。【63条7】	VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉格納施設) VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針 構造図 8.3.5.1 格納容器フィルタベント系	VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.2.2 各機器固有の設計
	格納容器フィルタベント系はサブプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッションチェンバ側からの排気ではサブプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ドライウェル床面からの高さを確保するとともに燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計と	VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針 2.3 格納容器フィルタベント系 2.3.3 配置 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.3.2 格納容器フィルタベント系	VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.2 各機器固有の設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	する。【63条8】		
	格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、可搬式窒素供給装置により、系統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。【63条9】	VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設的设计条件 4.3 重大事故時における设计条件 4.3.2 重大事故時における原子炉格納容器的原子炉格納容器的熱輸送機能 VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系的设计 2. 系统设计 2.1 设计方針 2.4 付帯設備 2.4.4 可搬型窒素供給装置 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.3.2 格納容器フィルタベント系 <下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 3. 原子炉格納施設的设计 3.4 原子炉格納容器的破損を防止するための水素濃度低減設備的设计 3.4.3 格納容器圧力逃がし装置による水素及び酸素排出に関する設計 <下線部> —
	格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。【63条10】	VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系的设计 2. 系统设计 2.1 设计方針 2.3 格納容器フィルタベント系 2.3.1 系統構成 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.3.2 格納容器フィルタベント系	VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.2 各機器固有的设计 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ
	格納容器フィルタベント系の使用後に再度、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。【63条11】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設	VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系的设计	VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構（個数5）（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。【63条12】	2. 系統設計 2.1 設計方針 2.3 格納容器フィルタベント系 2.3.1 系統構成	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.2.2 各機器固有の設計
	また、排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。【63条13】	VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針 2.4 付帯設備 2.4.2 電源設備	VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.2 各機器固有の設計
	系統内に設ける圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。【63条14】	VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針 2.3 格納容器フィルタベント系 2.3.1 系統構成 構造図 8.3.5.1 格納容器フィルタベント系	VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.2.2 各機器固有の設計
	可搬式窒素供給装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。【63条5】	VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針	VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.2 各機器固有の設計
	格納容器フィルタベント系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【63条17】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.1 原子炉格納容器 8.3.4.1 窒素ガス制御系	VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.3.2 格納容器フィルタベント系 構造図 8.1 原子炉格納容器	
	4.2.1 多様性、位置的分散及び独立性 格納容器フィルタベント系は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。【63条22】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針	11. 健全性に係る設計
	格納容器フィルタベント系は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作機構を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。【63条23】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針	11. 健全性に係る設計 VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.2 各機器固有の設計
	格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置し、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプと異なる区画に設置することで、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	要目表 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計	11. 健全性に係る設計 VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	む。)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。【63条24】	2. 系統設計 2.1 設計方針 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.3.2 格納容器フィルタベント系	
	格納容器フィルタベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して独立性を有する設計とする。【63条25】	—	— (冒頭宣言)
5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 5.1 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の機能 非常用炉心冷却設備は、工学的安全施設の一設備であって、低圧炉心スプレィ系、低圧注水系（残留熱除去系（低圧注水モード））、高圧炉心スプレィ系及び自動減圧系から構成する。これらの系統は、原子炉冷却材喪失事故等が起こったときに、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器内に注水し、又は原子炉蒸気をサブプレッションチェンバのプール水中に逃がし原子炉圧力を速やかに低下させるなどにより、炉心を冷却し、燃料被覆管の温度が燃料材の熔融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる設計とするとともに、燃料の過熱による燃料被覆管の大破損を防ぎ、さらにこれにともなうジルコニウム-水反応を極力抑え、著しく多量の水素を生じない設計とする。	5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 5.1 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の機能 非常用炉心冷却設備は、工学的安全施設の一設備であって、低圧炉心スプレィ系、低圧注水系（残留熱除去系（低圧注水モード））、高圧炉心スプレィ系及び自動減圧系から構成する。これらの系統は、原子炉冷却材喪失事故等が起こったときに、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器内に注水し、又は原子炉蒸気をサブプレッションチェンバのプール水中に逃がし原子炉圧力を速やかに低下させるなどにより、炉心を冷却し、燃料被覆管の温度が燃料材の熔融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる設計とするとともに、燃料の過熱による燃料被覆管の大破損を防ぎ、さらにこれにともなうジルコニウム-水反応を極力抑え、著しく多量の水素を生じない設計とする。	—	— (冒頭宣言)
なお、高圧炉心スプレィ系の水源である復水貯蔵タンクは、炉心冷却機能等を担保するうえで必要な設備ではないが、原子炉冷却材喪失事故等が起こったときに復水貯蔵タンクを使用可能な場合には、水源をサブプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えることで、復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器内にスプレィすることもできる設計とする。	なお、高圧炉心スプレィ系の水源である復水貯蔵タンクは、炉心冷却機能等を担保するうえで必要な設備ではないが、原子炉冷却材喪失事故等が起こったときに復水貯蔵タンクを使用可能な場合には、水源をサブプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えることで、復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器内にスプレィすることもできる設計とする。【32条1】	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
非常用炉心冷却設備は、設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価条件を満足する設計とする。	非常用炉心冷却設備は、設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価条件を満足する設計とする。【32条2】	—	— (変更なし)
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源とするポンプは、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、設計基準事故時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。【32条③】	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源とするポンプは、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、設計基準事故時又は重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。【32条3】【54条31】	要目表 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.3 環境条件等 構造図 4.3.1 残留熱除去系 4.3.1 高圧炉心注水系 4.4.4 原子炉隔離時冷却系	11. 健全性に係る設計 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の様相等に関する設計
このうち、高圧炉心スプレイポンプについては、復水貯蔵タンクが水源として使用可能な場合を考慮し、復水貯蔵タンクの圧力及び温度により最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有するように設計する。	このうち、高圧炉心スプレイポンプについては、復水貯蔵タンクが水源として使用可能な場合を考慮し、復水貯蔵タンクの圧力及び温度により最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有するように設計する。【32条4】	—	— (変更なし)
	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のうち、低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）、ほう酸水貯蔵タンク、海を水源とするポンプは、低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）、ほう酸水貯蔵タンク、海の圧力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。【54条33】	要目表 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.3 環境条件等 (6) 冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。） VI-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書 3. 評価 3.2 サブプレッションプールを除くタンク等を水源と	11. 健全性に係る設計 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の様相等に関する設計 20.2.2 各機器固有の設計 24. 水の供給設備の設計 VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式－1 2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		するポンプの評価方針 3.3 評価対象ポンプの選定 3.4 評価方法 3.5 評価結果 構造図 3.2.2 燃料プールのスプレイ系 4.3.1 残留熱除去系 4.3.1 高圧炉心注水系 4.4.4 原子炉隔離時冷却系 4.3.3 高圧代替注水系 4.3.6 水の供給設備 4.4.1 補給水系 5.3.1 ほう酸水注入系	VI-1-10-5 「計測制御系統施設」の様式-1 2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
自動減圧系を除く非常用炉心冷却設備については、作動性を確認するため、発電用原子炉の運転中に、テストラインを用いてポンプの作動試験ができる設計とするとともに、弁については単体で開閉試験ができる設計とする。	自動減圧系を除く非常用炉心冷却設備については、作動性を確認するため、発電用原子炉の運転中に、テストラインを用いてポンプの作動試験ができる設計とするとともに、弁については単体で開閉試験ができる設計とする。【32条9】	—	— (変更なし)
5.2 高圧炉心スプレイ系 高圧炉心スプレイ系は、原子炉冷却材喪失事故時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を炉心上部より燃料集合体上にスプレイし、炉心を冷却する設計とする。	5.2 高圧炉心スプレイ系 高圧炉心スプレイ系は、原子炉冷却材喪失事故時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を炉心上部より燃料集合体上にスプレイし、炉心を冷却する設計とする。	—	— (変更なし)
なお、高圧炉心スプレイ系の水源である復水貯蔵タンクは、炉心冷却機能等を担保するうえで必要な設備ではないが、原子炉冷却材喪失事故等が起こったときに復水貯蔵タンクを使用可能な場合には、水源をサブプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えることで、復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器内にスプレイし、炉心を冷却することもできる設計とする。	なお、高圧炉心スプレイ系の水源である復水貯蔵タンクは、炉心冷却機能等を担保するうえで必要な設備ではないが、原子炉冷却材喪失事故等が起こったときに復水貯蔵タンクを使用可能な場合には、水源をサブプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えることで、復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器内にスプレイし、炉心を冷却することもできる設計とする。【32条7】	—	— (変更なし)
	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子	要目表	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>炉を冷却するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。【60条13】</p>	<p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>4.4.1 高圧炉心スプレイ系</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p> <p>4.4.1 高圧炉心スプレイ系</p> <p>構造図</p> <p>2. 原子炉本体</p> <p>4.4.1 高圧炉心スプレイ系</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p>	<p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1</p> <p>4. 原子炉本体の兼用に関する設計</p> <p>4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式－1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>高圧炉心スプレイ系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【60条14】</p>	<p>要目表</p> <p>別添6 炉心支持構造物の強度計算書</p> <p>別添7 原子炉圧力容器内部構造物の強度計算書</p> <p>構造図</p> <p>2. 原子炉本体</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p>	<p>12. 材料及び構造に係る設計</p> <p>12.7 炉心支持構造物の強度評価</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1</p> <p>4. 原子炉本体の兼用に関する設計</p> <p>4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式－1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>5.2.1 多様性、位置的分散等</p> <p>高圧炉心スプレイ系は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち</p>	<p>—</p>	<p>—</p> <p>(用語の定義のみ)</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	「5.1.2 多様性, 位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。【60条12】		
5.3 低圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系は, 原子炉冷却材喪失時に, 非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を炉心上部より燃料集合体上にスプレイし, 炉心を冷却する設計とする。	5.3 低圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系は, 原子炉冷却材喪失時に, 非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を炉心上部より燃料集合体上にスプレイし, 炉心を冷却する設計とする。【32条5】	—	— (変更なし)
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として, 想定される重大事故等時において, 設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系が使用できる場合は, 重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用できる設計とする。【62条56】	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉冷却系統施設) 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.4.2 低圧炉心スプレイ系 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.4.2 低圧炉心スプレイ系 構造図 2. 原子炉本体 4.3.1 残留熱除去系 8.1 原子炉格納容器	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ 22. 低圧炉心スプレイ系に関する設計 VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式－1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により, 低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧炉心スプレイ系は, 常設代替交流電源設備からの給電により復旧できる設計とする。 低圧炉心スプレイ系は, 常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し, 低圧炉心スプレイポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へスプレイすることで炉心を冷却できる設	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉冷却系統施設) 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.3.1 残留熱除去系 4.6.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機海水系	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ 25. 原子炉補機代替冷却系の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>計とする。【62条24】</p> <p>本システムに使用する冷却水は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。【62条25】</p>	<p>4.6.3 原子炉補機代替冷却系</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p> <p>4.6.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機海水系</p> <p>4.6.3 原子炉補機代替冷却系</p> <p>構造図</p> <p>4.6.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機海水系</p> <p>4.6.3 原子炉補機代替冷却系</p>	
	<p>低圧炉心スプレイ系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【62条29】</p>	<p>要目表</p> <p>別添6 炉心支持構造物の強度計算書</p> <p>別添7 原子炉圧力容器内部構造物の強度計算書</p> <p>構造図</p> <p>2. 原子炉本体</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p>	<p>12. 材料及び構造に係る設計</p> <p>12.7 炉心支持構造物の強度評価</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1</p> <p>4. 原子炉本体の兼用に関する設計</p> <p>4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式－1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>5.3.1 多様性、位置的分散等</p> <p>低圧炉心スプレイ系は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。【62条55】</p>	—	— (用語の定義のみ)
	<p>5.4 高圧原子炉代替注水系</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	を防止するために必要な重大事故等対処設備として、高圧原子炉代替注水系を設ける設計とする。また、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合に、高圧原子炉代替注水系を現場操作により起動できる設計とする。【60条1】	原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.3.3 高圧原子炉代替注水系	
	高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する高圧原子炉代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。【60条3】	要目表 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.4.4 原子炉隔離時冷却系 4.3.3 高圧代替注水系 構造図 2. 原子炉本体 4.3.3 高圧原子炉代替注水系 8.1 原子炉格納容器	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式-1 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	高圧原子炉代替注水系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。【60条4】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散	11. 健全性に関する設計
	高圧原子炉代替注水系は、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備の機能喪失により中央制御室	VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）	11. 健全性に関する設計 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>からの操作ができない場合においても、現場での人力による HPAC 注水弁 (MV2B1-4)、タービン蒸気入口弁 (MV221-22)、RCIC HPAC タービン蒸気入口弁 (MV221-34)、蒸気外側隔離弁 (MV221-21) の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は現場にハンドルを設置することで容易に行える設計とする。</p> <p>【60条5】</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散</p> <p>3. 系統施設ごとの設計上の考慮</p> <p>3.2 原子炉冷却系統施設</p> <p>(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散</p>	<p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>高圧原子炉代替注水系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【60条6】</p>	<p>要目表</p> <p>別添6 炉心支持構造物の強度計算書</p> <p>別添7 原子炉圧力容器内部構造物の強度計算書</p> <p>構造図</p> <p>2. 原子炉本体</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p>	<p>12. 材料及び構造に係る設計</p> <p>12.7 炉心支持構造物の強度評価</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1</p> <p>4. 原子炉本体の兼用に関する設計</p> <p>4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式－1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>5.5 原子炉隔離時冷却系</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。【60条16】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>別添7 原子炉圧力容器内部構造物の強度計算書</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>4.4.4 原子炉隔離時冷却系</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p> <p>4.4.4 原子炉隔離時冷却系</p>	<p>12. 材料及び構造に係る設計</p> <p>12.7 炉心支持構造物の強度評価</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1</p> <p>4. 原子炉本体の兼用に関する設計</p> <p>4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		構造図 2. 原子炉本体 4.5.1 原子炉隔離時冷却系 8.1 原子炉格納容器	VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であつて、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備として、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合に、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できる設計とする。【60条1】	—	— (冒頭宣言)
	原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場で復水器冷却水入口弁 (MV221-7), RCIC 真空タンクドレン弁 (V221-575), RCIC 真空タンク水位検出配管ドレン弁 (V221-577), RCIC 注水弁 (MV221-2), ミニマムフロー弁 (MV221-6), タービン蒸気入口弁 (MV221-22), 蒸気外側隔離弁 (MV221-21) を人力操作することにより起動し、蒸気タービン駆動ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は現場にハンドルを設置することで容易に行える設計とする。【60条7】	要目表 構造図 4.5.1 原子炉隔離時冷却系	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計
	全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する設計とする。【60条8】		
	原子炉隔離時冷却系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により機能を復旧し、蒸気タービン駆動ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。【60条9】	VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 20.2.2 各機器固有の設計
	原子炉隔離時冷却系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【60条17】	要目表 別添6 炉心支持構造物の強度計算書 別添7 原子炉圧力容器内部構造物の強度計算書 構造図 2. 原子炉本体 8.1 原子炉格納容器	12. 材料及び構造に係る設計 12.7 炉心支持構造物の強度評価 VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式－1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	5.5.1 多様性、位置的分散等 原子炉隔離時冷却系は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。【60条15】	—	— (用語の定義のみ)
	5.6 低圧原子炉代替注水系 5.6.1 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であつて、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための低圧原子炉代替注水系（常設）を設ける設計とする。【62条1】	明書（原子炉冷却系統施設） 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.4.5 低圧原子炉代替注水系	様等に関する設計
	残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合並びに全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系を經由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。【62条2】【62条10】	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.4.5 低圧原子炉代替注水系 構造図 2. 原子炉本体 4.3.1 残留熱除去系 8.1 原子炉格納容器	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式－1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合に、熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系を經由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する熔融炉心を冷却できる設計とする。【62条31】	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.4.5 低圧原子炉代替注水系 構造図 2. 原子炉本体	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		4.3.1 残留熱除去系 8.1 原子炉格納容器	VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	発電用原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合及び発電用原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。【62条33】【62条35】	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.4.5 低圧原子炉代替注水系 構造図 2. 原子炉本体 4.3.1 残留熱除去系 8.1 原子炉格納容器	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式-1 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	低圧原子炉代替注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に使用する電動弁は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。【62条3】【62条11】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散	11. 健全性に関する設計
	低圧原子炉代替注水系（常設）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る	要目表 別添6 炉心支持構造物の強度計算書 別添7 原子炉圧力容器内部構造物の強度計算書	12. 材料及び構造に係る設計 12.7 炉心支持構造物の強度評価 VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式-1

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【62条4】【62条12】	構造図 2. 原子炉本体 8.1 原子炉格納容器	4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	(1) 多様性, 位置的分散及び独立性 低圧原子炉代替注水系(常設)は, 残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動することで, 非常用所内電気設備を経由した非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去ポンプを用いた残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイポンプを用いた低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。【62条40】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散	11. 健全性に関する設計
	低圧原子炉代替注水系(常設)は, 低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで, サプレッションチェンバのプール水を水源とする残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。【62条42】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.4.5 低圧原子炉代替注水系	11. 健全性に関する設計 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ
	低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は, 原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで, 原子炉建物内の低圧炉心スプレイポンプ, 残留熱除去ポンプ及びサプレッション	要目表 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明	11. 健全性に関する設計 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。【62条43】	書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.4.5 低圧原子炉代替注水系	様等に関する設計
	低圧原子炉代替注水系（常設）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧原子炉代替注水系（常設）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。【62条41】	要目表 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散	11. 健全性に係る設計 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計
	低圧原子炉代替注水系（常設）は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、残留熱除去系に対しては、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、低圧炉心スプレイ系に対しては、水源から注水先である原子炉圧力容器までの系統全体に対して独立性を有する設計とする。【62条49】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.4.5 低圧原子炉代替注水系	11. 健全性に係る設計 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ
	これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧原子炉代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モー	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	ド) 及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。【62条50】		
	5.6.2 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を設ける設計とする。【62条1】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.4.5 低圧原子炉代替注水系	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式－1 2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合並びに全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。【62条5】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.4.5 低圧原子炉代替注水系 構造図 2. 原子炉本体 3.2.2 燃料プールのスプレイ系 4.3.1 残留熱除去系	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式－1 2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合並びに全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）及	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>び低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。【62条13】</p>	<p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p> <p>4.4.5 低圧原子炉代替注水系</p> <p>構造図</p> <p>2. 原子炉本体</p> <p>3.2.2 燃料プールのスプレイ系</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p>	<p>20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1</p> <p>4. 原子炉本体の兼用に関する設計</p> <p>4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式－1</p> <p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>
	<p>炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に、溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。【62条32】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p> <p>4.4.5 低圧原子炉代替注水系</p> <p>構造図</p> <p>2. 原子炉本体</p> <p>3.2.2 燃料プールのスプレイ系</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1</p> <p>4. 原子炉本体の兼用に関する設計</p> <p>4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式－1</p> <p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>
	<p>発電用原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車により代替淡水源の水を残留熱除去系を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。【62条36】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		4.4.5 低圧原子炉代替注水系 構造図 2. 原子炉本体 3.2.2 燃料プールのプレイ系 4.3.1 残留熱除去系	VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式-1 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式-1 2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	発電用原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合及び発電用原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車により代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。【62条36】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.4.5 低圧原子炉代替注水系 構造図 2. 原子炉本体 3.2.2 燃料プールのプレイ系 4.3.1 残留熱除去系	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式-1 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式-1 2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち系統構成に使用する電動弁は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。【62条6】【62条14】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散	11. 健全性に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。【62条7】【62条15】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散</p> <p>3. 系統施設ごとの設計上の考慮</p> <p>3.2 原子炉冷却系統施設</p> <p>(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散</p> <p>構造図</p> <p>3.2.2 燃料プールのレイ系</p>	<p>11. 健全性に係る設計</p> <p>VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式－1</p> <p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である原子炉压力容器、炉心支持構造物、原子炉压力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【62条9】【62条17】	<p>要目表</p> <p>別添6 炉心支持構造物の強度計算書</p> <p>別添7 原子炉压力容器内部構造物の強度計算書</p> <p>構造図</p> <p>2. 原子炉本体</p> <p>8.1 原子炉格納施設</p>	<p>12. 材料及び構造に係る設計</p> <p>12.7 炉心支持構造物の強度評価</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1</p> <p>4. 原子炉本体の兼用に関する設計</p> <p>4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式－1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	(1) 多様性、位置的分散及び独立性 低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。【62条44】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散</p> <p>3. 系統施設ごとの設計上の考慮</p> <p>3.2 原子炉冷却系統施設</p>	<p>11. 健全性に係る設計</p> <p>VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式－1</p> <p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
		(2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 構造図 3.2.2 燃料プールのスプレイ系	
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、代替淡水源を水源とすることで、サブプレッションチェンバのプール水を水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。【62条46】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.4.5 低圧原子炉代替注水系	11. 健全性に係る設計 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ
	大量送水車は、原子炉建物及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイポンプ並びに原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。【62条47】	要目表 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.4.5 低圧原子炉代替注水系	11. 健全性に係る設計 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計
	大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。【62条48】	要目表 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	11. 健全性に係る設計 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
		2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散	
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。【62条 45】	要目表 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散	11. 健全性に係る設計 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、残留熱除去系に対しては、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、低圧炉心スプレイ系に対しては、水源から注水先である原子炉圧力容器までの系統全体に対して独立性を有する設計とする。【62条 49】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.4.5 低圧原子炉代替注水系	11. 健全性に係る設計 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ
	これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。また、これらの多様性及び位置的分散によって、低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有す	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	る設計とする。【62条50】		
	<p>5.7 残留熱除去系（低圧注水モード）</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）が使用できる場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。【62条54】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p> <p>構造図</p> <p>2. 原子炉本体</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式-1</p> <p>4. 原子炉本体の兼用に関する設計</p> <p>4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系（低圧注水モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により復旧できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。【62条18】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p> <p>4.6.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機海水系</p> <p>4.6.3 原子炉補機代替冷却系</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p> <p>4.6.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機海水系</p> <p>4.6.3 原子炉補機代替冷却系</p> <p>構造図</p> <p>4.6.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機海水系</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>25. 原子炉補機代替冷却系の設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
		4.6.3 原子炉補機代替冷却系	
	<p>残留熱除去系（低圧注水モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉压力容器、炉心支持構造物、原子炉压力容器内部構造物、残留熱除去系熱交換器、原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【62条22】</p>	<p>要目表</p> <p>別添6 炉心支持構造物の強度計算書</p> <p>別添7 原子炉压力容器内部構造物の強度計算書</p> <p>構造図</p> <p>2. 原子炉本体</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p>	<p>12. 材料及び構造に係る設計</p> <p>12.7 炉心支持構造物の強度評価</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1</p> <p>4. 原子炉本体の兼用に関する設計</p> <p>4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式－1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>5.7.1 多様性、位置的分散等</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。【62条53】</p>	—	— (用語の定義のみ)
	<p>5.8 ほう酸水注入系</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、事象進展抑制のための設備として、ほう酸水注入系を設ける設計とする。【60条2】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>4.4.7 ほう酸水注入系</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>VI-1-10-5 「計測制御系統施設」の様式－1</p> <p>2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>
	<p>高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を用いた発電用原子炉への高圧注水により原子炉水位を維持できない場合を想定した重大事故等対処設備として使用するほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポン</p>	<p>要目表</p> <p>別添6 炉心支持構造物の強度計算書</p> <p>別添7 原子炉压力容器内部構造物の強度計算書</p>	<p>12. 材料及び構造に係る設計</p> <p>12.7 炉心支持構造物の強度評価</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>プにより，ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで，重大事故等の進展を抑制できる設計とする。【60条10】</p>	<p>原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.4.7 ほう酸水注入系</p> <p>構造図 2. 原子炉本体 5.3.1 ほう酸水注入系</p>	<p>設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-5 「計測制御系統施設」の様式－1 2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.3 機能を兼用する機器を含む計測制御系統施設の系統図に関する取りまとめ</p>
	<p>ほう酸水注入系の流路として，設計基準対象施設である原子炉圧力容器，炉心支持構造物，原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【60条11】</p>	<p>要目表</p> <p>別添6 炉心支持構造物の強度計算書 別添7 原子炉圧力容器内部構造物の強度計算書</p> <p>構造図 2. 原子炉本体 5.3.1 ほう酸水注入系</p>	<p>12. 材料及び構造に係る設計 12.7 炉心支持構造物の強度評価</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-5 「計測制御系統施設」の様式－1 2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>
	<p>5.9 水の供給設備 5.9.1 重大事故等の収束に必要な水源 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備として，低圧原子炉代替注水槽，サブレーションチェンバ及びほう酸水貯蔵タンクを重大事故等の収束に必要な水源として設ける設計とする。【71条1】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設） VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.4.8 水の供給設備</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 23. 水の供給設備の設計</p> <p>VI-1-10-5 「計測制御系統施設」の様式－1 2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式－1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
			2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に、代替淡水源として輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を設ける設計とする。【71条2】	VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.4.8 水の供給設備	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ 23. 水の供給設備の設計 VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式－1 2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.3 機能を兼用する機器を含む核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の系統図に関する取りまとめ
	また、淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が使用できない場合に、海を水源として利用できる設計とする。【71条3】	—	— (冒頭宣言)
	(1) 低圧原子炉代替注水槽からの水の供給 低圧原子炉代替注水槽は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（常設）及びペDESTAL代替注水系（常設）の水源として使用できる設計とする。【71条4】	要目表 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.4.8 水の供給設備 構造図 4.4.5 低圧原子炉代替注水系	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ 23. 水の供給設備の設計
	(2) サプレッションチェンバからの水の供給 サプレッションチェンバ（容量2800m ³ 、個数1）は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧原子炉代替注水系及び残留熱代替除去	要目表 VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故時における設計条件	23. 水の供給設備の設計 VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式－1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	系並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード），残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の水源として使用できる設計とする。【71条5】	4.3.3 重大事故時における原子炉格納容器冷却機能 4.3.4 重大事故時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.4.8 水の供給設備 構造図 8.1 原子炉格納容器	関する設計 2.2.2 各機器固有の設計
	(3) ほう酸水貯蔵タンクからの水の供給 ほう酸水貯蔵タンクは，想定される重大事故等時において，原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段であるほう酸水注入系の水源として使用できる設計とする。【71条6】	要目表 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.4.8 水の供給設備 構造図 5.3.1 ほう酸水注入系	23. 水の供給設備の設計 VI-1-10-5 「計測制御系統施設」の様式-1 2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	(4) 代替淡水源からの水の供給 代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は，想定される重大事故等時において，低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための水源であるとともに，原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（可搬型），格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）の水源として，また，燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の水源として使用できる設計とする。【71条7】	VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る系統図 3.2.2 燃料プールスプレイ系 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.3.2 格納容器フィルタベント系 4.4.5 低圧原子炉代替注水系 原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系 8.3.2.4 ペDESTAL代替注水系 8.3.2.8 低圧原子炉代替注水系	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ 23. 水の供給設備の設計 VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式-1 2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.3 機能を兼用する機器を含む核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の系統図に関する取りまとめ VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
			統図に関する取りまとめ
	<p>(5) 海からの水の供給</p> <p>海は、想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が使用できない場合に、低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（可搬型）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）の水源として、また、燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の水源として、さらに、原子炉補機代替冷却系及び原子炉建物放水設備の水源として利用できる設計とする。【71条8】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p> <p>4.4.8 水の供給設備</p>	23. 水の供給設備の設計
	<p>大量送水車及び大型送水ポンプ車は、海水を各系統へ供給できる設計とする。【71条9】</p>	<p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p> <p>4.4.8 水の供給設備</p> <p>構造図</p> <p>3.2.2 燃料プールスプレイ系</p> <p>3.2.3 原子炉建物放水設備</p>	23. 水の供給設備の設計
	<p>(6) 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）</p> <p>構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、想定される重大事故等が発生した場合において、中央制御室及び緊急時対策所から輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）周辺の監視が可能な耐震性を有する設計とする。【71条10】</p> <p>構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、</p>	<p>VI-2-別添5-2 代替淡水源を監視するための設備の耐震性についての計算書</p> <p>単線結線図</p> <p>VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設</p>	24. 水の供給設備の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	非常用ディーゼル発電設備，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。【71条11】	(非常用電源設備))	
	5.9.2 水源へ水を供給するための設備 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して，重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備として，大量送水車を設ける設計とする。【71条12】	要目表 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.4.8 水の供給設備	23. 水の供給設備の設計
	また，海を利用するために必要な設備として，大量送水車を設ける設計とする。【71条13】	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.4.8 水の供給設備	23. 水の供給設備の設計
	代替水源からの移送ルートを確保するとともに，可搬型のホース，大量送水車については，複数箇所に分散して保管する。【71条14】	要目表 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.4.8 水の供給設備 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.4.8 水の供給設備	11. 健全性に係る設計 23. 水の供給設備の設計
	(1) 低圧原子炉代替注水槽の水の供給	要目表	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>重大事故等の収束に必要な水源である低圧原子炉代替注水槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として使用する大量送水車は、代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の淡水を低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。</p> <p>また、淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が使用できない場合に、重大事故等の収束に必要な水源である低圧原子炉代替注水槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として使用する大量送水車は、海水を低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。【71条15】</p>	<p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p> <p>4.4.8 水の供給設備</p> <p>構造図</p> <p>3.2.2 燃料プールスプレイ系</p>	<p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の様等に関する設計</p> <p>23. 水の供給設備の設計</p> <p>VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式-1</p> <p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>
<p>6. 原子炉冷却材補給設備</p> <p>6.1 原子炉隔離時冷却系</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、発電用原子炉停止後、何らかの原因で給水系が停止した場合に原子炉水位を維持するための設備であり、原子炉蒸気の一部を用いたタービン駆動ポンプにより、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器に補給し水位を維持できる設計とする。</p>	<p>6. 原子炉冷却材補給設備</p> <p>6.1 原子炉隔離時冷却系</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、発電用原子炉停止後、何らかの原因で給水系が停止した場合に原子炉水位を維持するための設備であり、原子炉蒸気の一部を用いたタービン駆動ポンプにより、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器に補給し水位を維持できる設計とする。</p>	—	— (変更なし)
<p>なお、原子炉隔離時冷却系の水源である復水貯蔵タンクは、原子炉停止後の除熱機能を担保するうえで必要な設備ではないが、発電用原子炉停止後、何らかの原因で給水系が停止したときに復水貯蔵タンクを使用可能な場合には、水源をサブプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えることで、復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器内に補給し水位を維持することもできる設計とする。</p>	<p>なお、原子炉隔離時冷却系の水源である復水貯蔵タンクは、原子炉停止後の除熱機能を担保するうえで必要な設備ではないが、発電用原子炉停止後、何らかの原因で給水系が停止したときに復水貯蔵タンクを使用可能な場合には、水源をサブプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えることで、復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器内に補給し水位を維持することもできる設計とする。【33条14】</p>	—	— (変更なし)
<p>また、原子炉隔離時冷却系は、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する25mm(1インチ)径相当の小口径配管、小さな機器の破断又は損傷による冷却材の漏えいがあった場合でも、燃料の許容設計限界をこえることなく十分に給水できる設計とする。</p>	<p>また、原子炉隔離時冷却系は、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する25mm(1インチ)径相当の小口径配管、小さな機器の破断又は損傷による冷却材の漏えいがあった場合でも、燃料の許容設計限界をこえることなく十分に給水できる設計とする。【33条15】</p>	—	— (変更なし)
<p>原子炉隔離時冷却系は、短時間の全交流動力電源喪</p>	<p>原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源喪失時から</p>	<p>要目表</p>	<p>VI-1-10-9 「非常用電源設備」の様式-1</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
失時においても、原子炉水位を維持することにより、炉心を冷却する機能を有する設計とする。	重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間、炉心を冷却する機能を有する設計とする。【33条22】	VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備））	2. 非常用電源設備の設計 2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備 2.2.1 230V系蓄電池(RCIC)
6.2 復水輸送系 通常運転中の原子炉冷却系統への補給水、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の原子炉への注入水を貯蔵するため、復水貯蔵タンクを設置する設計とする。【33条8】	6.2 復水輸送系 変更なし	—	— (変更なし)
7. 原子炉補機冷却設備 7.1 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む） 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、発電用原子炉停止時に残留熱除去系により除去された原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を、短時間の全交流動力電源喪失時を除いて、最終的な熱の逃がし場である海に輸送できる設計とする。 また、津波、溢水又は発電所敷地若しくはその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して安全性を損なわない設計とする。	7. 原子炉補機冷却設備 7.1 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、発電用原子炉停止時に残留熱除去系により除去された原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を、常設代替交流電源設備から電気の供給が開始されるまでの間の全交流動力電源喪失時を除いて、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送が可能な設計とする。 また、津波、溢水又は発電所敷地若しくはその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して安全性を損なわない設計とする。【33条23】	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） 構造図 4.6.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機海水系	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計
原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、原子炉補機から発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海水に輸送するために必要な容量を有する設計とする。	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、原子炉補機から発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海水に輸送するために必要な容量を有する設計とする。【33条24】	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計
原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、残留熱除去系の2系統に対応して原子炉補機冷却系区分Ⅰ、区分Ⅱの2区分に分離し、残留熱除去系機器の冷却を行うことができる設計とする。	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、残留熱除去系の2系統に対応して原子炉補機冷却系区分Ⅰ、区分Ⅱの2区分に分離し、残留熱除去系機器の冷却を行うことができる設計とする。【33条25】	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計
	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故	要目表	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>対処設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。【63条32】</p>	<p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p> <p>4.6.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機海水系</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p> <p>4.6.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機海水系</p> <p>構造図</p> <p>4.6.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機海水系</p>	<p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>20.3 機能を兼用する機器を含む原子炉冷却系統施設の系統図に関する取りまとめ</p>
	<p>原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。【63条31】</p>	—	— (用語の定義のみ)
<p>7.2 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備である高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、重要安全施設において発生した熱を、短時間の全交流動力電源喪失時を除いて、最終的な熱の逃がし場である海に輸送できる設計とする。</p> <p>また、津波、溢水又は発電所敷地若しくはその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>7.2 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備である高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、重要安全施設において発生した熱を、常設代替交流電源設備から電気の供給が開始されるまでの間の全交流動力電源喪失時を除いて、最終的な熱の逃がし場である海に輸送できる設計とする。</p> <p>また、津波、溢水又は発電所敷地若しくはその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備））</p>	<p>28. 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	【33条26】		
高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、原子炉補機から発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海水に伝達するために必要な容量を有する設計とする。	高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、原子炉補機から発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海水に伝達するために必要な容量を有する設計とする。【33条27】	—	— (変更なし)
高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、高圧炉心スプレイ系機器の冷却を行うことができる設計とする。	高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、高圧炉心スプレイ系機器の冷却を行うことができる設計とする。【33条28】	—	— (変更なし)
	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。【63条49】	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.6.2 高圧炉心スプレイ補機冷却系及び高圧炉心スプレイ補機海水系 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.6.2 高圧炉心スプレイ補機冷却系及び高圧炉心スプレイ補機海水系 構造図 4.6.2 高圧炉心スプレイ補機冷却系及び高圧炉心スプレイ補機海水系	28. 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）に関する設計
	高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。【63条49】	—	— (用語の定義のみ)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>7.3 原子炉補機代替冷却系</p> <p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉補機代替冷却系を設ける設計とする。【63条1】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>4.6.3 原子炉補機代替冷却系</p>	25. 原子炉補機代替冷却系の設計
	<p>原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する原子炉補機代替冷却系は、サブプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で除去した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。【63条18】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p> <p>4.6.3 原子炉補機代替冷却系</p> <p>構造図</p> <p>4.6.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機海水系</p> <p>4.6.3 原子炉補機代替冷却系</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>25. 原子炉補機代替冷却系の設計</p>
	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するため、原子炉格納容器内の冷却等のため及び炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧による破損を防止するための重大事故等対処設備として使用する原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備を屋外の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で除去した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。【62条19】【64条59】【65条6】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>4.6.3 原子炉補機代替冷却系</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p> <p>4.6.3 原子炉補機代替冷却系</p> <p>構造図</p> <p>4.6.3 原子炉補機代替冷却系</p>	25. 原子炉補機代替冷却系の設計
	<p>また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型</p>	<p>要目表</p>	25. 原子炉補機代替冷却系の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	送水ポンプ車を屋内の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。【62条19】【62条26】【64条62】【65条7】	VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.6.3 原子炉補機代替冷却系 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.6.3 原子炉補機代替冷却系 構造図 4.6.3 原子炉補機代替冷却系	
	燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備を屋外の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで、燃料プール冷却系熱交換器等で除去した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。【69条38】	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.6.3 原子炉補機代替冷却系 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.6.3 原子炉補機代替冷却系 構造図 4.6.3 原子炉補機代替冷却系	25. 原子炉補機代替冷却系の設計
	屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車を屋内の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系に海水を送水することで、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。【69条39】	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面	25. 原子炉補機代替冷却系の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		4.6.3 原子炉補機代替冷却系 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.6.3 原子炉補機代替冷却系 構造図 4.6.3 原子炉補機代替冷却系	
	移動式代替熱交換設備は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大型送水ポンプ車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。【62条20】【62条27】【63条19】【64条60】【69条40】	要目表 構造図 4.6.3 原子炉補機代替冷却系	25. 原子炉補機代替冷却系の設計
	7.3.1 多様性、位置的分散及び独立性 原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、移動式代替熱交換設備を常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性及び独立性を有する設計とし、大型送水ポンプ車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉補機代替冷却系は、格納容器フィルタベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。【63条26】	要目表 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散	11. 健全性に係る設計 25. 原子炉補機代替冷却系の設計
	原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉建物及び格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプ並びに原子炉建物外の格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。【63条27】	要目表 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮	11. 健全性に係る設計 25. 原子炉補機代替冷却系の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.6.3 原子炉補機代替冷却系	
	移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。【63条28】	要目表 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	11. 健全性に係る設計 25. 原子炉補機代替冷却系の設計
	原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機海水系に対して独立性を有するとともに、移動式代替熱交換設備から屋外の接続口を介した原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。【63条29】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.6.3 原子炉補機代替冷却系	11. 健全性に係る設計 25. 原子炉補機代替冷却系の設計
	残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。【65条34】	要目表 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図	11. 健全性に係る設計 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 25. 原子炉補機代替冷却系の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		面 4.6.3 原子炉補機代替冷却系 原子炉冷却系統施設に係る系統図 4.6.3 原子炉補機代替冷却系 構造図 4.6.1 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機海水系 4.6.3 原子炉補機代替冷却系	
	移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との離隔を考慮した設計とする。【65条35】	要目表 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散	11. 健全性に係る設計 25. 原子炉補機代替冷却系の設計
	また、大型送水ポンプ車から屋内の接続口を介した原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。【63条30】	要目表 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.2 原子炉冷却系統施設 (2) 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散	11. 健全性に係る設計 25. 原子炉補機代替冷却系の設計
	これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉補機代替冷却系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。【63条30】	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>8. 原子炉冷却材浄化設備</p> <p>8.1 原子炉浄化系</p> <p>原子炉浄化系は、原子炉冷却材の純度を保つための設備であり、原子炉再循環配管及び原子炉圧力容器底部から原子炉冷却材の一部を抜き出して、ろ過脱塩した後、給水系へ戻すことにより、原子炉冷却材中の不純物及び放射性物質の濃度を発電用原子炉施設の運転に支障を及ぼさない値以下に保つことができる設計とする。【33条17】</p>	<p>8. 原子炉冷却材浄化設備</p> <p>変更なし</p>	—	— (変更なし)
<p>放射性物質を含む原子炉冷却材を原子炉起動時、停止時及び高温待機時において原子炉冷却系統外に排出する場合は、原子炉浄化系により原子炉冷却材を浄化して、液体廃棄物処理系へ導く設計とする。【29条1】</p>		—	— (変更なし)
<p>9. 原子炉格納容器内の原子炉冷却材漏えいを監視する装置</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいに対して、ドライウェル冷却装置凝縮水量、ドライウェル床ドレンサンプ水位、ドライウェル機器ドレンサンプ水位及びドライウェル内雰囲気放射性物質濃度の測定により検出する装置を設ける設計とする。【28条8】</p>	<p>9. 原子炉格納容器内の原子炉冷却材漏えいを監視する装置</p> <p>変更なし</p>	—	— (変更なし)
<p>このうち、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の漏えいに対しては、ドライウェル床ドレンサンプ水位により1時間以内に0.23m³/hの漏えい量を検出する能力を有する設計とするとともに、自動的に中央制御室に警報を発信する設計とする。また、測定値は、中央制御室に指示する設計とする。【28条9】</p>		<p>VI-1-4-1 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに測定範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>3. 漏えいを監視する装置の構成</p> <p>3.1 ドライウェル冷却装置凝縮水量測定装置</p> <p>3.2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置</p> <p>4. 漏えいを監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲</p> <p>4.1 ドライウェル冷却装置凝縮水量測定装置の計測範囲及び警報動作範囲</p> <p>4.2 ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置の計</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.2 各機器固有の設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		測範囲及び警報動作範囲	
<p>ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置は、ドライウエル床ドレンサンプに設ける設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいは、ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置にて検出できる設計とする。【28条10】</p>		<p>VI-1-4-1 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに測定範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p> <p>3. 漏えいを監視する装置の構成</p> <p>3.2 ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置</p> <p>4. 漏えいを監視する装置の計測範囲及び警報動作範囲</p> <p>4.2 ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置の計測範囲及び警報動作範囲</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.2 各機器固有の設計</p>
<p>ドライウエル床ドレンサンプ水位測定装置が故障した場合は、これと同等の機能を有するドライウエル冷却装置凝縮水流量測定装置及びドライウエル内雰囲気放射性物質濃度測定装置により、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の漏えいを検知可能な設計とする。【28条11】</p>		<p>VI-1-4-1 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに測定範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.2 各機器固有の設計</p>
<p>10. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>原子炉冷却系統、原子炉浄化系及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に係る容器、管、ポンプ及び弁は、原子炉冷却材の循環、沸騰その他の原子炉冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の原子炉冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けない設計とする。【19条2】</p>	<p>10. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>変更なし</p>	<p>VI-1-4-2 流体振動又は温度変動による損傷の防止に関する説明書</p> <p>2. 評価範囲</p> <p>3. 基本方針</p>	<p>26. 残留熱除去系に関する設計</p> <p>27. 原子炉浄化系に関する設計</p>
<p>管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものに関する流体振動評価は、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（J S M E S O 1 2）の規定に基づく手法及び評価フローに従った設計とする。【19条3】</p>		—	— (用語の定義のみ)
<p>温度差のある流体の混合等で生ずる温度変動により発生する配管の高サイクル熱疲労による損傷防止は、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（J S M E S O 1 7）の規定に基づく手法及び評価フローに従った設計とする。【19条4】</p>		—	— (用語の定義のみ)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>11. インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として使用する逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作によって作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。【61条 15】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>構造図</p> <p>4.2.1 主蒸気系</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>21. インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備に係る設計</p>
	<p>インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系注水弁（MV222-5A, 5B, 5C）及び低圧炉心スプレイ系注水弁（MV223-2）は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。【61条 17】</p>	<p>要目表</p> <p>構造図</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p> <p>4.4.2 低圧炉心スプレイ系</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>21. インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備に係る設計</p>
	<p>なお、設計基準事故対処設備である残留熱除去系注水弁（MV222-5A, 5B, 5C）及び低圧炉心スプレイ系注水弁（MV223-2）を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することから、重大事故等対処設備としての設計を行う。【61条 18】</p>	<p>要目表</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る系統図</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p> <p>4.4.2 低圧炉心スプレイ系</p> <p>構造図</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p> <p>4.4.2 低圧炉心スプレイ系</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>21. インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備に係る設計</p>
	<p>インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として使用する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（設置枚数 2 枚、開放差圧 6.9kPa 以下）（原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用）は、高圧の原子炉冷却材が原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内へ漏えいして蒸気となり、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の圧力が上昇した場合において、外気との差圧により自動的に開放し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。【61条 16】</p>	<p>VI-1-1-7-別添 4 ブローアウトパネル関連設備の設計方針</p> <p>7. 構造強度設計</p> <p>7.1 構造強度の設計方針</p> <p>(1) オペフロ BOP 及び MS トンネル室 BOP</p> <p>7.3 機能維持の方針</p> <p>7.3.1 オペフロ BOP</p> <p>(1) 構造設計</p>	<p>VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1</p> <p>4. その他原子炉格納施設に係る設計</p> <p>4.3 ブローアウトパネル関連設備の設計</p>
	<p>12. 設備の共用</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>復水輸送系は、1号機及び2号機間で相互に接続するが、<u>連絡時以外においては、号機間の接続部の弁を常時閉とすることにより物理的に分離し、安全性を損なわない設計とする。</u>また、2号機の系統圧力が1号機の系統圧力より高い設計となっているが、逆止弁を設けることで、1号機から2号機への連絡時においても1号機側へ流出しない設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。【15条32】</p>	<p>される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散</p> <p>3. 系統施設ごとの設計上の考慮</p> <p>3.2 原子炉冷却系統施設</p> <p>(3) 悪影響防止等</p> <p><下線部></p> <p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>29. 設備共用の設計</p> <p><下線部></p> <p>—</p>
<p>13. 主要対象設備</p> <p>原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の対象となる主要な設備について、「表1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト」に示す。</p> <p>本系統の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については、「表2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト」に示す。</p>	<p>13. 主要対象設備</p> <p>原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の対象となる主要な設備について、「表1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト」に示す。</p> <p>本系統の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については、「表2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト」に示す。</p>	<p>—</p>	<p>—</p> <p>(「設備リスト」及び「兼用設備リスト」による)</p>

「基本設計方針から設工認添付書類及び様式-1への展開表」【原子炉冷却系統施設（蒸気タービン）】

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前*1	変更後		
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」, 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	—	— (用語の定義のみ)
第1章 共通項目 蒸気タービンの共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求(5.7 内燃機関の設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	第1章 共通項目 蒸気タービンの共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 溢水等, 5. 設備に対する要求(5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	—	「2.」～「19.」(「17.」を除く。)
第2章 個別項目 1. 蒸気タービン 設計基準対象施設に施設する蒸気タービン及び蒸気タービンの附属設備は, 振動対策, 過速度対策等各種の保護装置及び監視制御装置によって, 運転状態の監視を行い, 発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう, 以下の事項を考慮した設計とする。	第2章 個別項目 1. 蒸気タービン 設計基準対象施設に施設する蒸気タービン及び蒸気タービンの附属設備は, 想定される環境条件において, 材料に及ぼす化学的及び物理的影響を考慮した設計とする。また, 振動対策, 過速度対策等各種の保護装置及び監視制御装置により, 中央制御室及び現場において運転状態の監視を行い, 発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう, 以下の事項を考慮して設計する。【31条1】	—	— (冒頭宣言)
1.1 蒸気タービン本体 蒸気タービンの定格出力は, 排気圧力真空度96.3kPa, 補給水率0.5%にて, 発電端で820000kWとなる設計とする。	1.1 蒸気タービン本体 蒸気タービンの定格出力は, 排気圧力真空度96.3kPa, 補給水率0.5%にて, 発電端で820000kWとなる設計とする。【31条2】	—	— (変更なし)
定格熱出力一定運転の実施においても, 蒸気タービン設備の保安が確保できるように定格熱出力一定運転を考慮した設計とする。	定格熱出力一定運転の実施においても, 蒸気タービン設備の保安が確保できるように定格熱出力一定運転を考慮した設計とする。【31条3】	—	— (変更なし)
蒸気タービンは, 非常調速装置が作動したときに達する回転速度, 及びタービンの起動時及び停止過程を含む運転中に主要な軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有する設計とす	蒸気タービンは, 非常調速装置が作動したときに達する回転速度並びに蒸気タービンの起動時及び停止過程を含む運転中に主要な軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有する設計	—	— (記載の適正化のみ, 変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前*1	変更後		
る。	とする。【31条4】		
蒸気タービンの軸受は、主油ポンプ、ターニング油ポンプ（補助油ポンプ）、非常用軸受油ポンプ等の軸受潤滑設備を設置することにより、運転中の荷重を安定に支持でき、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じない設計とする。	また、蒸気タービンの軸受は、主油ポンプ、ターニング油ポンプ（補助油ポンプ）、非常用軸受油ポンプ等の軸受潤滑設備を設置することにより、運転中の荷重を安定に支持でき、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じない設計とする。【31条5】	—	— (記載の適正化のみ、変更なし)
蒸気タービン及び発電機その他の回転体を同一の軸に結合したものの危険速度は、速度調定率で定まる回転速度の範囲のうち最小の回転速度から、非常調速装置が作動したときに達する回転速度までの間に発生しない設計とする。	蒸気タービン及び発電機その他の回転体を同一の軸に結合したものの危険速度は、速度調定率で定まる回転速度の範囲のうち最小の回転速度から、非常調速装置が作動したときに達する回転速度までの間に発生しない設計とする。【31条6】	—	— (変更なし)
また、蒸気タービンの起動時の暖機用の回転速度を危険速度付近に設定しない設計とするとともに、危険速度を通過する際には速やかに昇速できる設計とする。	また、蒸気タービン起動時の暖機用の回転速度を危険速度付近に設定しない設計とするとともに、危険速度を通過する際には速やかに昇速できる設計とする。【31条7】	—	— (記載の適正化のみ、変更なし)
蒸気タービン及びその附属設備の耐圧部分の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力が当該部分に使用する材料の許容応力を超えない設計とする。	蒸気タービン及びその附属設備の耐圧部分の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力が当該部分に使用する材料の許容応力を超えない設計とする。【31条8】	—	— (変更なし)
蒸気タービンには、その回転速度及び出力が負荷の変動の際にも持続的に動揺することを防止する調速装置を設けるとともに、運転中に生じた過回転、発電機の内部故障、復水器真空低下、スラスト軸受の摩耗による設備の破損を防止するため、その異常が発生した場合に蒸気タービンに流入する蒸気を自動的かつ速やかに遮断する非常調速装置及び保安装置を設置する。	蒸気タービンには、その回転速度及び出力が負荷の変動の際にも持続的に動揺することを防止する調速装置を設けるとともに、運転中に生じた過回転、発電機の内部故障、復水器真空低下、スラスト軸受の摩耗による設備の破損を防止するため、その異常が発生した場合に蒸気タービンに流入する蒸気を自動的かつ速やかに遮断する非常調速装置及び保安装置を設置する。【31条9】	—	— (変更なし)
	また、調速装置は、最大負荷を遮断した場合に達する回転速度を非常調速装置が作動する回転速度未満にする能力を有する設計とする。【31条9】	—	— (記載の追加のみ、変更なし)
なお、過回転については定格回転速度の1.11倍を超えない回転数で非常調速装置が作動する設計とする。	なお、過回転については定格回転速度の1.11倍を超えない回転数で非常調速装置が作動する設計とする。【31条10】	—	— (変更なし)
蒸気タービン及びその附属設備であって、最高使用	蒸気タービン及びその附属設備であって、最高使用	—	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前*1	変更後		
圧力を超える過圧が生じるおそれのあるものにあつては、排気圧力の上昇時に過圧を防止できる容量を有し、かつ、最高使用圧力以下で動作する大気放出板を設置し、その圧力を逃がすことができる設計とする。	圧力を超える過圧が生じるおそれのあるものにあつては、排気圧力の上昇時に過圧を防止 <u>することが</u> できる容量を有し、かつ、最高使用圧力以下で動作する大気放出板を設置し、その圧力を逃がすことができる設計とする。【31条11】		(記載の適正化のみ、変更なし)
蒸気タービンには、設備の損傷を防止するため、以下の運転状態を計測する監視装置を設け、各部の状態を監視することができる設計とする。 ①蒸気タービンの回転速度 ②主蒸気止め弁の前及び組合せ中間弁の前における蒸気の圧力及び温度 ③蒸気タービンの排気圧力 ④蒸気タービンの軸受の入口における潤滑油の圧力 ⑤蒸気タービンの軸受の出口における潤滑油の温度又は軸受メタル温度 ⑥蒸気加減弁の開度 ⑦蒸気タービンの振動の振幅	蒸気タービンには、設備の損傷を防止するため、以下の運転状態を計測する監視装置を設け、各部の状態を監視することができる設計とする。 (1) 蒸気タービンの回転速度 (2) 主蒸気止め弁の前及び組合せ中間弁の前における蒸気の圧力及び温度 (3) 蒸気タービンの排気圧力 (4) 蒸気タービンの軸受の入口における潤滑油の圧力 (5) 蒸気タービンの軸受の出口における潤滑油の温度又は軸受メタル温度 (6) 蒸気加減弁の開度 (7) 蒸気タービンの振動の振幅【31条12】	—	— (変更なし)
蒸気タービンは、振動を起こさないように十分考慮をばらうとともに、万一、振動が発生した場合にも振動監視装置により、 <u>回転速度が定格回転速度以上の時に軸振動0.175mmにて警報を発する</u> ように設計する。また、運転中振動の振幅を自動的に記録できる設計とする。	蒸気タービンは、振動を起こさないように十分考慮をばらうとともに、万一、振動が発生した場合にも振動監視装置により、警報を発するように設計する。また、運転中振動の振幅を自動的に記録できる設計とする。【31条13】	—	— (記載の適正化のみ、変更なし)
	蒸気タービン及びその附属設備の構造設計において発電用火力設備に関する技術基準を定める省令及びその解釈に規定のないものについては、信頼性が確認され十分な実績のある設計方法、安全率等を用いるほか、最新知見を反映し、十分な安全性を持たせることにより保安が確保できる設計とする。【31条18】	—	— (記載の追加のみ、変更なし)
復水器は、設計冷却水温度20℃、タービン定格出力、大気圧101kPa [abs]において真空度96.3kPaを確保できるようにする。	復水器は、設計冷却水温度20℃、タービン定格出力、大気圧101kPa [abs]において真空度96.3kPaを確保できる設計とする。【31条14】	—	— (変更なし)
1.2 蒸気タービンの附属設備 ポンプを除く蒸気タービンの附属設備に属する容	1.2 蒸気タービンの附属設備 ポンプを除く蒸気タービンの附属設備に属する容	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前*1	変更後		
器及び管の耐圧部分に使用する材料は、想定される環境条件において、材料に及ぼす化学的及び物理的影響に対し、安全な化学的成分及び機械的強度を有するものを使用する。	器及び管の耐圧部分に使用する材料は、想定される環境条件において、材料に及ぼす化学的及び物理的影響に対し、安全な化学的成分及び機械的強度を有するものを使用する。【31条15】		
<p>蒸気タービンの附属設備のうち、主要な耐圧部の溶接部については、次のとおりとし、使用前事業者検査により適用基準及び適用規格に適合していることを確認する。</p> <p>(1) 不連続で特異な形状でないものであること。</p> <p>(2) 溶接による割れが生じるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p> <p>(3) 適切な強度を有するものであること。</p> <p>(4) 機械試験その他の評価方法により適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることをあらかじめ確認したものにより溶接したものであること。</p>	<p>また、蒸気タービンの附属設備のうち、主要な耐圧部の溶接部については、次のとおりとし、使用前事業者検査により適用基準及び適用規格に適合していることを確認する。</p> <p>(1) 不連続で特異な形状でないものであること。</p> <p>(2) 溶接による割れが生じるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p> <p>(3) 適切な強度を有するものであること。</p> <p>(4) 機械試験その他の評価方法により適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることをあらかじめ確認したものにより溶接したものであること。【31条16】</p>	—	— (記載の適正化のみ、変更なし)
<p>主要な耐圧部の溶接部とは、蒸気タービンに係る蒸気だめ又は熱交換器のうち水用の容器又は管であって、最高使用温度100℃未満のものについては、最高使用圧力1960kPa、それ以外の容器については、最高使用圧力98kPa、水用の管以外の管については、最高使用圧力980kPa(長手継手の部分にあつては、490kPa)以上の圧力が加えられる部分について溶接を必要とするものをいう。また、蒸気タービンに係る外径150mm以上の管のうち、耐圧部について溶接を必要とするものをいう。</p>	<p>なお、主要な耐圧部の溶接部とは、蒸気タービンに係る蒸気だめ又は熱交換器のうち水用の容器又は管であって、最高使用温度100℃未満のものについては、最高使用圧力1960kPa、それ以外の容器については、最高使用圧力98kPa、水用の管以外の管については、最高使用圧力980kPa(長手継手の部分にあつては、490kPa)以上の圧力が加えられる部分について溶接を必要とするものをいう。また、蒸気タービンに係る外径150mm以上の管のうち、耐圧部について溶接を必要とするものをいう。【31条17】</p>	—	— (用語の定義のみ)
	<p>蒸気タービンの附属設備の機器仕様は、運転中に想定される最大の圧力・温度、必要な容量等を考慮した設計とする。【31条17】</p>	—	— (記載の追加のみ、変更なし)
<p>復水給水系には、復水ろ過脱塩装置及び復水脱塩装置を設け、高純度の給水を原子炉へ供給できるようにする。また、4段の低圧給水加熱器及び2段の高圧給水</p>		—	— (記載の削除のみ、変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前*1	変更後		
加熱器を設け、原子炉への適切な給水温度を確保できるような設計とする。			
蒸気タービン及びその附属設備の構造設計において発電用火力設備に関する技術基準を定める省令及びその解釈に規定のないものについては、信頼性が確認され十分実績のある設計方法、安全率を用いる他、最新知見を反映し、十分な安全性を持たせることにより保安が確保できる設計とする。【31条18】		—	— (記載の削除のみ、変更なし)
蒸気タービンの全ての構造・材料については、エロージョン・コロージョンに対する経験を十分に反映するとともに、最新の知見を反映し、十分な安全性を持たせることにより保安が確保できる設計とする。		—	— (記載の削除のみ、変更なし)
既設設備の設計仕様、機能に影響のない設計とする。		—	— (記載の削除のみ、変更なし)
蒸気タービンは所要の性能を確認するために必要な保守及び点検が可能なように、容易に分解及び構成部品の交換ができる構造の設計とする。		—	— (記載の削除のみ、変更なし)
2. 主要対象設備 蒸気タービンの対象となる主要な設備について、「表1 蒸気タービンの主要設備リスト」に示す。	2. 主要対象設備 蒸気タービンの対象となる主要な設備について、「表1 蒸気タービンの主要設備リスト」に示す。	—	— (「設備リスト」による)

注記*1：原子炉冷却系統施設（蒸気タービン）の基本設計方針の「変更前」は、平成27年度の蒸気タービン改造工事申請時の記載

基本設計方針から設工認添付書類及び様式－ 1 への展開表
(計測制御系統施設)

「基本設計方針から設工認添付書類及び様式－1への展開表」【計測制御系統施設】

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	—	— (用語の定義のみ)
第1章 共通項目 計測制御系統施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.7 内燃機関を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	第1章 共通項目 計測制御系統施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 溢水等, 5. 設備に対する要求 (5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	—	1. 共通的に適用される設計
第2章 個別項目 1. 計測制御系統施設 1.1 反応度制御系統及び原子炉停止系統共通 発電用原子炉施設には, 制御棒の挿入位置を調節することによって反応度を制御する制御棒及び制御棒駆動水圧系, 再循環流量を調整することによって反応度を制御する原子炉再循環流量制御系の独立した原理の異なる反応度制御系統を施設し, 計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有する設計とする。 【36条1】	第2章 個別項目 1. 計測制御系統施設 1.1 反応度制御系統及び原子炉停止系統共通 変更なし	—	— (変更なし)
通常運転時の高温状態において, 独立した原子炉停止系統である制御棒及び制御棒駆動水圧系による制御棒の炉心への挿入並びにほう酸水注入系による炉心へのほう酸注入は, それぞれ発電用原子炉を未臨界に移行でき, かつ, 維持できる設計とする。 運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても, 制御棒及び制御棒駆動水圧系による制御棒の炉心への挿入により, 燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉を未臨界に移行でき, かつ, 維持できる設計とする。【36条4】		—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
設置（変更）許可を受けた原子炉冷却材喪失その他の設計基準事故時の評価において、制御棒及び制御棒駆動水圧系は、原子炉非常停止信号によって、水圧制御ユニットアキュムレータの圧力により制御棒を緊急挿入できる設計とするとともに、制御棒が確実に挿入され、炉心を未臨界に移行でき、かつ、それを維持できる設計とする。【36条7】		—	— (変更なし)
制御棒及びほう酸水は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質、耐食性及び化学的安定性を保持する設計とする。【36条15】		—	— (変更なし)
1.2 制御棒及び制御棒駆動水圧系 制御棒は、最大の反応度値を持つ制御棒1本が完全に炉心の外に引き抜かれていて、その他の制御棒が全挿入の場合、高温状態及び低温状態において常に炉心を未臨界に移行できる設計とする。【36条8】	1.2 制御棒及び制御棒駆動水圧系 変更なし	—	— (変更なし)
また、発電用原子炉の運転中に、完全に挿入されている制御棒を除く、他のいずれかの制御棒が動作不能となった場合は、動作可能な制御棒のうち最大反応度値を有する制御棒1本が完全に炉心の外に引き抜かれた状態でも、他のすべての動作可能な制御棒により、高温状態及び低温状態において炉心を未臨界に保持できることを評価確認し、 <u>確認できない場合には、発電用原子炉を停止するように保安規定に定めて管理する。【36条9】</u>		— <下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	— (変更なし) — <下線部>
反応度が大きく、かつ急激に投入される事象による影響を小さくするため、制御棒の落下速度を設置（変更）許可を受けた「制御棒落下」の評価で想定した落下速度以下に制御棒落下速度リミッタの効果により制限することで、反応度添加率を抑制する。【36条10】		—	— (変更なし)
また、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」の評価で想定した制御棒引抜き速度以下に制限することで、反応度添加率を抑制するとともに、零出力		—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
ないし低出力においては、運転員の制御棒引抜操作を制限する補助機能として、制御棒価値ミニマイザを設けることで、引き抜く制御棒の最大反応度価値を制限する。【36条11】			
さらに、中性子束高による原子炉非常停止信号を設ける設計とする。【36条12】		—	— (変更なし)
これらにより、想定される反応度投入事象発生時に燃料の最大エンタルピや原子炉圧力の上昇を低く抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の破損を生じさせない設計とする。【36条13】		—	— (変更なし)
なお、制御棒引抜手順については、保安規定に定めて管理する。【36条14】		運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
制御棒及び制御棒駆動水圧系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、キセノン崩壊による反応度添加及び高温状態から低温状態までの反応度添加を制御し、低温状態で炉心を未臨界に移行して維持できる設計とする。【36条6】		—	— (変更なし)
<p>制御棒は、十字形に組み合わせたステンレス鋼製のU字形シースの中に中性子吸収材を納めたものであり、各制御棒は4体の燃料体の中央に、炉心全体にわたって一様に配置する設計とする。</p> <p>制御棒の駆動は、ピストン上部又は下部に駆動水を供給することにより、原子炉圧力容器底部から行う設計とする。</p> <p>通常駆動時は、駆動水ポンプにより加圧された駆動水で駆動し、スクラム時及び選択制御棒挿入時の駆動源は、各々の制御棒駆動機構ごとに設ける水圧制御ユニットのアキュムレータの高圧窒素により加圧された駆動水を供給することで制御棒を駆動する設計とする。【36条16】</p>		—	— (変更なし)
原子炉冷却材の漏えいが生じた場合、その漏えい量が10mm(3/8インチ)径の配管破断に相当する量以下の		—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
場合は制御棒駆動水圧ポンプで補給できる設計とする。【33条16】			
制御棒駆動水圧系は、発電用原子炉の緊急停止時に制御棒の挿入時間が、発電用原子炉の燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷を防ぐために適切な値となるような速度で炉心内に挿入できること、並びに通常運転時において制御棒の異常な引抜きが発生した場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超える駆動速度で引抜きできない設計とする。【37条1】		—	— (変更なし)
なお、設置(変更)許可を受けた仕様及び運転時の異常な過渡変化並びに設計基準事故の評価で設定した制御棒の挿入時間、並びに設置(変更)許可を受けた「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の評価の条件を満足する設計とする。【37条2】		—	— (変更なし)
制御棒は、原子炉モードスイッチが「停止」の位置にあるとき、原子炉モードスイッチが「燃料取替」位置にある場合で、1本制御棒が引抜かれているとき、原子炉モードスイッチが「燃料取替」位置にある場合で、燃料取替機が原子炉上部にあり、荷重中のとき、原子炉モードスイッチが「燃料取替」位置にある場合で、スクラム排水容器水位高によるスクラム信号をバイパスしているとき、原子炉モードスイッチが「燃料取替」又は「起動」位置にある場合で、中性子源領域計装又は中間領域計装の指示高、指示低若しくは動作不能及び同計装の検出器が炉心内の所定の位置にないとき、原子炉モードスイッチが「運転」位置にある場合で、平均出力領域計装の指示低のとき、平均出力領域計装の指示高又は動作不能のとき、スクラム排水容器水位高による制御棒引抜阻止信号のあるとき、制御棒価値ミニマイザによる制御棒引抜阻止信号のあるとき、制御棒引抜監視装置からの制御棒引抜阻止信号のあるときは、引抜きを阻止できる設計とする。【37条5】		—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>制御棒駆動機構は、各制御棒に独立して設けられたラッチ付水圧駆動ピストン式のものであり、カップリングスパッド、インデックスチューブと駆動ピストン、コレット集合体、ピストンチューブとストップピストン及びシリンダチューブで構成され、制御棒の駆動動力源である制御棒駆動水圧ポンプによる水圧が喪失した場合においても、ラッチ機構により制御棒を現状位置に保持し、発電用原子炉の反応度を増加させる方向に動作させない設計とする。</p> <p>また、制御棒駆動機構と制御棒とはカップリングを介して容易に外れない構造とする。【37条3】</p>		—	— (変更なし)
<p>制御棒駆動水圧系にあつては、制御棒の挿入その他の衝撃により制御棒、燃料体、その他の炉心を構成するものを損壊しない設計とする。【37条4】</p>		—	— (変更なし)
<p>1.3 原子炉再循環流量制御系</p> <p>原子炉再循環流量制御系は、原子炉再循環ポンプ速度を調整することにより、原子炉出力を制御できる設計とする。【36条2】</p>	<p>1.3 原子炉再循環流量制御系</p> <p>変更なし</p>	—	— (変更なし)
<p>また、タービントリップ又は発電機負荷遮断直後の原子炉出力を抑制するため、主蒸気止め弁閉止又は蒸気加減弁急速閉止の信号により、原子炉再循環ポンプ2台が同時にトリップする機能を設ける設計とする。【36条3】</p>		—	— (変更なし)
<p>1.4 ほう酸水注入系</p> <p>ほう酸水注入系は、制御棒挿入による原子炉停止が不能になった場合、手動で中性子を吸収するほう酸水（五ほう酸ナトリウム溶液）を炉心に注入する設備であり、単独で定格出力運転中の発電用原子炉を高温状態及び低温状態において十分未臨界に維持できるだけの反応度効果を持つ設計とする。</p>	<p>1.4 ほう酸水注入系</p> <p>ほう酸水注入系は、制御棒挿入による原子炉停止が不能になった場合、手動で中性子を吸収するほう酸水（五ほう酸ナトリウム溶液）を炉心に注入する設備であり、単独で定格出力運転中の発電用原子炉を高温状態及び低温状態において十分未臨界に維持できるだけの反応度効果を持つ設計とする。【36条5】</p>	—	— (変更なし)
	<p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設）</p>	<p>2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を設ける設計とする。【59条1】	<p>非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>4.4.1 高圧炉心スプレイ系</p> <p>非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>4.4.7 ほう酸水注入系</p>	<p>3. ほう酸水注入系に係る設計</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>
	原子炉保護系、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用するほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。【59条8】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉本体）</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>4.4.7 ほう酸水注入系</p> <p>非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図</p> <p>4.4.7 ほう酸水注入系</p> <p>構造図</p> <p>2. 原子炉本体</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p> <p>工学的安全施設等の起動（作動）信号の起動（作動）</p>	<p>2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む計測制御系統施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>3. ほう酸水注入系に係る設計</p> <p>7. ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の設計</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式-1</p> <p>4. 原子炉本体の兼用に関する設計</p> <p>4.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		回路の説明図 5.5 工学的安全施設等の起動信号	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	ほう酸水注入系の流路として、設計基準対象施設である原子炉压力容器、炉心支持構造物、原子炉压力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【59条9】	要目表 VI-1-1-5-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉本体） VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-3-別添 6-1 炉心支持構造物の強度計算書 VI-3-別添 7-1 原子炉压力容器内部構造物の強度計算書 構造図 2. 原子炉本体 8.1 原子炉格納容器	VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式-1 1. 共通的に適用される設計 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
1.5 原子炉圧力制御系 原子炉圧力制御系は、原子炉圧力をあらかじめ定めた値に保つため、蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の開度を自動制御する設計とする。【33条10】	1.5 原子炉圧力制御系 変更なし	—	— (変更なし)
また、原子炉圧力が急激に上昇するような場合には、タービンバイパス弁を開き、原子炉圧力の過度の上昇を抑制する設計とする。【33条11】		—	— (変更なし)
圧力制御装置は主蒸気止め弁の上流側の主蒸気圧力と、あらかじめ設定した圧力設定値とを比較し、圧力偏差信号を発信して、蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の開度を制御することにより、負荷の変動その他の発電用原子炉の運転に伴う原子炉压力容器内の		—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
圧力の変動を自動的に調整する設計とする。【33条12】			
1.6 原子炉給水制御系 原子炉水位制御系は、原子炉水位を一定に保つよう にするため、原子炉給水流量、主蒸気流量及び原子炉 水位の信号を取り入れ、タービン駆動給水ポンプの速 度を調整すること等により原子炉給水流量を自動的 に制御できる設計とする。【33条13】	1.6 原子炉給水制御系 変更なし	—	— (変更なし)
2. 計測装置等 2.1 計測装置 2.1.1 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び 設計基準事故時における計測 計測制御系統施設は、炉心、原子炉冷却材圧力バウ ンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれら に関する系統の健全性を確保するために監視するこ とが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時の異 常な過渡変化時においても想定される範囲内で監視 できる設計とする。	2. 計測装置等 2.1 計測装置 2.1.1 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設 計基準事故時及び重大事故等時における計測 計測制御系統施設は、炉心、原子炉冷却材圧力バウ ンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれら に関する系統の健全性を確保するために監視するこ とが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時の異 常な過渡変化時においても想定される範囲内で監視 できる設計とする。【34条1】	—	— (記載追加のみ、変更なし)
また、設計基準事故が発生した場合の状況把握及び 対策を講じるために必要なパラメータは、設計基準事 故時に想定される環境下において十分な測定範囲及 び期間にわたり監視できるとともに、発電用原子炉の 停止及び炉心の冷却に係るものについては、設計基準 事故時においても2種類以上監視又は推定できる設計 とする。	また、設計基準事故が発生した場合の状況把握及び 対策を講じるために必要なパラメータは、設計基準事 故時に想定される環境下において十分な測定範囲及 び期間にわたり監視できるとともに、発電用原子炉の 停止及び炉心の冷却に係るものについては、設計基準 事故時においても2種類以上監視又は推定できる設計 とする。【34条2】	—	— (変更なし)
炉心における中性子束密度を計測するため、原子炉 内に設置した検出器で中性子源領域、中間領域、出力 領域の3つの領域に分けて中性子束を計測できる設計 とする。	炉心における中性子束密度を計測するため、原子炉 内に設置した検出器で中性子源領域、中間領域、出力 領域の3つの領域に分けて中性子束を計測できる設計 とする。【34条8】	—	— (変更なし)
炉周期は中性子源領域計装の計測結果を用いて演 算できる設計とする。	炉周期は中性子源領域計装の計測結果を用いて演 算できる設計とする。【34条10】	—	— (変更なし)
	重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するた めに監視することが必要なパラメータとして、原子炉 圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及 び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温	要目表 VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説 明書 (計測制御系統施設)	2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用 する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>度、圧力、水位、水素濃度及び酸素濃度、原子炉建物内の水素濃度、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保の監視、格納容器バイパスの監視並びに水源の確保の監視に必要なパラメータを計測する装置を設ける設計とする。</p> <p><u>なお、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとし、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータの運用については、保安規定に定めて管理する。【73条2】</u></p>	<p>VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.2 重大事故等対処設備に関する計測</p> <p>2.2.3 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定</p> <p>計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面</p> <p>5.4 計測装置</p> <p><下線部></p> <p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>4. 計測装置の設計</p> <p><下線部></p> <p>—</p>
	<p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する設計とする。【73条1】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設）</p> <p>VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.2 重大事故等対処設備に関する計測</p> <p>2.2.3 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定</p> <p>計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面</p> <p>5.4 計測装置</p>	<p>2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>4. 計測装置の設計</p>
	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし、計測する装置は「表1 計測制御系統施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対処設備の他、原子炉圧力容器温度（S A）（個数2、計測範囲0～500℃）、</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設）</p> <p>VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p>	<p>2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>4. 計測装置の設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>スクラバ容器水位（個数8，計測範囲 <input type="text"/> mm），スクラバ容器圧力（個数4，計測範囲0～1MPa），スクラバ容器温度（個数4，計測範囲0～300℃），第1ベントフィルタ出口水素濃度（個数1（予備1），計測範囲0～20vol%/0～100vol%），残留熱除去系熱交換器冷却水流量（個数2，計測範囲0～1500m³/h），低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力（個数2，計測範囲0～4MPa），原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力（個数1，計測範囲0～10MPa），高圧炉心スプレイポンプ出口圧力（個数1，計測範囲0～12MPa），残留熱代替除去ポンプ出口圧力（個数2，計測範囲0～3MPa），静的触媒式水素処理装置入口温度（個数2，計測範囲0～100℃），静的触媒式水素処理装置出口温度（個数2，計測範囲0～400℃）とする。【73条3】</p>	<p>3. 計測装置の構成 4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲</p> <p>計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面</p> <p>5.4 計測装置</p>	
	<p>2.1.2 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の計測</p> <p>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を測定できる設備として，格納容器水素濃度（SA），格納容器酸素濃度（SA），格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）を設ける設計とする。【67条3】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設）</p> <p>VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.2 重大事故等対処設備に関する計測</p> <p>2.2.1 原子炉格納容器内酸素濃度及び水素濃度並びに原子炉格納容器外への排出経路の水素濃度の計測</p> <p>4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲</p> <p>VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計</p> <p>4.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備</p> <p>4.1.4 格納容器水素濃度（SA）及び格納容器水素</p>	<p>4. 計測装置の設計</p> <p>5. 原子炉格納容器内の水素濃度計測に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（B系） 計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 5.4 計測装置	
	格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）は、格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA））（圧縮機（個数1，吐出圧力0.86MPa以上，容量12.4ℓ/min以上），冷却器（個数1，容量15.4kJ/h以上），窒素ポンベ（個数2（予備2）））により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内へ導き，検出器で測定することで，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室（「1，2号機共用」（以下同じ。））より監視できる設計とする。【67条27】【73条5】	要目表 VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設） VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書（別添） VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 計測装置の構成 3.1 計測装置の構成 3.1.4 原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置 VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計 4.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備 4.1.4 格納容器水素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（B系） 計測装置系統図 5.4 計測装置	4. 計測装置の設計 5. 原子炉格納容器内の水素濃度計測に関する設計
	格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。【67条28】	VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 計測装置の構成 3.1 計測装置の構成	4. 計測装置の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		3.1.4 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置 VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計 4.3 水素濃度低減設備に係る電源 4.3.4 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）	
	格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）（サンプリングポンプ（個数1、吐出圧力0.66MPa以上、容量10/min/個以上）、冷却器（個数2、伝熱面積0.22m ² /個以上））により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。【67条29】【73条4】	要目表 VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設） VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書（別添） VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 計測装置の構成 3.1 計測装置の構成 3.1.4 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置 VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計 4.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備 4.1.4 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（B系）並びに格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系） 計測装置系統図	4. 計測装置の設計 5. 原子炉格納容器内の水素濃度計測に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		5.4 計測装置	
	格納容器水素濃度(B系)及び格納容器酸素濃度(B系)は、常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。【67条30】	VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 計測装置の構成 3.1 計測装置の構成 3.1.4 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置 VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計 4.3 水素濃度低減設備に係る電源 4.3.4 格納容器水素濃度(SA)及び格納容器水素濃度(B系)並びに格納容器酸素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(B系)	4. 計測装置の設計
	なお、原子炉補機代替冷却系から冷却水を供給することにより、サンプリングガスを冷却できる設計とする。【67条31】	VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計 4.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備 4.1.4 格納容器水素濃度(SA)及び格納容器水素濃度(B系)並びに格納容器酸素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(B系)	5. 原子炉格納容器内の水素濃度計測に関する設計
	2.1.3 格納容器フィルタベント系排出経路内の水素濃度の計測 格納容器フィルタベント系の排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、第1ベントフィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口水素濃度(個数1(予備1)、計測範囲0~20vol%/0~100vol%)を設ける設計とする。【67条15】	VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 2. 基本方針 2.2 重大事故等対処設備に関する計測 2.2.1 原子炉格納容器内酸素濃度及び水素濃度並びに原子炉格納容器外への排出経路の水素濃度の計測 4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲	4. 計測装置の設計
	第1ベントフィルタ出口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。【67条17】	VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 計測装置の構成	4. 計測装置の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
		3.1 計測装置の構成 3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置 VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計 4.3 水素濃度低減設備に係る電源 4.3.3 格納容器フィルタベント系	
	2.1.4 原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした水素濃度の計測 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定できる監視設備として、原子炉建物水素濃度を設ける設計とする。【68条1】	要目表 VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設） VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 2. 基本方針 2.2 重大事故等対処設備に関する計測 2.2.2 静的触媒式水素処理装置の動作監視及び原子炉建物内水素濃度の計測 4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲 VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計 4.2 原子炉建物等の破損を防止するための水素濃度低減設備 4.2.2 原子炉建物水素濃度 計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 5.4 計測装置	4. 計測装置の設計
	原子炉建物水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とする。【68条5】	要目表 VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設）	4. 計測装置の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 計測装置の構成 3.1 計測装置の構成 3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置 VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計 4.2 原子炉建物等の破損を防止するための水素濃度低減設備 4.2.2 原子炉建物水素濃度 計測装置系統図 5.4 計測装置	
	原子炉建物水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。【68条6】	VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 計測装置の構成 3.1 計測装置の構成 3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置 VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計 4.3 水素濃度低減設備に係る電源 4.3.6 原子炉建物水素濃度	4. 計測装置の設計
	2.1.5 静的触媒式水素処理装置の作動状態監視 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、水素濃度制御設備である静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素	VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 2. 基本方針 2.2 重大事故等対処設備に関する計測 2.2.2 静的触媒式水素処理装置の動作監視及び原子炉建物内水素濃度の計測	4. 計測装置の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	処理装置出口温度を設ける設計とする。【68条1】	VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計 4.2 原子炉建物等の破損を防止するための水素濃度低減設備 4.2.1 静的触媒式水素処理装置	
	静的触媒式水素処理装置入口温度（個数 2，計測範囲 0～100℃，検出器種類 熱電対）及び静的触媒式水素処理装置出口温度（個数 2，計測範囲 0～400℃，検出器種類 熱電対）は，静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素処理装置の作動状態を中央制御室から監視できる設計とし，重大事故等時において測定可能なよう耐環境性を有した熱電対を使用する。【68条3】	VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 計測装置の構成 3.1 計測装置の構成 3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置 4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲 VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計 4.2 原子炉建物等の破損を防止するための水素濃度低減設備 4.2.1 静的触媒式水素処理装置	4. 計測装置の設計
	静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。【68条4】	VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 計測装置の構成 3.1 計測装置の構成 3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置 VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計 4.3 水素濃度低減設備に係る電源 4.3.5 静的触媒式水素処理装置	4. 計測装置の設計
2.2 警報装置等 設計基準対象施設は，発電用原子炉施設の機械又は器具の機能の喪失，誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生し	2.2 警報装置等 変更なし	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
た場合（中性子束，温度，圧力，流量，水位等のプロセス変数が異常値になった場合，工学的安全施設が作動した場合等）に，これらを確実に検出して自動的に警報（原子炉水位低又は高，原子炉圧力高，中性子束高等）を発信する装置を設けるとともに，表示ランプの点灯，ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。【47条1】			
発電用原子炉並びに原子炉冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を正確，かつ迅速に把握できるようポンプの運転停止状態，弁の開閉状態等を表示灯により監視できる設計とする。【47条7】		—	— (変更なし)
2.3 計測結果の表示及び記録 発電用原子炉の停止，炉心の冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは，設計基準事故時においても確実に記録することができる設計とする。	2.3 計測結果の表示，記録及び保存 発電用原子炉の停止，炉心の冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは，設計基準事故時においても確実に記録し，及び保存することができる設計とする。【34条3】	—	— (冒頭宣言)
設計基準対象施設として，炉心における中性子束密度を計測するための計測装置，原子炉冷却材の不純物の濃度を測定するための原子炉水導電率を計測する装置，原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力，温度及び流量を計測するための主蒸気圧力，給水圧力，主蒸気温度，給水温度，主蒸気流量及び給水流量を計測する装置，原子炉圧力容器内の水位を計測するための原子炉水位（広帯域，燃料域，狭帯域及び停止域）を計測する装置並びに原子炉格納容器内の圧力，温度及び可燃性ガスの濃度を計測するためのドライウエル圧力，サプレッションチェンバ圧力，ドライウエル温度，サプレッションチェンバ温度，格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度を計測する装置を設け，これらの計測装置は計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また，計測結果を記録できる設計とする。	設計基準対象施設として，炉心における中性子束密度を計測するための計測装置，原子炉冷却材の不純物の濃度を測定するための原子炉水導電率を計測する装置，原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力，温度及び流量を計測するための主蒸気圧力，給水圧力，主蒸気温度，給水温度，主蒸気流量及び給水流量を計測する装置，原子炉圧力容器内の水位を計測するための原子炉水位（広帯域，燃料域，狭帯域及び停止域）を計測する装置並びに原子炉格納容器内の圧力，温度及び可燃性ガスの濃度を計測するためのドライウエル圧力，サプレッションチェンバ圧力，ドライウエル温度，サプレッションチェンバ温度，格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度を計測する装置を設け，これらの計測装置は計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また， <u>計測結果を記録し，及び保存することができる設計とする。</u> 【34条9】【34条13】【34条14】【34条15】【34条16】	— ＜下線部＞ 運用に関する記載であり，保安規定にて対応	— ＜下線部＞ — (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
制御棒の位置を計測する装置を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、記録はプロセス計算機から帳票として出力できる設計とする。	制御棒の位置を計測する装置を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、 <u>記録はプロセス計算機から帳票として出力し保存することができる設計とする。【34条11】</u>	— <下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	— (変更なし) <下線部> —
原子炉冷却材の不純物の濃度は、試料採取設備により断続的に試料を採取し分析を行い、測定結果を記録する。	原子炉冷却材の不純物の濃度は、試料採取設備により断続的に試料を採取し分析を行い、測定結果を記録し、及び保存する。【34条12】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は、設計基準事故等に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とする。また、 <u>重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量等のパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータにより推定ができる設計とする。【73条9】</u>	要目表 VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設） VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 計測装置の構成 3.1 計測装置の構成 3.1.1 起動領域計測装置（中性子源領域計測装置、中間領域計測装置）及び出力領域計測装置 3.1.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置 3.1.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置 3.1.4 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置 3.1.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置 3.1.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置 3.1.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置 3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置 3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置	2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.3 機能を兼用する機器を含む計測制御系統施設の系統図に関する取りまとめ 4. 計測装置の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲 計測装置系統図 5.4 計測装置 <下線部> 運用に関する記載であり，保安規定にて対応	<下線部> —
	また，重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にするとともに，パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定等，複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。【73条10】	運用に関する記載であり，保安規定にて対応	—
	原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度等想定される重大事故等の対応に必要なパラメータは，計測又は監視できる設計とする。また，計測結果は中央制御室に指示又は表示し，記録できる設計とする。【73条15】	要目表 VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設） VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 計測装置の構成 3.1 計測装置の構成 3.1.1 起動領域計測装置（中性子源領域計測装置，中間領域計測装置）及び出力領域計測装置 3.1.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力，温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置 3.1.3 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置 3.1.4 原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置 3.1.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置	4. 計測装置の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		3.1.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置 3.1.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置 3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置 3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置 3.2 計測装置の計測結果の表示, 記録及び保存 3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存 計測装置系統図 5.4 計測装置	
	<p>重大事故等の対応に必要となるパラメータは, 安全パラメータ表示システム (SPDS) (「1, 2, 3号機共用 (SPDSデータ収集サーバは1, 2号機共用)」(以下同じ。)) のうちSPDS伝送サーバにて電磁的に記録, 保存し, 電源喪失により保存した記録が失われないようにするとともに帳票が出力できる設計とする。また, 記録は必要な容量を保存できる設計とする。【73条16】</p>	VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 計測装置の構成 3.1 計測装置の構成 3.1.1 起動領域計測装置 (中性子源領域計測装置, 中間領域計測装置) 及び出力領域計測装置 3.1.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力, 温度又は流量 (代替注水の流量を含む。) を計測する装置 3.1.3 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置 3.1.4 原子炉格納容器本体内の圧力, 温度, 酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置 3.1.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置 3.1.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置 3.1.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置 3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置 3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置 3.2 計測装置の計測結果の表示, 記録及び保存 3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存	4. 計測装置の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>2.4 電源喪失時の計測</p> <p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置の電源は、非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用できる設計とする。【73条11】</p>	<p>VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p> <p>3. 計測装置の構成</p> <p>3.1 計測装置の構成</p> <p>3.1.4 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置</p> <p>3.1.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置</p> <p>3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置</p>	4. 計測装置の設計
	<p>また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置のうち特に重要なパラメータとして、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、流量（注水量）等の計測用として測定時の故障を想定した予備1個含む1セット30個（予備30個）（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用（以下同じ。））により計測できる設計とし、これらを保管する設計とする。【73条12】</p>	<p>VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p> <p>3. 計測装置の構成</p> <p>3.1 計測装置の構成</p> <p>3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置</p>	4. 計測装置の設計
	<p>なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。【73条13】</p> <p>同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。【73条14】</p>	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
<p>3. 安全保護装置等</p> <p>3.1 安全保護装置</p> <p>3.1.1 安全保護装置の機能及び構成</p> <p>安全保護装置は、運転時の異常な過渡変化が発生す</p>	<p>3. 安全保護装置等</p> <p>3.1 安全保護装置</p> <p>3.1.1 安全保護装置の機能及び構成</p> <p>安全保護装置は、運転時の異常な過渡変化が発生す</p>	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
る場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止（スクラム）系その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするとともに、設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止（スクラム）系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。	る場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止（スクラム）系その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするとともに、設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止（スクラム）系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。【35条1】		
運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に対処し得る複数の原子炉非常停止信号及び工学的安全施設作動信号を設ける設計とする。	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に対処し得る複数の原子炉非常停止信号及び工学的安全施設作動信号を設ける設計とする。【35条2】	—	— (変更なし)
なお、安全保護装置は設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化の評価の条件を満足する設計とする。	なお、安全保護装置は設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化の評価の条件を満足する設計とする。【35条3】	—	— (変更なし)
安全保護装置を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。	安全保護装置を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。【35条4】	—	— (変更なし)
安全保護装置を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう物理的、電気的に分離し、独立性を確保する設計とする。	安全保護装置を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう物理的、電気的に分離し、独立性を確保する設計とする。【35条5】	—	— (変更なし)
また、各チャンネルの電源は、分離、独立した母線から供給する設計とする。	また、各チャンネルの電源は、分離、独立した母線から供給する設計とする。【35条6】	—	— (変更なし)
安全保護装置は、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行する（フェイルセーフ）か、又は当該状態を維持する（フェイルアズイズ）ことにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。	安全保護装置は、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行する（フェイルセーフ）か、又は当該状態を維持する（フェイルアズイズ）ことにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。【35条7】	—	— (変更なし)
計測制御系統施設の一部を安全保護装置と共用する場合には、その安全機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離した設計とする。	計測制御系統施設の一部を安全保護装置と共用する場合には、その安全機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離した設計とする。【35条10】	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
また、運転条件に応じて作動設定値を変更できる設計とする。	また、運転条件に応じて作動設定値を変更できる設計とする。【35条13】	—	— (変更なし)
非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を運転中に試験する場合に使用する電動弁用電動機の熱的過負荷保護装置は、設計基準事故時において不要な作動をしないようにできる設計とする。	非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を運転中に試験する場合に使用する電動弁用電動機の熱的過負荷保護装置は、設計基準事故時において不要な作動をしないようにできる設計とする。【38条6】	—	— (変更なし)
	<p>3.1.2 安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止</p> <p>安全保護装置のうち、アナログ回路で構成する機器は、外部ネットワークとの物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止並びに物理的及び電気的アクセスの制限を設け、<u>システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作を防止する措置</u>を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止できる設計とする。</p> <p>安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止並びに物理的及び電気的アクセスの制限を設け、<u>システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止する措置</u>を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止できる設計とする。【35条8】</p>	<p>VI-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p> <p>3. 計測装置の構成</p> <p>3.3 安全保護装置</p> <p>3.3.1 不正アクセス行為等の被害の防止</p> <p><下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>6. 安全保護装置の不正アクセス行為等による被害の防止</p> <p><下線部></p> <p>—</p>
	安全保護装置が収納された盤の施錠によりハードウェアを直接接続させない措置を実施すること、安全保護装置の保守ツールを施錠管理された場所に保管することや保守ツールのパスワード管理により不要なソフトウェアへのアクセスを制限することを保安規定に定め、不正アクセスを防止する。	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアは設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性の確認を適切に行うことを保安規定に定め、不正アクセスを防止する。【35条9】</p>		
	<p>3.2 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能） 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備として、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を設ける設計とする。【59条1】</p>	<p>要目表 VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設）</p>	<p>7. ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の設計 VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として使用するATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。【59条3】</p>	<p>要目表 VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設） VI-1-5-2 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 VI-1-5-3 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書 3. 中央制御室に係る制御方法 3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等 3.4.3 安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備</p>	<p>7. ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		工学的安全施設等の起動（作動）信号の起動（作動）回路の説明図 5.5 工学的安全施設等の起動信号	
	また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とする。【59条4】	工学的安全施設等の起動（作動）信号の起動（作動）回路の説明図 5.5 工学的安全施設等の起動信号	7. ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の設計
	その他、設計基準対象施設である制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットを重大事故等対処設備として使用できる設計とする。また、制御棒駆動水圧系の流路として、設計基準対象施設である配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【59条10】	要目表 VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設） VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） 計測制御系統施設に係る機器の配置を明示した図面 5.1 制御材 5.2.1 制御棒駆動機構 5.2.2.1 制御棒駆動水圧系 制御棒駆動水圧設備系統図 5.2.2.1 制御棒駆動水圧系 構造図 5.1 制御材 5.2.1 制御棒駆動機構 5.2.2.1 制御棒駆動水圧系 8.1 原子炉格納容器	7. ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の設計 VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	3.3 ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能） 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性	要目表 VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設）	7. ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備として、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を設ける設計とする。【59条1】		
	<p>発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならぬ状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として使用するATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により、原子炉再循環ポンプ2台を自動停止させて、発電用原子炉の出力を抑制できる設計とする。【59条5】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設）</p> <p>VI-1-5-2 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p> <p>VI-1-5-3 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>3. 中央制御室に係る制御方法</p> <p>3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等</p> <p>3.4.3 安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備</p> <p>工学的安全施設等の起動（作動）信号の起動（作動）回路の説明図</p> <p>5.5 工学的安全施設等の起動信号</p>	7. ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の設計
	<p>また、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、自動で停止しない場合に、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することにより、原子炉再循環ポンプトリップ遮断器を開放し、原子炉再循環ポンプを停止させることができる設計とする。【59条6】</p>	<p>工学的安全施設等の起動（作動）信号の起動（作動）回路の説明図</p> <p>5.5 工学的安全施設等の起動信号</p>	7. ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の設計
	3.4 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能） 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であっ	要目表	7. ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	て、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備として、逃がし安全弁を作動させる代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を設ける設計とする。【61条1】	VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設）	能) の設計
	自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ運転又は低圧炉心スプレイポンプ運転の場合に、逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、逃がし安全弁を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。なお、12個の逃がし安全弁のうち、2個がこの機能を有するとともに、自動減圧系との干渉及び起動阻止スイッチの判断操作の時間的余裕を考慮し、時間遅れを設ける設計とする。【61条3】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設）</p> <p>VI-1-5-2 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p> <p>VI-1-5-3 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>3. 中央制御室に係る制御方法</p> <p>3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等</p> <p>3.4.3 安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備</p> <p>工学的安全施設等の起動（作動）信号の起動（作動）回路の説明図</p> <p>5.5 工学的安全施設等の起動信号</p>	7. ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の設計
	3.5 自動減圧機能作動阻止 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生した場合に、自動減圧起動阻止スイッチ2個及び代替自動減圧起動阻止スイッチ1個を作動させることで発	<p>VI-1-5-3 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>3. 中央制御室に係る制御方法</p> <p>3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等</p> <p>3.4.3 安全保護系（原子炉保護系及び工学的安全施設</p>	7. ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	電用原子炉の自動による減圧を防止できる設計とする。【59条7】	<p>設作動回路)及びその他の工学的安全施設等の作動設備</p> <p>工学的安全施設等の起動(作動)信号の起動(作動)回路の説明図</p> <p>5.5 工学的安全施設等の起動信号</p>	
	原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチを中央制御室の同じ盤に設け、自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系による自動減圧を阻止し、代替自動減圧起動阻止スイッチにより代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)による自動減圧を阻止できる設計とする。【59条2】【61条4】	<p>VI-1-5-3 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>3. 中央制御室に係る制御方法</p> <p>3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等</p> <p>3.4.3 安全保護系(原子炉保護系及び工学的安全施設作動回路)及びその他の工学的安全施設等の作動設備)</p> <p>工学的安全施設等の起動(作動)信号の起動(作動)回路の説明図</p> <p>5.5 工学的安全施設等の起動信号</p>	7. ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)、ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)の設計
<p>3.6 試験及び検査</p> <p>原子炉保護系は、原子炉運転中でも必要な試験ができる設計とする。【35条11】</p> <p>工学的安全施設作動回路は、原子炉運転中でもテスト信号を出して各々の検出器及びチャンネルの試験ができる設計とする。【35条12】</p>	<p>3.6 試験及び検査</p> <p>変更なし</p>	—	— (変更なし)
<p>4. 通信連絡設備</p> <p>4.1 通信連絡設備(発電所内)</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建物、タービン建物等の建物内外の人に操作、作業、退避の指示等の連絡を行うことができる設備として、警報装置及び通信連絡設備(発電所内)を設置又は保管する設計とする。</p>	<p>4. 通信連絡設備</p> <p>4.1 通信連絡設備(発電所内)</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建物、タービン建物等の建物内外各所に人が操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる設備及び音声等により行うことができる設備として、警報装置及び通信連絡設備(発電所内)を設置又は保管する設計とする。</p> <p>警報装置として、十分な数量の所内通信連絡設備</p>	<p>VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.1 通信連絡設備(発電所内)</p> <p>3.1.1 所内通信連絡設備(警報装置を含む。)</p> <p>3.1.2 電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末及びFAX)</p> <p>3.1.3 衛星電話設備(固定型)及び衛星電話設備(携帯型)</p> <p>3.1.4 無線通信設備(固定型)及び無線通信設備(携帯型)</p> <p>3.1.5 有線式通信設備(有線式通信機)</p>	8. 通信連絡設備に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>(警報装置を含む。)並びに多様性を確保した通信連絡設備(発電所内)として、十分な数量の所内通信連絡設備(警報装置を含む。),電力保安通信用電話設備(固定電話機,PHS端末及びFAX)(「1号機設備,1,2,3号機共用」(以下同じ。)),無線通信設備(固定型)(「1号機設備,1,2,3号機共用」(以下同じ。)),衛星電話設備(固定型)(「1,2,3号機共用」(以下同じ。)),有線式通信設備(有線式通信機),無線通信設備(携帯型)(「1号機設備,1,2,3号機共用」(以下同じ。))及び衛星電話設備(携帯型)(「1,2,3号機共用」(以下同じ。))を設置又は保管する設計とする。【47条8】</p>	<p>通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 1.6 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面</p>	
	<p>また、緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、安全パラメータ表示システム(SPDS)を一式設置する設計とする。 なお、緊急時対策所内に設置又は保管する通信連絡設備は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。安全パラメータ表示システム(SPDS)は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。【47条9】</p>	<p>VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.1 通信連絡設備(発電所内) 3.1.6 安全パラメータ表示システム(SPDS) 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 1.6 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面</p>	8. 通信連絡設備に関する設計
	<p>警報装置、通信連絡設備(発電所内)及び安全パラメータ表示システム(SPDS)については、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置(充電器等を含む。)に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。【47条10】</p>	<p>VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.1 通信連絡設備(発電所内) 3.1.1 所内通信連絡設備(警報装置を含む。) 3.1.2 電力保安通信用電話設備(固定電話機,PHS端末及びFAX) 3.1.3 衛星電話設備(固定型)及び衛星電話設備(携帯型) 3.1.4 無線通信設備(固定型)及び無線通信設備(携帯型) 3.1.5 有線式通信設備(有線式通信機) 3.1.6 安全パラメータ表示システム(SPDS)</p>	8. 通信連絡設備に関する設計
	<p>重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため</p>	<p>VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針</p>	8. 通信連絡設備に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>に必要な通信連絡設備（発電所内）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するために必要な通信連絡設備（発電所内）として、必要な数量の衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）を中央制御室及び緊急時対策所内に設置し、必要な数量の有線式通信設備（有線式通信機）を中央制御室近傍の廃棄物処理建物内に保管する設計とする。また、必要な数量の衛星電話設備（携帯型）及び無線通信設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管する設計とする。</p> <p>なお、可搬型については必要な数量に加え、故障を考慮した数量の予備を保管する。【77条1】</p>	<p>3.1 通信連絡設備（発電所内）</p> <p>3.1.3 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）</p> <p>3.1.4 無線通信設備（固定型）及び無線通信設備（携帯型）</p> <p>3.1.5 有線式通信設備（有線式通信機）</p> <p>通信連絡設備の取付箇所を明示した図面</p> <p>1.6 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面</p>	
	<p>緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送するための設備として安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバを、廃棄物処理建物内に一式設置し、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所内にそれぞれ一式設置する設計とする。なお、緊急時対策所内に設置又は保管する通信連絡設備（発電所内）は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。安全パラメータ表示システム（SPDS）は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。【77条2】</p>	<p>VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.1 通信連絡設備（発電所内）</p> <p>3.1.6 安全パラメータ表示システム（SPDS）</p> <p>通信連絡設備の取付箇所を明示した図面</p> <p>1.6 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面</p>	8. 通信連絡設備に関する設計
	<p>衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。【77条3】</p>	<p>VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.1 通信連絡設備（発電所内）</p> <p>3.1.3 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）</p>	8. 通信連絡設備に関する設計
	<p>また、中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、中央制御室待避室においても使用できる設計とする。【77条4】</p>	<p>VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.1 通信連絡設備（発電所内）</p>	8. 通信連絡設備に関する設計
	<p>中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合におい</p>	<p>VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.1 通信連絡設備（発電所内）</p>	8. 通信連絡設備に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	ても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。【77条5】	3.1.3 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型） 3.1.4 無線通信設備（固定型）及び無線通信設備（携帯型）	
	緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。【77条6】	VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.1 通信連絡設備（発電所内） 3.1.3 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型） 3.1.4 無線通信設備（固定型）及び無線通信設備（携帯型）	8. 通信連絡設備に関する設計
	衛星電話設備（携帯型）、無線通信設備（携帯型）及び有線式通信設備（有線式通信機）は、充電式電池又は乾電池を使用する設計とする。【77条7】	VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.1 通信連絡設備（発電所内） 3.1.3 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型） 3.1.4 無線通信設備（固定型）及び無線通信設備（携帯型） 3.1.5 有線式通信設備（有線式通信機）	8. 通信連絡設備に関する設計
	充電式電池を使用する通信連絡設備（発電所内）については、予備の充電式電池と交換すること又は予備の端末を使用することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。また、乾電池を使用する通信連絡設備（発電所内）については、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設計とする。【77条8】	VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.1 通信連絡設備（発電所内） 3.1.3 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型） 3.1.4 無線通信設備（固定型）及び無線通信設備（携帯型） 3.1.5 有線式通信設備（有線式通信機）	8. 通信連絡設備に関する設計
	安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバは、非常用ディーゼル発電設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。【77条9】	VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.1 通信連絡設備（発電所内） 3.1.6 安全パラメータ表示システム（SPDS）	8. 通信連絡設備に関する設計
	安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちS	VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書	8. 通信連絡設備に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	PDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。【77条10】	3. 施設の詳細設計方針 3.1 通信連絡設備（発電所内） 3.1.6 安全パラメータ表示システム（SPDS）	
	重大事故等が発生した場合に必要な通信連絡設備（発電所内）及び安全パラメータ表示システム（SPDS）については、基準地震動 S_s による地震力に対し、地震時及び地震後においても通信連絡に係る機能を保持するため、固縛又は固定による転倒防止処置等を実施するとともに、信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等に敷設する設計とする。【77条11】	VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.1 通信連絡設備（発電所内）	8. 通信連絡設備に関する設計
	4.2 通信連絡設備（発電所外） 設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本社、国、地方公共団体、その他関係機関の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる通信連絡設備（発電所外）として、十分な数量の電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）（「1号機設備、1、2、3号機共用」（以下同じ。）、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））（「1、2、3号機共用」（以下同じ。）、衛星電話設備（社内向）（衛星テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）（「1、2、3号機共用」（以下同じ。））を設置又は保管する設計とする。【47条11】	VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.2 通信連絡設備（発電所外） 3.2.1 電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX） 3.2.2 テレビ会議システム（社内向） 3.2.3 局線加入電話設備（固定電話機及びFAX） 3.2.4 専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向）） 3.2.5 衛星電話設備（社内向）（衛星テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機） 3.2.6 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型） 3.2.7 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX） 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 1.6 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面	8. 通信連絡設備に関する設計
	また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備	VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針	8. 通信連絡設備に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>として、データ伝送設備（「1, 2, 3号機共用」（以下同じ。）」を一式設置する設計とする。</p> <p>なお、緊急時対策所に設置又は保管する通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。 【47条12】</p>	<p>3.2 通信連絡設備（発電所外）</p> <p>3.2.8 データ伝送設備</p> <p>通信連絡設備の取付箇所を明示した図面</p> <p>1.6 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面</p>	
	<p>通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の通信回線に接続する。電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向）、衛星電話設備（社内向）（衛星テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）及びデータ伝送設備は、専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。また、これらの専用通信回線の容量は通話及びデータ伝送に必要な容量に対し十分な余裕を確保した設計とする。【47条13】</p>	<p>VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.2 通信連絡設備（発電所外）</p>	8. 通信連絡設備に関する設計
	<p>通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。【47条14】</p>	<p>VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.2 通信連絡設備（発電所外）</p> <p>3.2.1 電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）</p> <p>3.2.2 テレビ会議システム（社内向）</p> <p>3.2.3 局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）</p> <p>3.2.4 専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））</p> <p>3.2.5 衛星電話設備（社内向）（衛星テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機）</p> <p>3.2.6 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）</p>	8. 通信連絡設備に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		3.2.7 統合原子力防災ネットワークに接続する通信 連絡設備（テレビ会議システム、I P-電話機及 びI P-F A X） 3.2.8 データ伝送設備	
	原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合において、データ 伝送設備は、基準地震動S sによる地震力に対し、地 震時及び地震後においても、緊急時対策支援システム （E R S S）等へ必要なデータを伝送する機能を保持 するため、固縛又は固定による転倒防止措置等を実施 するとともに、信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐 震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とする。 【47条15】	VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.2 通信連絡設備（発電所外）	8. 通信連絡設備に関する設計
	重大事故等が発生した場合において、発電所外（社 内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を 行うために必要な通信連絡設備（発電所外）及び計測 等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内 外）の必要な場所で共有するために必要な通信連絡設 備（発電所外）として、必要な数量の衛星電話設備（固 定型）、衛星電話設備（携帯型）及び統合原子力防災 ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議シ ステム、I P-電話機及びI P-F A X）を緊急時対 策所内に設置又は保管する設計とする。なお、可搬型 重大事故等対処設備については必要な数量に加え、故 障を考慮した数量の予備を保管する。【77条12】	VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.2 通信連絡設備（発電所外） 3.2.6 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携 帯型） 3.2.7 統合原子力防災ネットワークに接続する通信 連絡設備（テレビ会議システム、I P-電話機及 びI P-F A X） 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 1.6 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面	8. 通信連絡設備に関する設計
	重大事故等が発生した場合において、発電所内から 発電所外の緊急時対策支援システム（E R S S）等へ 必要なデータを伝送できる設備として、S P D S伝送 サーバで構成するデータ伝送設備を緊急時対策所内 に一式設置する設計とする。なお、緊急時対策所に設 置又は保管する通信連絡設備（発電所外）及びデータ 伝送設備は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所 の設備として兼用する。【77条13】	VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.2 通信連絡設備（発電所外） 3.2.8 データ伝送設備 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 1.6 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面	8. 通信連絡設備に関する設計
	衛星電話設備（固定型）は、屋外に設置したアンテ	VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書	8. 通信連絡設備に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	ナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。【77条14】	3. 施設の詳細設計方針 3.2 通信連絡設備（発電所外） 3.2.6 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）	
	緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。【77条17】	VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.2 通信連絡設備（発電所外） 3.2.6 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型） 3.2.7 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）	8. 通信連絡設備に関する設計
	衛星電話設備（携帯型）は、充電式電池を使用する設計とする。【77条15】 充電式電池を使用する通信連絡設備（発電所外）については、予備の充電式電池と交換すること又は予備の端末を使用することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。【77条16】	VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.2 通信連絡設備（発電所外） 3.2.6 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）	8. 通信連絡設備に関する設計
	データ伝送設備は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。【77条18】	VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.2 通信連絡設備（発電所外） 3.2.8 データ伝送設備	8. 通信連絡設備に関する設計
	重大事故等が発生した場合に必要な通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、基準地震動Ssによる地震力に対し、地震時及び地震後においても通信連絡に係る機能を保持するため、固縛又は固定による転倒防止措置等を実施するとともに、信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等に敷設する設計とする。【77条19】	VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.2 通信連絡設備（発電所外）	8. 通信連絡設備に関する設計
5. 制御用空気設備 5.1 計装用圧縮空気系 原子炉の運転に必要な圧縮空気を供給する制御用空気設備として、計装用圧縮空気系を設ける設計とす	5. 制御用空気設備 5.1 計装用圧縮空気系 変更なし	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
る。【14条23】			
計装用圧縮空気系は、計装用空気圧縮機、計装用空気槽、計装用空気槽安全弁、計装用空気脱湿塔、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、空気作動の弁、流量制御器等に圧縮空気を供給できる設計とする。【14条24】		—	— (変更なし)
計装用圧縮空気系の計装用空気圧縮機が故障した場合でも、所内用圧縮空気系の空気圧縮機によって、計装用圧縮空気系に圧縮空気を供給できる設計とする。【14条25】		—	— (変更なし)
所内用圧縮空気系は、所内用空気圧縮機、所内用空気槽、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、所内用空気槽を経て各使用先へ圧縮空気を供給できる設計とする。【14条26】		—	— (変更なし)
	<p>5.2 逃がし安全弁窒素ガス供給系</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備として、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備を設ける設計とする。【61条1】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>制御用空気設備に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>5.6.1 逃がし安全弁窒素ガス供給系</p> <p>原子炉冷却材の循環設備に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>4.2.1 主蒸気系</p>	<p>2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>9. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の設計</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
			2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として使用する逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁用窒素ガスポンベにより逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。【61条9】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>計測制御系統施設に係る系統図</p> <p>5.6.1 逃がし安全弁窒素ガス供給系</p> <p>構造図</p> <p>4.2.1 主蒸気系</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p>	<p>2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>9. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の設計</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	逃がし安全弁用窒素ガスポンベの圧力が低下した場合は、現場で逃がし安全弁用窒素ガスポンベの切替えが可能な設計とする。【61条10】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設）</p> <p>構造図</p> <p>5.6.1 逃がし安全弁窒素ガス供給系</p>	9. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の設計
	逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備の流路として、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び配管貫通部を重大事故等対処設備	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p>	<p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備として設計する。【61条11】	<p>明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>構造図</p> <p>4.2.1 主蒸気系</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p>	<p>用する機能の確認</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1</p> <p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
<p>6. 設備の共用</p> <p>通信連絡設備のうち、局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）及び無線通信設備（固定型）、無線通信設備（携帯型）は、1号機、2号機及び3号機で共用とするが、共用対象号機内で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設備とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>6. 設備の共用</p> <p>通信連絡設備のうち、局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線通信設備（固定型）、無線通信設備（携帯型）及び専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））は、1号機、2号機及び3号機で共用とするが、共用対象号機内で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設備とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。【15条25】</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>3. 系統施設ごとの設計上の考慮</p> <p>3.3 計測制御系統施設</p>	<p>10. 設備共用の設計</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>11. 健全性に係る設計</p>
	<p>中央制御室内に設置する無線通信設備（固定型）、衛星電話設備（固定型）、廃棄物処理建物内に設置する安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバ、緊急時対策所内に設置する無線通信設備（固定型）、無線通信設備（携帯型）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置並びにデータ伝送設備は、号機の区別なく通信連絡するこ</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>3. 系統施設ごとの設計上の考慮</p> <p>3.3 計測制御系統施設</p>	<p>10. 設備共用の設計</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>11. 健全性に係る設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	とで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、また、端末を変更する場合に生じる情報共有の遅延を防止することができ、安全性の向上が図れることから、1、2、3号機で共用する設計とする。【77条20】		
	これらの通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、1、2、3号機に必要な容量を確保するとともに、号機の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。【77条21】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.3 計測制御系統施設	10. 設備共用の設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 11. 健全性に係る設計
7. 主要対象設備 計測制御系統施設の対象となる主要な設備について、「表1 計測制御系統施設の主要設備リスト」に示す。	7. 主要対象設備 計測制御系統施設の対象となる主要な設備について、「表1 計測制御系統施設の主要設備リスト」に示す。 本系統の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については「表2 計測制御系統施設の兼用設備リスト」に示す。	—	— (「設備リスト」及び「兼用設備リスト」による)

「要目表から設工認添付書類及び様式－1への展開表」【計測制御系統施設】

要目表		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
1. 制御方式 中央制御方式による常時監視並びに手動及び自動制御	1. 制御方式 変更なし	—	— (変更なし)
2. 中央制御室機能及び中央制御室外原子炉停止機能 (1) 中央制御室機能 中央制御室（「1, 2号機共用」(以下同じ。))は以下の機能を有する。 中央制御室は耐震性を有する制御室建物内に設置し、基準地震動Ssによる地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とするとともに、発電用原子炉の事故対策に必要な各種指示計、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備、発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護系及び工学的安全施設関係の操作盤は、中央制御室に集中して設ける設計とする。	2. 中央制御室機能及び中央制御室外原子炉停止機能 (1) 中央制御室機能 中央制御室（「1, 2号機共用」(以下同じ。))は以下の機能を有する。 中央制御室は耐震性を有する制御室建物内に設置し、基準地震動Ssによる地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とするとともに、発電用原子炉の事故対策に必要な各種指示計、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備、発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護系及び工学的安全施設関係の操作盤は、中央制御室に集中して設ける設計とする。【38条1】	—	— (変更なし)
発電用原子炉及び主要な関連施設の運転状況（発電用原子炉の制御棒の動作状態、発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要なポンプの起動・停止状態、発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要な弁の開閉状態）の監視及び制御ができるとともに、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。	発電用原子炉及び主要な関連施設の運転状況（発電用原子炉の制御棒の動作状態、発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要なポンプの起動・停止状態、発電用原子炉及び原子炉冷却系統に係る主要な弁の開閉状態）の監視及び制御ができるとともに、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができる設計とする。【38条2】	—	— (変更なし)
a. 中央制御室の共用 中央制御室については、1号機及び2号機で共用とするが、1号機が廃止措置段階であることを踏まえ、各号機で必要な人員を確保した上で、共用により1号機及び2号機の中央制御室を自由に行き来できる空間とすることによりプラントの状況に応じた、運転員の相互融通を可能とすることで、2号機の安全性が向上する設計とする。 中央制御室に設置又は保管する設備の一部は、監視及び操作に支障をきたすことがなく、共用により発電	a. 中央制御室の共用 中央制御室については、1号機及び2号機で共用とするが、1号機が廃止措置段階であることを踏まえ、各号機で必要な人員を確保した上で、共用により1号機及び2号機の中央制御室を自由に行き来できる空間とすることによりプラントの状況に応じた、運転員の相互融通を可能とすることで、2号機の安全性が向上する設計とする。【15条13】 中央制御室に設置又は保管する設備の一部は、監視及び操作に支障をきたすことがなく、共用により発電	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.3 計測制御系統施設 <下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	11. 中央制御室の機能の設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式－1 11. 健全性に係る設計 <下線部> —

要目表		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。	用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。【15条17】		
<p>b. 中央制御室の制御盤等</p> <p>中央制御室の制御盤は、原子炉制御関係、プロセス計装関係、安全保護系関係、タービン発電機関係、所内電気設備関係等の計測制御装置を設けた中央監視操作盤及びその他制御盤で構成し、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータ（炉心の中性子束、制御棒位置、原子炉冷却材の圧力、温度及び流量、原子炉水位、原子炉格納容器内の圧力及び温度等）を監視できるとともに、全てのプラント運転状態において、運転員に過度な負担とならないよう、中央制御室の制御盤において監視、操作する対象を定め、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応に必要な操作器、指示計、記録計及び警報装置（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、計測制御系統施設、放射性廃棄物の廃棄施設及び放射線管理施設の警報装置を含む。）を有する設計とする。</p>	<p>b. 中央制御室の制御盤等</p> <p>中央制御室の制御盤は、原子炉制御関係、プロセス計装関係、安全保護系関係、タービン発電機関係、所内電気設備関係等の計測制御装置を設けた中央監視操作盤及びその他制御盤で構成し、設計基準対象施設の健全性を確認するために必要なパラメータ（炉心の中性子束、制御棒位置、原子炉冷却材の圧力、温度及び流量、原子炉水位、原子炉格納容器内の圧力及び温度等）を監視できるとともに、全てのプラント運転状態において、運転員に過度な負担とならないよう、中央制御室の制御盤において監視、操作する対象を定め、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応に必要な操作器、指示計、記録計及び警報装置（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、計測制御系統施設、放射性廃棄物の廃棄施設及び放射線管理施設の警報装置を含む。）を有する設計とする。【38条3】</p>	—	— (変更なし)
<p>なお、安全保護装置及びそれにより駆動又は制御される機器については、バイパス状態、使用不能状態について表示すること等により運転員が的確に認知できる設計とする。</p>	<p>なお、安全保護装置及びそれにより駆動又は制御される機器については、バイパス状態、使用不能状態について表示すること等により運転員が的確に認知できる設計とする。【38条4】</p>	—	— (変更なし)
<p>また、運転員の監視及び操作を支援するための装置及びプラント状態の把握を支援する装置としてCRT等を有する設計とする。</p>	<p>また、運転員の監視及び操作を支援するための装置及びプラント状態の把握を支援する装置としてCRT等を有する設計とする。【38条5】</p>	—	— (変更なし)
<p>非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を運転中に試験する場合に使用する電動弁用電動機の熱的過負荷保護装置は、使用状態を運転員が的確に識別できるよう表示装置を設ける設計とする。</p>	<p>非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を運転中に試験する場合に使用する電動弁用電動機の熱的過負荷保護装置は、使用状態を運転員が的確に識別できるよう表示装置を設ける設計とする。【38条7】</p>	—	— (変更なし)
<p>緊急時対策所との連絡及び連携の機能に係る情報伝達の不備や誤判断が生じないよう、緊急時対策に必要な情報について運転員を介さずとも確認できる設計とする。</p>	<p>緊急時対策所との連絡及び連携の機能に係る情報伝達の不備や誤判断が生じないよう、緊急時対策に必要な情報について運転員を介さずとも確認できる設計とする。【38条8】</p>	—	— (変更なし)

要目表		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
設計基準対象施設は、プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して、色分けや銘板取付け等の識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置、中央監視操作の盤面配置、理解しやすい表示方法により発電用原子炉施設の状態が正確、かつ迅速に把握できる設計とするとともに施錠管理を行い、運転員の誤操作を防止する設計とする。また、保守点検において誤りが生じにくいよう留意した設計とする。	設計基準対象施設は、プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して、色分けや銘板取付け等の識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置、中央監視操作の盤面配置、理解しやすい表示方法により発電用原子炉施設の状態が正確、かつ迅速に把握できる設計とするとともに施錠管理を行い、運転員の誤操作を防止する設計とする。また、保守点検において誤りが生じにくいよう留意した設計とする。【38条9】	—	— (変更なし)
中央制御室の制御盤は、盤面器具（指示計、記録計、操作器、表示装置、警報表示）を系統ごとにグループ化して中央監視操作盤に集約し、操作器の統一化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）、並びに、操作器の操作方法に統一性を持たせ、中央監視操作盤により運転員同士の情報共有及びプラント設備全体の情報把握を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに、容易に操作ができる設計とする。	中央制御室の制御盤は、盤面器具（指示計、記録計、操作器、表示装置、警報表示）を系統ごとにグループ化して中央監視操作盤に集約し、操作器の統一化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）、並びに、操作器の操作方法に統一性を持たせ、中央監視操作盤により運転員同士の情報共有及びプラント設備全体の情報把握を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに、容易に操作ができる設計とする。【38条10】	—	— (変更なし)
運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作することができる設計とするとともに、現場操作についても同様な環境条件を想定しても、設備を容易に操作することができる設計とする。	当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失並びに燃焼ガスやばい煙、有毒ガス、降下火砕物及び凍結による操作雰囲気悪化の悪化）を想定しても、運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を中央制御室において操作に必要な照明の確保等により容易に操作することができる設計とするとともに、現場操作についても運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し、適切な対応を行うことにより容易に操作することができる設計とする。【38条12】	要目表 VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書 (1) 中央制御室の機能に関する説明書（中央制御室の有毒ガス防護について除く。） 3. 中央制御室の機能に係る詳細設計 3.2 中央制御室の制御盤等 3.2.2 誤操作防止	11. 中央制御室の機能の設計
中央監視操作盤に手摺を設置することにより、地震	中央監視操作盤に手摺を設置することにより、地震	—	—

要目表		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触を防止できる設計とする。	発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触を防止できる設計とする。【38条11】		(変更なし)
	<p>c. 外部状況把握</p> <p>発電用原子炉施設の外部の状況を把握するため、津波監視カメラ（浸水防護施設の設備を計測制御系統施設の設備として兼用（以下同じ。）、構内監視カメラ（このうちガスタービン発電機建物屋上に設置する構内監視カメラについては、原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の設備を計測制御系統施設の設備として兼用（以下同じ。）、風向、風速その他の気象条件を測定する気象観測設備（「1号機設備、1、2、3号機共用」（以下同じ。）を設置し、津波監視カメラ及び構内監視カメラの映像、気象観測設備のパラメータ及び公的機関からの地震、津波、竜巻情報等の入手により中央制御室から発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。【38条13】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書</p> <p>(1) 中央制御室の機能に関する説明書（中央制御室の有毒ガス防護について除く。）</p> <p>3. 中央制御室の機能に係る詳細設計</p> <p>3.3 外部状況把握</p> <p>3.3.1 監視カメラ</p> <p>3.3.2 気象観測設備等</p> <p>3.3.3 公的機関からの気象情報入手</p> <p>環境測定装置の取付箇所を明示した図面</p> <p>1.5 環境測定装置の構造図及び取付箇所を明示した図面</p> <p>環境測定装置の構造図</p> <p>1.5 環境測定装置の構造図及び取付箇所を明示した図面</p>	11. 中央制御室の機能の設計
	<p>津波監視カメラ及び構内監視カメラは暗視機能等を持ち、中央制御室にて遠隔操作することにより、発電所構内の周辺状況（海側及び山側）を昼夜にわたり把握できる設計とする。【38条14】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書</p> <p>(1) 中央制御室の機能に関する説明書（中央制御室の有毒ガス防護について除く。）</p> <p>3. 中央制御室の機能に係る詳細設計</p> <p>3.3 外部状況把握</p> <p>3.3.1 監視カメラ</p> <p>環境測定装置の構造図</p> <p>1.5 環境測定装置の構造図及び取付箇所を明示した図面</p>	11. 中央制御室の機能の設計
	<p>なお、津波監視カメラ及びガスタービン発電機建物屋上に設置する構内監視カメラは、地震荷重等を考慮し必要な強度を有する設計とするとともに、非常用電</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書</p>	11. 中央制御室の機能の設計

要目表		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	源（無停電交流電源）又は代替交流電源設備から給電できる設計とする。【38条15】	(1) 中央制御室の機能に関する説明書（中央制御室の有毒ガス防護について除く。） 3. 中央制御室の機能に係る詳細設計 3.3 外部状況把握 3.3.1 監視カメラ	
	d. 有毒ガスに対する防護措置 中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないよう、運転員が中央制御室内にとどまり、必要な操作及び措置を行うことができる設計とする。【38条24】	—	— (冒頭宣言)
	敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価（以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。）を実施する。 有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」を参照して評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ、固定源及び可動源を特定する。【38条25】 固定源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる防液堤等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。 固定源に対しては、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより運転員を防護できる設計とする。 可動源に対しては、中央制御室空調換気系の隔離等の対策により運転員を防護できる設計とする。【38条27】	要目表 VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書 (2) 中央制御室の機能に関する説明書（中央制御室の有毒ガス防護について） 3. 中央制御室の機能に係る詳細設計 3.1 有毒ガスに対する防護措置 3.1.2 可動源に対する防護措置 4. 中央制御室の有毒ガス濃度評価 4.3 有毒ガス濃度評価のまとめ	11. 中央制御室の機能の設計
	有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤は、保守管理を適	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—

要目表		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	切に実施し、運用については保安規定に定めて管理する。【38条28】		
<p>e. 居住性の確保</p> <p>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に、中央制御室の気密性、遮蔽その他適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じることにより、発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるための機能を有するとともに連絡する通路及び出入りするための区域は従事者が支障なく中央制御室に入ることができる設計とする。</p>	<p>e. 居住性の確保</p> <p>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に、中央制御室の気密性、遮蔽その他適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じることにより、発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるための機能を有するとともに連絡する通路及び出入りするための区域は従事者が支障なく中央制御室に入ることができるよう、複数のルートを有する設計とする。【38条17】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書</p> <p>3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置</p> <p>3.1 換気設備</p>	<p>11. 中央制御室の機能の設計</p> <p>VI-1-10-7 「放射線管理施設」の様式-1</p> <p>10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計</p> <p>10.1 中央制御室</p>
	<p>重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、<u>身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計</u>とする。【74条19】</p>	<p>VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書</p> <p>3.4 居住性の確保</p> <p>3.4.5 チェンジングエリア</p> <p>VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.1 出入管理設備</p> <p>3.1.1 中央制御室チェンジングエリア</p> <p><下線部></p> <p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>VI-1-10-7 「放射線管理施設」の様式-1</p> <p>10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計</p> <p>10.1 中央制御室</p> <p><下線部></p> <p>—</p>
	<p>炉心の著しい損傷後に格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出されるプルーム通過時に、運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設ける設計とする。【74条3】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書</p> <p>3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置</p> <p>3.1 換気設備</p>	<p>11. 中央制御室の機能の設計</p> <p>VI-1-10-7 「放射線管理施設」の様式-1</p> <p>11. 中央制御室待避室に関する設計</p>

要目表		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	炉心の著しい損傷が発生した場合においても、LEDライト（三脚タイプ）、中央制御室差圧計、待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、運転員が中央制御室にとどまり必要な操作ができる設計とする。【74条1】	—	— (冒頭宣言)
	LEDライト（三脚タイプ）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。【74条5】	要目表 VI-1-1-13 非常用照明に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.3 重大事故等発生時の照明	11. 中央制御室の機能の設計
	重大事故等時に、中央制御室内及び中央制御室待避室内での監視操作に必要な照度の確保は、LEDライト（三脚タイプ）（個数2（予備1））及びLEDライト（ランタンタイプ）（個数8（予備4））によりできる設計とする。【74条16】	要目表 VI-1-1-13 非常用照明に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.3 重大事故等発生時の照明	11. 中央制御室の機能の設計
	炉心の著しい損傷が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるため、中央制御室差圧計（個数1、計測範囲0～200Pa）により、外気と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧を確保できていることを把握できる設計とする。また、待避室差圧計（個数1、計測範囲0～200Pa）により、中央制御室内と中央制御室待避室との間が正圧化に必要な差圧を確保できていることを把握できる設計とする。【74条17】	要目表 VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書 3. 中央制御室の機能に係る詳細設計 3.4 居住性の確保 3.4.1 換気設備	11. 中央制御室の機能の設計
	設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるため、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう、酸素濃度計（個数2（予備1））及び二酸化炭素濃度計（個数2（予備1））を中央制御室内に保管する設計とする。【38条23】【74条18】	要目表 VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書 3. 中央制御室の機能に係る詳細設計 3.4 居住性の確保 3.4.4 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	11. 中央制御室の機能の設計
	炉心の著しい損傷が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるため、以下の設備を設置する。 中央制御室待避室に待避した運転員が、緊急時対策	要目表 VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針	8. 通信連絡設備に関する設計 11. 中央制御室の機能の設計

要目表		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>所と通信連絡を行うため、必要な数量の無線通信設備（固定型）（「1号機設備, 1, 2, 3号機共用」(以下同じ。))及び衛星電話設備（固定型）（「1, 2, 3号機共用」(以下同じ。))を設置する設計とする。</p> <p>中央制御室待避室に待避した運転員が、中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うため、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）（個数1（予備1））を設置する設計とする。【74条11】【74条13】</p>	<p>3.1 通信連絡設備（発電所内）</p> <p>3.1.3 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）</p> <p>3.1.4 無線通信設備（固定型）及び無線通信設備（携帯型）</p> <p>VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書</p> <p>3. 中央制御室の機能に係る詳細設計</p> <p>3.4 居住性の確保</p> <p>3.4.6 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）</p> <p>通信連絡設備の取付箇所を明示した図面</p> <p>1.6 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面</p>	
	<p>無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。【74条12】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.1 通信連絡設備（発電所内）</p> <p>3.1.3 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）</p> <p>3.1.4 無線通信設備（固定型）及び無線通信設備（携帯型）</p> <p>通信連絡設備の取付箇所を明示した図面</p> <p>1.6 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面</p>	<p>8. 通信連絡設備に関する設計</p> <p>11. 中央制御室の機能の設計</p>
	<p>プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。【74条14】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書</p> <p>3. 中央制御室の機能に係る詳細設計</p> <p>3.4 居住性の確保</p> <p>3.4.6 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）</p>	<p>11. 中央制御室の機能の設計</p>
f. 通信連絡	f. 通信連絡	要目表	8. 通信連絡設備に関する設計

要目表		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建物、タービン建物等の建物内外の人に操作、作業、退避の指示等の連絡を行うことができる設計とする。	原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建物、タービン建物等の建物内外各所に人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる設計とする。【74条8】	VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.1 通信連絡設備（発電所内） 3.1.1 所内通信連絡設備（警報装置を含む。） 3.1.2 電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX） 3.1.3 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型） 3.1.4 無線通信設備（固定型）及び無線通信設備（携帯型） 3.1.5 有線式通信設備（有線式通信機）	11. 中央制御室の機能の設計
	重大事故等が発生した場合において、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことができる設計とする。【77条1】【77条12】	要目表 VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.1 通信連絡設備（発電所内） 3.1.3 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型） 3.1.4 無線通信設備（固定型）及び無線通信設備（携帯型） 3.1.5 有線式通信設備（有線式通信機）	8. 通信連絡設備に関する設計 11. 中央制御室の機能の設計
(2) 中央制御室外原子炉停止機能 中央制御室外原子炉停止機能は以下の機能を有する。 火災その他の異常な状態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する中央制御室外原子炉停止装置を設ける設計とする。【38条16】	(2) 中央制御室外原子炉停止機能 変更なし	—	— (変更なし)

基本設計方針から設工認添付書類及び様式－ 1 への展開表
(放射性廃棄物の廃棄施設)

「基本設計方針から設工認添付書類及び様式－1への展開表」【放射性廃棄物の廃棄施設】

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」, 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	—	— (用語の定義のみ)
第1章 共通項目 放射性廃棄物の廃棄施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求(5.7 内燃機関を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	第1章 共通項目 放射性廃棄物の廃棄施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 溢水等, 5. 設備に対する要求(5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	—	1. 共通的に適用される設計
第2章 個別項目 1. 廃棄物貯蔵設備, 廃棄物処理設備等 1.1 廃棄物貯蔵設備 放射性廃棄物を貯蔵する設備の容量は, 通常運転時に発生する放射性廃棄物の発生量と放射性廃棄物処理設備の処理能力, また, 放射性廃棄物処理設備の稼働率を想定した設計とする。【40条1】	第2章 個別項目 1. 廃棄物貯蔵設備, 廃棄物処理設備等 1.1 廃棄物貯蔵設備 変更なし	—	— (変更なし)
放射性廃棄物を貯蔵する設備は, 放射性廃棄物が漏えいし難い設計とする。また, 崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え, かつ, 放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響及び不純物の影響により著しく腐食しない設計とする。【40条2】		—	— (変更なし)
1.2 廃棄物処理設備 放射性廃棄物を処理する設備は, 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度が, それぞれ, 「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた濃度限度以下となるように, 発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する設計とする。	1.2 廃棄物処理設備 放射性廃棄物を処理する設備は, 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度が, それぞれ, 「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた濃度限度以下となるように, 発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する設計とする。【39条1】	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
さらに、発電所周辺の一般公衆の線量を合理的に達成できる限り低く保つ設計とし、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を満足する設計とする。	さらに、発電所周辺の一般公衆の線量を合理的に達成できる限り低く保つ設計とし、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を満足する設計とする。【39条2】	—	— (変更なし)
<p>気体廃棄物処理設備は、主として排ガス予熱器、原子炉で発生する水素と酸素とを再結合させる排ガス再結合器、排ガス復水器、除湿冷却器、脱湿塔、活性炭式希ガスホールドアップ塔等で構成し、排ガスは、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する設計とする。</p> <p>なお、活性炭式希ガスホールドアップ塔は、キセノンを約30日間、クリプトンを約40時間保持する設計とする。</p>	<p>気体廃棄物処理設備は、主として排ガス予熱器、原子炉で発生する水素と酸素とを再結合させる排ガス再結合器、排ガス復水器、除湿冷却器、脱湿塔、活性炭式希ガスホールドアップ塔等で構成し、排ガスは、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する設計とする。</p> <p>なお、活性炭式希ガスホールドアップ塔は、キセノンを約30日間、クリプトンを約40時間保持する設計とする。【39条3】</p>	—	— (変更なし)
液体廃棄物処理設備は、廃液の性状により、機器ドレン系（1，2号機共用（以下同じ。）、）、床ドレン化学廃液系（1，2号機共用（以下同じ。）、）、ランドリドレン系（1，2号機共用（以下同じ。）、）等で処理する設計とする。	液体廃棄物処理設備は、廃液の性状により、機器ドレン系（1，2号機共用（以下同じ。）、）、床ドレン化学廃液系（1，2号機共用（以下同じ。）、）、ランドリドレン系（1，2号機共用（以下同じ。）、）等で処理する設計とする。【39条4】	—	— (変更なし)
放射性物質を含む原子炉冷却材を通常運転時において原子炉冷却系統外に排出する場合は、床ドレン及び機器ドレン系のサンプを介して、液体廃棄物処理系へ導く設計とする。	放射性物質を含む原子炉冷却材を通常運転時において原子炉冷却系統外に排出する場合は、床ドレン及び機器ドレン系のサンプを介して、液体廃棄物処理系へ導く設計とする。【29条2】	—	— (変更なし)
固体廃棄物処理設備は、廃棄物の種類に応じて、濃縮廃液を固化材（プラスチック）と混合して固化するドラム詰装置（1，2号機共用（以下同じ。）、）、可燃性雑固体廃棄物、濃縮廃液、使用済樹脂及びフィルタスラッジを焼却する雑固体廃棄物焼却設備（1号機設備，1，2，3号機共用（以下同じ。）、）、不燃性雑固体廃棄物を圧縮減容する減容機（1号機設備，1，2号機共用（以下同じ。）、）、不燃性雑固体廃棄物を熔融又はモルタル固化する雑固体廃棄物処理設備（1号機設備，1，2，3号機共用（以下同じ。）、）で処理する設計とする。	固体廃棄物処理設備は、廃棄物の種類に応じて、濃縮廃液を固化材（プラスチック）と混合して固化するドラム詰装置（1，2号機共用（以下同じ。）、）、可燃性雑固体廃棄物、濃縮廃液、使用済樹脂及びフィルタスラッジを焼却する雑固体廃棄物焼却設備（1号機設備，1，2，3号機共用（以下同じ。）、）、不燃性雑固体廃棄物を圧縮減容する減容機（1号機設備，1，2号機共用（以下同じ。）、）、不燃性雑固体廃棄物を熔融又はモルタル固化する雑固体廃棄物処理設備（1号機設備，1，2，3号機共用（以下同じ。）、）で処理する設計とする。	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>なお、火災評価の前提条件としてプラスチック固化材を考慮していないため、可燃性のプラスチック固化材はドラム詰装置内に保管しない設計とし、プラスチック固化材は2号機の発電用原子炉に燃料体を挿入する前までに撤去する。今後、プラスチック固化に関する機器等を撤去し、セメント固化専用の機器等を追設する。【39条5】</p>	—	— (記載の追加のみ、変更なし)
<p>放射性廃棄物を処理する設備は、放射性廃棄物以外の廃棄物を処理する設備と区別し、放射性廃棄物以外の流体状の廃棄物を流体状の放射性廃棄物を処理する設備に導かない設計とする。</p>	<p>放射性廃棄物を処理する設備は、放射性廃棄物以外の廃棄物を処理する設備と区別し、放射性廃棄物以外の流体状の廃棄物を流体状の放射性廃棄物を処理する設備に導かない設計とする。【39条6】</p>	—	— (変更なし)
<p>放射性廃棄物を処理する設備は、放射性廃棄物が漏えいし難い又は処理する過程において放射性物質が散逸し難い構造とし、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響及び不純物の影響により著しく腐食しない設計とする。</p>	<p>放射性廃棄物を処理する設備は、放射性廃棄物が漏えいし難い又は処理する過程において放射性物質が散逸し難い構造とし、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響及び不純物の影響により著しく腐食しない設計とする。【39条7】</p>	—	— (変更なし)
<p>気体状の放射性廃棄物は、フィルタを通し放射性物質の濃度を監視可能な排気筒等から放出する設計とする。</p>	<p>気体状の放射性廃棄物は、フィルタを通し放射性物質の濃度を監視可能な排気筒等から放出する設計とする。【39条8】</p>	—	— (変更なし)
<p>また、フィルタは、放射性物質による汚染の除去又は交換に必要な空間を有するとともに、必要に応じて梯子等を設置し、取替が容易な設計とする。</p>	<p>また、フィルタは、放射性物質による汚染の除去又は交換に必要な空間を有するとともに、必要に応じて梯子等を設置し、取替が容易な設計とする。【39条9】</p>	—	— (変更なし)
<p>流体状の放射性廃棄物は、管理区域内で処理することとし、流体状の放射性廃棄物を管理区域外において運搬するための容器は設置しない。</p>	<p>流体状の放射性廃棄物は、管理区域内で処理することとし、流体状の放射性廃棄物を管理区域外において運搬するための容器は設置しない。【39条10】</p>	—	— (変更なし)
<p>原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性的の固体状の放射性廃棄物（放射エネルギーが科技庁告示第5号第3条第1号に規定するA1値又はA2値を超えるもの（除染等により線量低減ができるものは除く））を管理区域外において運搬するための固体廃棄物移送容器（1, 2, 3号機共用（以下同じ。））は、容易かつ安全に取り扱うことができ、かつ、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、亀裂、破損等が生じるおそれがない設計とす</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性的の固体状の放射性廃棄物（放射エネルギーが科技庁告示第5号第3条第1号に規定するA1値又はA2値を超えるもの（除染等により線量低減ができるものは除く））を管理区域外において運搬するための固体廃棄物移送容器（1, 2, 3号機共用（以下同じ。））は、容易かつ安全に取り扱うことができ、かつ、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、亀裂、破損等が生じるおそれがない設計とす</p>	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
る。 また、固体廃棄物移送容器は、放射性廃棄物が漏えいし難い構造であり、崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響及び不純物の影響により著しく腐食しない設計とする。	る。 また、固体廃棄物移送容器は、放射性廃棄物が漏えいし難い構造であり、崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響及び不純物の影響により著しく腐食しない設計とする。【39条11】		
固体廃棄物移送容器は、内部に放射性廃棄物を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から1mの距離における線量当量率が「工場又は事業所における核燃料物質等の運搬に関する措置に係る技術的細目等を定める告示」に定められた線量当量率を超えない設計とする。	固体廃棄物移送容器は、内部に放射性廃棄物を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から1mの距離における線量当量率が「工場又は事業所における核燃料物質等の運搬に関する措置に係る技術的細目等を定める告示」に定められた線量当量率を超えない設計とする。【39条12】	—	— (変更なし)
1.3 汚染拡大防止 1.3.1 流体状の放射性廃棄物の漏えいし難い構造及び漏えいの拡大防止 放射性液体廃棄物処理施設内部又は内包する放射性廃棄物の濃度が37Bq/cm ³ を超える放射性液体廃棄物貯蔵施設内部のうち、流体状の放射性廃棄物の漏えいが拡大するおそれがある部分の漏えいし難い構造、漏えいの拡大防止、堰については、次のとおりとする。 【39条13】【40条4】【39条14】【40条5】【39条15】 【39条16】【39条17】【40条6】【40条7】	1.3 汚染拡大防止 変更なし	—	— (変更なし)
(1) 漏えいし難い構造 全ての床面、適切な高さまでの壁面及びその両者の接合部は、耐水性を有する設計とし、流体状の放射性廃棄物が漏えいし難い構造とする。また、その貫通部は堰の機能を失わない構造とする。【39条13】【40条4】		—	— (変更なし)
(2) 漏えいの拡大防止 床面は、床面の傾斜又は床面に設けられた溝の傾斜により流体状の放射性廃棄物が排液受け口に導かれる構造とし、かつ、気体状のものを除く流体状の放射性廃棄物を処理又は貯蔵する設備の周辺部には、堰又は堰と同様の効果を有するものを施設し、流体状の放		—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止する設計とする。 【39条14】【40条5】			
(3) 放射性廃棄物処理施設に係る堰の施設 放射性廃棄物処理施設外に通じる出入口又はその周辺部には、堰を施設することにより、流体状の放射性廃棄物が施設外へ漏えいすることを防止する設計とする。【39条15】		—	— (変更なし)
施設外へ漏えいすることを防止するための堰は、処理する設備に係わる配管について、長さが当該設備に接続される配管の内径の1/2、幅がその配管の肉厚の1/2の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大の漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止する設計とする。【39条16】		—	— (変更なし)
この場合の仮定は堰の能力を算定するためにのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備に1ヶ所想定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることができるまでの時間とし、床ドレンファンネルの排出機能を考慮する。床ドレンファンネルは、その機能が確実なものとなるように設計する。【39条17】		—	— (変更なし)
(4) 放射性廃棄物貯蔵施設に係る堰の施設 放射性廃棄物貯蔵施設外に通じる出入口又はその周辺部には、堰を施設することにより、流体状の放射性廃棄物が施設外へ漏えいすることを防止する設計とする。【40条6】		—	— (変更なし)
漏えいの拡大を防止するための堰及び施設外へ漏えいすることを防止するための堰は、開口を仮定する貯蔵設備が設置されている区画内の床ドレンファンネルの排出機能を考慮しないものとし、流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えいを防止できる能力をもつ設計とする。【40条7】		—	— (変更なし)
1.3.2 固体状の放射性廃棄物の汚染拡大防止 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置され		—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
る発電用原子炉施設は、固体状の放射性廃棄物をドラム缶に詰める、容器に入れる又はタンク内に貯蔵することによる汚染拡大防止措置を講じることにより、放射性廃棄物による汚染が広がらない設計とする。【40条3】			
1.4 排水路 液体廃棄物処理設備、液体廃棄物貯蔵設備及びこれらに関連する施設を設ける建屋の床面下には、発電所外に管理されずに排出される排水が流れる排水路を施設しない設計とする。【39条18】【40条8】	1.4 排水路 変更なし	—	— (変更なし)
また、液体廃棄物処理設備、液体廃棄物貯蔵設備及びこれらに関連する施設を設ける建屋内部には発電所外に管理されずに排出される排水が流れる排水路に通じる開口部を設けない設計とする。【41条3】		—	— (変更なし)
2. 警報装置等 流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合（床への漏えい又はそのおそれ（数滴程度の微少漏えいを除く。））を早期に検出するよう、タンクの水位、漏えい検知等によりこれらを確実に検出して自動的に警報（機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプの水位）を発信する装置を設けるとともに、表示ランプの点灯、ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。 また、タンク水位の検出器、インターロック等の適切な計測制御設備を設けることにより、漏えいの発生を防止できる設計とする。【47条5】	2. 警報装置等 変更なし	—	— (変更なし)
放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備に係る主要な機械又は器具の動作状態を正確、かつ迅速に把握できるようポンプの運転停止状態、弁の開閉状態等を表示灯により監視できる設計とする。【47条7】		—	— (変更なし)
3. 設備の共用 液体廃棄物処理系のうち、ドレン移送系、機器ドレン系、床ドレン化学廃液系及びランドリドレン系は、	3. 設備の共用 変更なし	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
1号機及び2号機で共用とするが、各号機における合計の予想発生量を考慮するとともに、号機間の接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。 【15条20】			
固体廃棄物処理系のうち、濃縮廃液系、使用済樹脂・フィルタスラッジ系、固化系及びランドリドレン濃縮廃液系は、1号機及び2号機で共用とするが、その処理量は各号機における合計の予想発生量を考慮するとともに、号機間の接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。【15条21】		—	— (変更なし)
固体廃棄物処理系のうち、雑固体廃棄物処理設備、雑固体廃棄物焼却設備、サイトバンカ及び固体廃棄物貯蔵所は、1号機、2号機及び3号機で共用とするが、その処理量は各号機における合計の予想発生量を考慮することで、共用により安全性を損なわない設計とする。【15条22】		—	— (変更なし)
4. 主要対象設備 放射性廃棄物の廃棄施設の対象となる主要な設備について、「表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト」に示す。	4. 主要対象設備 放射性廃棄物の廃棄施設の対象となる主要な設備について、「表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト」に示す。	—	— (「設備リスト」による)

基本設計方針から設工認添付書類及び様式－ 1 への展開表
(放射線管理施設)

「基本設計方針から設工認添付書類及び様式－1への展開表」【放射線管理施設】

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」, 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置, 構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置, 構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	—	—
第1章 共通項目 放射線管理施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.7 内燃機関を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	第1章 共通項目 放射線管理施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 溢水等, 5. 設備に対する要求 (5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	—	1. 共通的に適用される設計
第2章 個別項目 1. 放射線管理施設 1.1 放射線管理用計測装置 発電用原子炉施設には, 通常運転時, 運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において, 当該発電用原子炉施設における各系統の放射性物質の濃度, 管理区域内等の主要箇所の外部放射線に係る線量当量率等を監視, 測定するために, プロセスモニタリング設備, エリアモニタリング設備及び放射線サーベイ機器を設ける設計とする。 出入管理関係設備 (1, 2号機共用) には, 放射線業務従事者及び一時立入者の出入管理, 汚染管理のための測定機器等を設ける設計とする。各系統の試料, 放射性廃棄物の放出管理用試料及び環境試料の化学分析並びに放射能測定を行うため, 試料分析関係設備 (1, 2, 3号機共用) を設ける設計とする。	第2章 個別項目 1. 放射線管理施設 1.1 放射線管理用計測装置 発電用原子炉施設には, 通常運転時, 運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において, 当該発電用原子炉施設における各系統の放射性物質の濃度, 管理区域内等の主要箇所の外部放射線に係る線量当量率等を監視, 測定するために, プロセスモニタリング設備, エリアモニタリング設備及び放射線サーベイ機器を設ける設計とする。【34条4】 出入管理関係設備 (1, 2号機共用) には, 放射線業務従事者及び一時立入者の出入管理, 汚染管理のための測定機器等を設ける設計とする。各系統の試料, 放射性廃棄物の放出管理用試料及び環境試料の化学分析並びに放射能測定を行うため, 試料分析関係設備 (1, 2, 3号機共用) を設ける設計とする。【34条5】	—	— (変更なし)
発電所外へ放出する放射性物質の濃度, 周辺監視区域境界付近の空間線量率等を監視するために, プロセスモニタリング設備, 固定式周辺モニタリング設備及び移動式周辺モニタリング設備を設ける設計とする。	発電所外へ放出する放射性物質の濃度, 周辺監視区域境界付近の空間線量率等を監視するために, プロセスモニタリング設備, 固定式周辺モニタリング設備及び移動式周辺モニタリング設備を設ける設計とする。	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
また、風向、風速その他の気象条件を測定するため、環境測定装置を設ける設計とする。	また、風向、風速その他の気象条件を測定するため、環境測定装置を設ける設計とする。【34条6】		
プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備及び固定式周辺モニタリング設備については、設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室（「1，2号機共用」（以下同じ。））に表示できる設計とする。	プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備及び固定式周辺モニタリング設備については、設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室（「1，2号機共用」（以下同じ。））及び緊急時対策所に表示できる設計とする。【34条7】	—	— (冒頭宣言)
設計基準対象施設は、発電用原子炉施設の機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合（原子炉建物内の放射能レベルが設定値を超えた場合、主蒸気管又は空気抽出器排ガス中の放射能レベルが設定値を超えた場合等）に、これらを確実に検出して自動的に警報（原子炉建物放射能高、主蒸気管放射能高等）を発信する装置を設ける設計とする。	設計基準対象施設は、発電用原子炉施設の機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合（原子炉建物内の放射能レベルが設定値を超えた場合、主蒸気管又は空気抽出器排ガス中の放射能レベルが設定値を超えた場合等）に、これらを確実に検出して自動的に警報（原子炉建物放射能高、主蒸気管放射能高等）を発信する装置を設ける設計とする。【47条1】	—	— (変更なし)
排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度、管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率及び周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率が著しく上昇した場合に、これらを確実に検出して自動的に中央制御室に警報（排気筒放射能高、エリア放射線モニタ放射能高及び周辺監視区域放射能高）を発信する装置を設ける設計とする。	排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度、管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率及び周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率が著しく上昇した場合に、これらを確実に検出して自動的に中央制御室に警報（排気筒放射能高、エリア放射線モニタ放射能高及び周辺監視区域放射能高）を発信する装置を設ける設計とする。【47条2】	—	— (変更なし)
上記の警報を発信する装置は、表示ランプの点灯、ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。	上記の警報を発信する装置は、表示ランプの点灯、ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。【47条3】	—	— (変更なし)
	重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータとして、原子炉格納容器内の線量当量率、最終ヒートシンクの確保の監視及び燃料プールの監視に必要なパラメータを計	要目表 VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射線管理施設）	2. プロセスモニタリング設備に関する設計 2.1 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置 2.1.1 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエ

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	測する装置を設ける設計とする。【73条2】	VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 2. 基本方針 2.2 重大事故等対処設備に関する計測 2.2.3 重大事故等の対処に必要なパラメータの計測又は推定 放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 7.1 放射線管理用計測装置	ル), 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) 2.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置 2.2.2 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ, 高レンジ) 3. エリアモニタリング設備に関する設計 3.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置 3.2.2 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ, 高レンジ) (SA)
	重大事故等が発生し, 計測機器 (非常用のものを含む。) の故障により, 当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において, 当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置する設計とする。【73条1】	要目表 VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (放射線管理施設) VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 2. 基本方針 2.2 重大事故等対処設備に関する計測 2.2.3 重大事故等の対処に必要なパラメータ計測又は推定 放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 7.1 放射線管理用計測装置	2. プロセスモニタリング設備に関する設計 2.1 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置 2.1.1 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル), 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) 2.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置 2.2.2 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ, 高レンジ) 3. エリアモニタリング設備に関する設計 3.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置 3.2.2 燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ, 高レンジ) (SA)
	重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは, 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし, 計測する装置は「表1 放射線管理施設の主要設備リスト」のプロセスモニタリング設備に示す重大事故等対処	—	— (用語の定義のみ)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	設備, エリアモニタリング設備のうち燃料プールエリア放射線モニタ(低レンジ)(SA), 燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ)(SA)とする。【73条8】		
	炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は, 設計基準事故等に想定される変動範囲の最大値を考慮し, 適切に対応するための計測範囲を有する設計とする。また, <u>重大事故等が発生し, 当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉格納容器の線量当量率等のパラメータの計測が困難となった場合に, 代替パラメータにより推定ができる設計とする。【73条9】</u>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(放射線管理施設)</p> <p>VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p> <p>4. 放射線管理用計測装置の計測範囲及び警報動作範囲</p> <p>4.1 放射線管理用計測装置の計測範囲</p> <p>放射線管理用計測装置系統図</p> <p>7.1 放射線管理用計測装置</p> <p><下線部> 運用に関する記載であり, 保安規定にて対応</p>	<p>2. プロセスモニタリング設備に関する設計</p> <p>2.1 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置</p> <p>2.1.1 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル), 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッションチェンバ)</p> <p>2.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置</p> <p>2.2.2 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(低レンジ, 高レンジ)</p> <p>3. エリアモニタリング設備に関する設計</p> <p>3.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置</p> <p>3.2.2 燃料プールエリア放射線モニタ(低レンジ, 高レンジ)(SA)</p> <p><下線部> —</p>
	また, 重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力(計測可能範囲)を明確にするとともに, パラメータの計測が困難となった場合の代替パラメータによる推定等, 複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。【73条10】	<p>運用に関する記載であり, 保安規定にて対応</p>	—
	原子炉格納容器内の線量当量率等想定される重大事故等の対応に必要なパラメータは, 計測又は監視できる設計とする。また, 計測結果は中央制御室に指示又は表示し, 記録できる設計とする。【73条15】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(放射線管理施設)</p>	<p>2. プロセスモニタリング設備に関する設計</p> <p>2.1 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置</p> <p>2.1.1 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル), 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッションチェンバ)</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 放射線管理用計測装置の構成 3.1 プロセスモニタリング設備 3.1.1 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置 3.1.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置 3.2 エリアモニタリング設備 3.2.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置 3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存 3.6.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存 放射線管理用計測装置系統図 7.1 放射線管理用計測装置	エンバ) 2.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置 2.2.2 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(低レンジ, 高レンジ) 3. エリアモニタリング設備に関する設計 3.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置 3.2.2 燃料プールエリア放射線モニタ(低レンジ, 高レンジ)(SA) 6. 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録の保存に関する設計
	重大事故等の対応に必要なパラメータは、安全パラメータ表示システム(SPDS)(1, 2, 3号機共用(SPDSデータ収集サーバは1, 2号機共用))のうちSPDS伝送サーバにて電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないようにするとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。【73条16】	要目表 VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(放射線管理施設) VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 放射線管理用計測装置の構成 3.1 プロセスモニタリング設備 3.1.1 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置 3.1.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射	2. プロセスモニタリング設備に関する設計 2.1 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置 2.1.1 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル), 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッションチェンバ) 2.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置 2.2.2 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(低レンジ, 高レンジ) 3. エリアモニタリング設備に関する設計 3.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		性物質濃度を測定する装置 3.2 エリアモニタリング設備 3.2.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置 3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存 3.6.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存 放射線管理用計測装置系統図 7.1 放射線管理用計測装置	3.2.2 燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ、高レンジ）（SA） 6. 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録の保存に関する設計
	炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置の電源は、非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用できる設計とする。【73条11】	VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 放射線管理用計測装置の構成 3.1 プロセスモニタリング設備 3.1.1 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置 3.1.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置 3.2 エリアモニタリング設備 3.2.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置	2. プロセスモニタリング設備に関する設計 2.1 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置 2.1.1 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）、格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッションチェンバ） 2.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置 2.2.2 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ、高レンジ） 3. エリアモニタリング設備に関する設計 3.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置 3.2.2 燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ、高レンジ）（SA）
	重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために、移動式周辺モニタリング設備を保管する設計とする。【75条1】	—	— (冒頭宣言)
	重大事故等が発生した場合に発電所において、風	—	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために、環境測定装置を保管する設計とする。【75条2】		(冒頭宣言)
1.1.1 プロセスモニタリング設備 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉格納容器内の放射性物質の濃度及び線量当量率、主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度、排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度を計測するためのプロセスモニタリング設備を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、計測結果を記録できる設計とする。	1.1.1 プロセスモニタリング設備 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉格納容器内の放射性物質の濃度及び線量当量率、主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度、排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度を計測するためのプロセスモニタリング設備を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、計測結果を記録し、及び保存することができる設計とする。【34条17】【34条19】【34条20】	— <下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	— (変更なし) <下線部> —
原子炉冷却材の放射性物質の濃度、排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度及び排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度は、試料採取設備により断続的に試料を採取し分析を行い、測定結果を記録する。	原子炉冷却材の放射性物質の濃度、排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度及び排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度は、試料採取設備により断続的に試料を採取し分析を行い、測定結果を記録し、及び保存する。【34条12】【34条21】【34条22】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がある排水路を施設しないことから、排水路の出口近傍における排水中の放射性物質の濃度を計測するための設備を設けない設計とする。	放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がある排水路を施設しないことから、排水路の出口近傍における排水中の放射性物質の濃度を計測するための設備を設けない設計とする。【34条23】	—	— (変更なし)
プロセスモニタリング設備のうち、原子炉格納容器内の線量当量率を計測する格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）は、それぞれ多重性、独立性を確保した設計とする。	プロセスモニタリング設備のうち、原子炉格納容器内の線量当量率を計測する格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）は、それぞれ多重性、独立性を確保した設計とする。【34条18】	—	— (変更なし)
	プロセスモニタリング設備のうち、燃料取替階放射線モニタは、外部電源が使用できない場合においても非常用ディーゼル発電設備からの電源供給により、線量当量率を計測することができる設計とする。【34条	VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 放射線管理用計測装置の構成	2. プロセスモニタリング設備に関する設計 2.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	26】	3.1 プロセスモニタリング設備 3.1.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置	2.2.1 燃料取替階放射線モニタ
	格納容器フィルタベント系の排出経路における放射線量率を測定し、放射性物質を含む気体の排気を検出及び放射性物質濃度を推定できるよう、第1ベントフィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）を設ける設計とする。【67条16】	要目表 VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射線管理施設） VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 2. 基本方針 2.2 重大事故等対処設備に関する計測 2.2.1 最終ヒートシンクの確保の監視に必要なパラメータの計測 3. 放射線管理用計測装置の構成 3.1 プロセスモニタリング設備 3.1.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置 放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 7.1 放射線管理用計測装置 放射線管理用計測装置系統図 7.1 放射線管理用計測装置	2. プロセスモニタリング設備に関する設計 2.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置 2.2.2 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ、高レンジ）
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。【67条18】	VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 放射線管理用計測装置の構成 3.1 プロセスモニタリング設備 3.1.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放	2. プロセスモニタリング設備に関する設計 2.2 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排水中又は排気中の放射性物質濃度を測定する装置 2.2.2 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ、高レンジ）

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		放射性物質濃度を測定する装置 VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計 4.3 水素濃度低減設備に係る電源 4.3.3 格納容器フィルタベント系	
1.1.2 エリアモニタリング設備 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所の線量当量率を計測するためのエリアモニタリング設備を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、計測結果を記録できる設計とする。	1.1.2 エリアモニタリング設備 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所の線量当量率を計測するためのエリアモニタリング設備を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、計測結果を記録し、及び保存することができる設計とする。【34条24】	— <下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	— (変更なし) <下線部> —
	エリアモニタリング設備のうち、原子炉建物放射線モニタ（燃料取替階エリア）は、外部電源が使用できない場合においても非常用ディーゼル発電設備からの電源供給により、線量当量率を計測することができる設計とする。【34条25】	VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 放射線管理用計測装置の構成 3.2 エリアモニタリング設備 3.2.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置	3. エリアモニタリング設備に関する設計 3.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置 3.2.1 原子炉建物放射線モニタ（燃料取替階エリア）
	重大事故等時の燃料プールの監視設備として、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）を設け、想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。【69条30】	要目表 VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射線管理施設） VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 2. 基本方針 2.2 重大事故等対処設備に関する計測 2.2.2 使用済燃料貯蔵プールの監視に必要なパラメータの計測	3. エリアモニタリング設備に関する設計 3.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置 3.2.2 燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ、高レンジ）（SA）

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		3. 放射線管理用計測装置の構成 3.2 エリアモニタリング設備 3.2.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置 放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 7.1 放射線管理用計測装置	
	燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。【69条35】	VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 放射線管理用計測装置の構成 3.2 エリアモニタリング設備 3.2.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置	3. エリアモニタリング設備に関する設計 3.2 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置 3.2.2 燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ、高レンジ）（SA）
	エリアモニタリング設備のうち緊急時対策所等に設ける可搬式エリア放射線モニタ及び可搬式モニタリングポストは、重大事故等時に緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための判断ができるよう放射線量を監視、測定し、計測結果を記録及び保存できる設計とする。【76条21】	要目表 VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射線管理施設） VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 2. 基本方針 2.2 重大事故等対処設備に関する計測 2.2.6 重大事故等時における緊急時対策所内外のモニタリング設備 3. 放射線管理用計測装置の構成 3.2 エリアモニタリング設備 3.2.1 緊急時対策所の線量当量率を計測する装置 3.4 移動式周辺モニタリング設備 3.4.1 可搬式モニタリングポスト 3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存	3. エリアモニタリング設備に関する設計 3.1 緊急時対策所の線量当量率を計測する装置の設計 3.1.1 可搬式エリア放射線モニタ 5. 移動式周辺モニタリング設備に関する設計 5.1 可搬式モニタリングポスト 6. 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録の保存に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		3.6.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存 放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 7.1 放射線管理用計測装置	
1.1.3 固定式周辺モニタリング設備 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、周辺監視区域境界付近の空間線量率を監視及び測定するための固定式周辺モニタリング設備としてモニタリングポスト（「1号機設備、1, 2, 3号機共用」（以下同じ。））を設け、中央制御室及び緊急時対策所に計測結果を表示できる設計とする。また、計測結果を記録できる設計とする。	1.1.3 固定式周辺モニタリング設備 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、周辺監視区域境界付近の空間線量率を監視及び測定するための固定式周辺モニタリング設備としてモニタリングポスト（「1号機設備、1, 2, 3号機共用」（以下同じ。））を設け、中央制御室及び緊急時対策所に計測結果を表示できる設計とする。また、計測結果を記録し、及び保存することができる設計とする。【34条27】	要目表 VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 放射線管理用計測装置の構成 3.3 固定式周辺モニタリング設備 3.3.1 モニタリングポスト 3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存 3.6.1 計測結果の指示又は表示 3.6.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存 <下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	4. 固定式周辺モニタリング設備に関する設計 6. 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録の保存に関する設計 <下線部> —
	モニタリングポストは、外部電源が使用できない場合においても、非常用ディーゼル発電設備により、空間線量率を計測することができる設計とする。さらに、モニタリングポストは、モニタリングポスト用無停電電源装置（1号機設備、1, 2, 3号機共用）及びモニタリングポスト用発電機（1号機設備、1, 2, 3号機共用）を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とし、重大事故等が発生した場合には、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替電源設備である常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。【34条29】【75条14】	VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 放射線管理用計測装置の構成 3.3 固定式周辺モニタリング設備	4. 固定式周辺モニタリング設備に関する設計
	モニタリングポストで計測したデータの伝送系は、	VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説	4. 固定式周辺モニタリング設備に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	モニタリングポスト設置場所から中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所間において有線系回線又は無線系回線により多様性を有する設計とする。【34条30】	明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 放射線管理用計測装置の構成 3.3 固定式周辺モニタリング設備	
モニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。	モニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。【47条4】	要目表	4. 固定式周辺モニタリング設備に関する設計
1.1.4 移動式周辺モニタリング設備 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度を計測するための移動式周辺モニタリング設備として、空気中の放射性粒子及び放射性よう素の濃度を測定するサンブラと測定器を備えた放射能観測車（「1号機設備、1,2,3号機共用、屋内に保管」（以下同じ。））を設け、測定結果を表示し、記録できる設計とする。 ただし、放射能観測車による断続的な試料の分析は、従事者が測定結果を記録し、その記録を確認することをもって、これに代えるものとする。	1.1.4 移動式周辺モニタリング設備 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度を計測するための移動式周辺モニタリング設備として、空気中の放射性粒子及び放射性よう素の濃度を測定するサンブラと測定器を備えた放射能観測車（「1号機設備、1,2,3号機共用、屋内に保管」（以下同じ。））を設け、測定結果を表示し、記録し、及び保存することができる設計とする。【34条31】 ただし、 <u>放射能観測車による断続的な試料の分析は、従事者が測定結果を記録し、及びこれを保存し、その記録を確認することをもって、これに代えるものとする。【34条32】</u>	VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 放射線管理用計測装置の構成 3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存 3.6.1 計測結果の指示又は表示 <下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	6. 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録の保存に関する設計 <下線部> —
	重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量を監視するための移動式周辺モニタリング設備として使用するNaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、 α ・ β 線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータを設け、測定結果を記録し、保存できるように測定値を表示できる設計とし、可搬式ダスト・よう素サンブラ（個数2（予備1））及び小型船舶（個数1（予備1））（原子炉格納施設の設備及び核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備と兼用）を保管する設計とする。【75条3】	要目表 VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射線管理施設） VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 放射線管理用計測装置の構成 3.4 移動式周辺モニタリング設備 3.4.2 GM汚染サーベイメータ 3.4.3 NaIシンチレーションサーベイメータ 3.4.4 α ・ β 線サーベイメータ 3.4.5 電離箱サーベイメータ	5. 移動式周辺モニタリング設備に関する設計 5.2 GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、 α ・ β 線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータ 6. 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録の保存に関する設計 9. 放射能測定装置、小型船舶及び環境試料分析装置に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		3.7 その他 3.7.1 海上モニタリングについて VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.2 放射能測定装置, 小型船舶及び環境試料分析装置 3.2.1 環境試料の種類及び測定頻度 3.2.2 放射能測定装置及び小型船舶 放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 7.1 放射線管理用計測装置 <下線部> 運用に関する記載であり, 保安規定にて対応	<下線部> —
	放射能観測車のダスト・よう素サンプラ, よう素モニタ又はダストモニタが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として使用する可搬式ダスト・よう素サンプラ, NaIシンチレーションサーベイメータ, GM汚染サーベイメータを設け, 重大事故等が発生した場合に, 発電所及びその周辺において, 発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度(空气中)を監視し, 及び測定し, 並びにその結果を記録し, 保存できるように測定値を表示できる設計とし, 放射能観測車を代替し得る十分な個数を保管する設計とする。【75条8】	要目表 VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(放射線管理施設) VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 放射線管理用計測装置の構成 3.4 移動式周辺モニタリング設備 3.4.2 GM汚染サーベイメータ 3.4.3 NaIシンチレーションサーベイメータ VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.2 放射能測定装置, 小型船舶及び環境試料分析装	5. 移動式周辺モニタリング設備に関する設計 5.2 GM汚染サーベイメータ, NaIシンチレーションサーベイメータ, α ・ β 線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータ 6. 放射線管理用計測装置の計測結果の表示, 記録の保存に関する設計 9. 放射能測定装置, 小型船舶及び環境試料分析装置に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		置 3.2.1 環境試料の種類及び測定頻度 3.2.2 放射能測定装置及び小型船舶 放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 7.1 放射線管理用計測装置 <下線部> 運用に関する記載であり，保安規定にて対応	<下線部> —
	モニタリングポストが機能喪失した場合にその機能を代替する移動式周辺モニタリング設備として使用する可搬式モニタリングポストを設け，重大事故等が発生した場合に，周辺監視区域境界付近において，発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる設計とする。【75条4】 可搬式モニタリングポストの記録は，電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われず，必要な容量を保存できる設計とする。【75条7】	要目表 VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射線管理施設） VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 3. 放射線管理用計測装置の構成 3.4 移動式周辺モニタリング設備 3.4.1 可搬式モニタリングポスト 3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録及び保存 3.6.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存 放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 7.1 放射線管理用計測装置	5. 移動式周辺モニタリング設備に関する設計 5.1 可搬式モニタリングポスト 6. 放射線管理用計測装置の計測結果の表示，記録の保存に関する設計
	可搬式モニタリングポストは，重大事故等が発生した場合に，発電所海側及び緊急時対策所付近において，発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる設計とするとともに，緊急時対策所内への希ガス等の放射性	要目表 VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射線管理施設） VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する	5. 移動式周辺モニタリング設備に関する設計 5.1 可搬式モニタリングポスト

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	物質の浸入を低減又は防止するための判断に用いる設計とする。【75条5】	<p>る説明書</p> <p>3. 放射線管理用計測装置の構成</p> <p>3.4 移動式周辺モニタリング設備</p> <p>3.4.1 可搬式モニタリングポスト</p> <p>放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面</p> <p>7.1 放射線管理用計測装置</p>	
	可搬式モニタリングポストは、モニタリングポストを代替し得る十分な個数を保管する設計とする。また、指示値は、衛星系回線により伝送し、緊急時対策所でデータ表示装置（可搬式モニタリングポスト用）にて監視できる設計とする。【75条6】	<p>VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p> <p>3. 放射線管理用計測装置の構成</p> <p>3.4 移動式周辺モニタリング設備</p> <p>3.4.1 可搬式モニタリングポスト</p>	<p>5. 移動式周辺モニタリング設備に関する設計</p> <p>5.1 可搬型モニタリングポスト</p>
	これらの設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。【75条9】	—	— (冒頭宣言)
1.1.5 環境測定装置 周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度は、試料採取設備により断続的に試料を採取し分析を行い、測定結果を記録する。	1.1.5 環境測定装置 周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度は、試料採取設備により断続的に試料を採取し分析を行い、測定結果を記録し、及び保存する。【34条28】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
放射性気体廃棄物の放出管理、発電所周辺の一般公衆の線量評価、一般気象データ収集及び発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための気象観測設備（「1号機設備、1,2,3号機共用」（以下同じ。））を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、発電所敷地内における風向及び風速の計測結果を記録できる設計とする。	放射性気体廃棄物の放出管理、発電所周辺の一般公衆の線量評価、一般気象データ収集及び発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための気象観測設備（「1号機設備、1,2,3号機共用」（以下同じ。））を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、 <u>発電所敷地内における風向及び風速の計測結果を記録し、及び保存することができる設計とする。</u> 【34条37】	— <下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	— (変更なし) — <下線部>
	重大事故等が発生した場合に発電所において、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための設備として、可搬式気象観測装置（個数1（予備1））を設ける設計とする。【75条10】	<p>環境測定装置（放射線管理用計測装置に係るものを除く。）の取付箇所を明示した図面</p> <p>1.5 環境測定装置の構造図及び取付箇所を明示した図面</p>	7. 重大事故等時の気象観測に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>気象観測装置が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として使用する可搬式気象観測装置は、重大事故等が発生した場合に発電所において、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設計とする。【75条11】</p> <p>可搬式気象観測装置の記録は、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われず、必要な容量を保存できる設計とする。【75条13】</p> <p>可搬式気象観測装置の指示値は、衛星系回線により伝送し、緊急時対策所でデータ表示装置（可搬式気象観測装置用）にて監視できる設計とする。【75条12】</p>	<p>VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p> <p>3. 放射線管理用計測装置の構成</p> <p>3.5 可搬式気象観測装置</p> <p>3.6 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存</p> <p>3.6.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存</p> <p>環境測定装置（放射線管理用計測装置に係るものを除く。）の構造図</p> <p>1.5 環境測定装置の構造図及び取付箇所を明示した図面</p>	7. 重大事故等時の気象観測に関する設計
<p>2. 換気設備、生体遮蔽装置等</p> <p>2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作及び措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽（「1号機設備，1，2号機共用」（以下同じ。））を透過する放射線による線量，中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が，中央制御室の気密性並びに中央制御室空調換気系，中央制御室遮蔽，原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の機能とあいまって，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づく被ばく評価により，「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に示される100mSvを下回る設計とする。また，運転員その他</p>	<p>2. 換気設備、生体遮蔽装置等</p> <p>2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作及び措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽（「1号機設備，1，2号機共用」（以下同じ。））を透過する放射線による線量，中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が，中央制御室の気密性並びに中央制御室空調換気系，中央制御室遮蔽，原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の機能とあいまって，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づく被ばく評価により，「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に示される100mSvを下回る設計とする。また，運転員その他</p>	<p>VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書</p> <p>4. 中央制御室の居住性評価</p> <p>4.1 線量評価</p> <p>4.1.2 評価条件及び評価結果</p> <p>4.1.2.1 設計基準事故時における線量評価</p> <p>構造図</p> <p>7.3 生体遮蔽装置</p>	<p>10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計</p> <p>10.1 中央制御室</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
の従事者が中央制御室にとどまるため、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。	の従事者が中央制御室にとどまるため、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。【38条18】		
	炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室送風機、中央制御室非常用再循環送風機、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽により、運転員が中央制御室にとどまることができる設計とする。【74条2】	要目表 VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射線管理施設） 放射線管理施設に係る機器（放射線管理用計測装置を除く。）の配置を明示した図面 7.2.2 中央制御室空気供給系 7.3 生体遮蔽装置	10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計 10.1 中央制御室 11. 中央制御室待避室に関する設計
	運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な設備を施設し、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、 <u>全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室の気密性並びに中央制御室空調換気系、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、原子炉二次遮蔽、補助遮蔽及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。</u> 炉心の著しい損傷が発生した場合における居住性に係る被ばく評価では、設計基準事故時の手法を参考にするとともに、炉心の著しい損傷が発生した場合に放出される放射性物質の種類、全交流動力電源喪失時の中央制御室空調換気系の起動遅れ等、炉心の著しい損傷が発生した場合の評価条件を適切に考慮する。 【74条8】	VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書 4. 中央制御室の居住性評価 4.1 線量評価 4.1.2 評価条件及び評価結果 4.1.2.2 炉心の著しい損傷が発生した場合における線量評価 構造図 7.3 生体遮蔽装置 <下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計 10.1 中央制御室 <下線部> —
	炉心の著しい損傷後に格納容器フィルタベント系	要目表	10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>を作動させる場合に放出されるプルーム通過時に、運転員の被ばくを低減するため、中央制御室待避室には、遮蔽設備として、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽を設ける設計とする。中央制御室待避室は、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。【74条4】</p>	<p>VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射線管理施設）</p> <p>VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書</p> <p>3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置</p> <p>3.1 換気設備</p> <p>放射線管理施設に係る機器（放射線管理用計測装置を除く。）の配置を明示した図面</p> <p>7.3 生体遮蔽装置</p> <p>放射線管理施設に係る機器（放射線管理用計測装置を除く。）の系統図</p> <p>7.2.2 中央制御室空気供給系</p> <p>構造図</p> <p>7.2.2 中央制御室空気供給系</p>	<p>設計</p> <p>10.1 中央制御室</p> <p>11. 中央制御室待避室に関する設計</p>
	<p>中央制御室空調換気系は、重大事故等時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ並びに中央制御室非常用再循環送風機からなる非常用ラインを設け、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通した外気を取り込み、中央制御室を正圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。【74条5】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射線管理施設）</p> <p>VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書</p> <p>3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置</p> <p>3.1 換気設備</p> <p>放射線管理施設に係る機器（放射線管理用計測装置を除く。）の配置を明示した図面</p> <p>7.2.1 中央制御室空調換気系</p> <p>放射線管理施設に係る機器（放射線管理用計測装置を除く。）の系統図</p> <p>7.2.1 中央制御室空調換気系</p>	<p>10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計</p> <p>10.1 中央制御室</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		構造図 7.2.1 中央制御室空調換気系	
	中央制御室送風機及び中央制御室非常用再循環送風機は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。【74条6】	VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書 3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置 3.1 換気設備	10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計 10.1 中央制御室
	重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、 <u>身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。【74条19】</u> <u>身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。【74条20】</u>	VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書 3.4 居住性の確保 3.4.5 チェンジングエリア VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.1 出入管理設備 3.1.1 中央制御室チェンジングエリア <下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計 10.1 中央制御室 <下線部> —
	重大事故等時に、身体サーベイ、作業服の着替え等に必要な照度の確保は、チェンジングエリア用照明（個数2（予備1））によりできる設計とする。【74条21】	VI-1-1-13 非常用照明に関する説明書 3.3 重大事故等発生時の照明	VI-1-10-5 「計測制御系統施設」の様式-1 11. 中央制御室の機能の設計
	重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調系の設備、可搬式モニタリングポスト及び可搬式エリア放射線モニタを設置又は保管する設計とする。【76条9】	要目表 VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射線管理施設） VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 2. 基本方針 2.2 重大事故等対処設備に関する計測	3. エリアモニタリング設備に関する設計 3.1 緊急時対策所の線量当量率を計測する装置の設計 3.1.1 可搬式エリア放射線モニタ 5. 移動式周辺モニタリング設備に関する設計 5.1 可搬式モニタリングポスト 10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計 10.2 緊急時対策所

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		2.2.6 重大事故等時における緊急時対策所内外のモニタリング設備 VI-1-9-4-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書 3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置 3.1 換気設備等 3.1.1 緊急時対策所換気空調設備 4. 緊急時対策所の居住性評価 4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価 4.2.2 評価結果 放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 7.1 放射線管理用計測装置 放射線管理施設に係る機器（放射線管理用計測装置を除く。）の配置を明示した図面 7.2.2 中央制御室空気供給系 7.3 生体遮蔽装置	
	緊急時対策所遮蔽は、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気空調系の機能とあいまって、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。【76条11】	VI-1-9-4-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書 4. 緊急時対策所の居住性評価 4.1 線量評価 4.1.2 線量計算 構造図 7.3 生体遮蔽装置	10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計 10.2 緊急時対策所
	緊急時対策所換気空調系の設備のうち、緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、可搬型ダクトを用いて緊急時対策所を正圧化し、放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）は、プルーム通過時において、緊急時対策所を正圧化し、希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。	要目表 VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射線管理施設） VI-1-9-4-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書 3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措	10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計 10.2 緊急時対策所

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	【76条14】	置 3.1 換気設備等 3.1.1 緊急時対策所換気空調設備 4. 緊急時対策所の居住性評価 4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価 4.2.1 評価方針 4.2.2 評価結果 放射線管理施設に係る機器（放射線管理用計測装置を除く。）の系統図 7.2.2 中央制御室空気供給系 構造図 7.2.2 中央制御室空気供給系	
	緊急時対策所には、室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための判断ができるよう放射線量を監視、測定するため、さらに緊急時対策所換気空調系の設備による正圧化判断のために使用する可搬式エリア放射線モニタを緊急時対策所に保管する設計とするとともに、可搬式モニタリングポストを第1保管エリア及び第4保管エリアに保管する設計とする。【76条20】	要目表 VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射線管理施設） VI-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書 2. 基本方針 2.2 重大事故等対処設備に関する計測 2.2.6 重大事故等時における緊急時対策所内外のモニタリング設備 放射線管理用計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 7.1 放射線管理用計測装置	3. エリアモニタリング設備に関する設計 3.1 緊急時対策所の線量当量率を計測する装置の設計 3.1.1 可搬式エリア放射線モニタ 5. 移動式周辺モニタリング設備に関する設計 5.1 可搬式モニタリングポスト
	緊急時対策所は、重大事故等が発生し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、要員が緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、 <u>身体サーベイ</u> 及	VI-1-7-2 管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.1 出入管理設備	8. 出入管理設備に関する設計 VI-1-10-16 「緊急時対策所」の様式-1 3. 緊急時対策所機能に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p><u>び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。【76条5】</u></p> <p><u>身体サーベイの結果、要員の汚染が確認された場合は、要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。【76条6】</u></p> <p>身体サーベイ、作業服の着替え等に必要な照度の確保は、緊急時対策所の非常用照明及び電源内蔵型照明によりできる設計とする。【76条7】</p>	<p>3.1.2 緊急時対策所チェンジングエリア</p> <p>VI-1-9-4-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書</p> <p>3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>3.4 資機材及び対策要員の交代等</p> <p><下線部></p> <p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>3.1 居住性の確保に関する設計</p> <p><下線部></p> <p>—</p>
<p>2.2 換気設備</p> <p>通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、放射線障害を防止するため、発電所従業員に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質の除去・低減が可能な換気設備を設ける設計とする。</p>	<p>2.2 換気設備</p> <p>通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、放射線障害を防止するため、発電所従業員に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質の除去・低減が可能な換気設備を設ける設計とする。【43条1】</p>	—	— (変更なし)
<p>換気設備は、放射性物質による汚染の可能性からみて区域を分け、それぞれ別系統とし、清浄区域に新鮮な空気を供給して、汚染の可能性のある区域に向って流れるようにし、排気は適切なフィルタを通して行う。また、各換気系統は、その容量が区域及び部屋の必要な換気及び除熱を十分行える設計とする。</p>	<p>換気設備は、放射性物質による汚染の可能性からみて区域を分け、それぞれ別系統とし、清浄区域に新鮮な空気を供給して、汚染の可能性のある区域に向って流れるようにし、排気は適切なフィルタを通して行う。また、各換気系統は、その容量が区域及び部屋の必要な換気及び除熱を十分行える設計とする。【43条2】</p>	—	— (変更なし)
<p>放射性物質を内包する換気ダクトは、溶接構造とし、耐圧試験に合格したものを使用することで、漏えいし難い構造とする。また、ファン、逆流防止用ダンパ等を設置し、逆流し難い構造とする。</p>	<p>放射性物質を内包する換気ダクトは、溶接構造とし、耐圧試験に合格したものを使用することで、漏えいし難い構造とする。また、ファン、逆流防止用ダンパ等を設置し、逆流し難い構造とする。【43条3】</p>	—	— (変更なし)
<p>排出する空気を浄化するため、気体状の放射性よう素を除去するよう素用フィルタ及び放射性微粒子を除去する粒子用フィルタを設置する。</p>	<p>排出する空気を浄化するため、気体状の放射性よう素を除去するよう素用フィルタ及び放射性微粒子を除去する粒子用フィルタを設置する。【43条4】</p>	—	— (変更なし)
<p>これらのフィルタを内包するフィルタユニットは、フィルタの取替えが容易となるよう取替えに必要な空間を有するとともに、必要に応じて梯子等を設置し、取替えが容易な構造とする。</p>	<p>これらのフィルタを内包するフィルタユニットは、フィルタの取替えが容易となるよう取替えに必要な空間を有するとともに、必要に応じて梯子等を設置し、取替えが容易な構造とする。【43条5】</p>	—	— (変更なし)
<p>吸気口は、放射性物質に汚染された空気を吸入し難</p>	<p>吸気口は、放射性物質に汚染された空気を吸入し難</p>	—	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
いように、排気筒から十分離れた位置に設置する。	いように、排気筒から十分離れた位置に設置する。【43条6】		(変更なし)
2.2.1 中央制御室空調換気系 中央制御室の換気及び冷暖房は、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ、中央制御室非常用再循環送風機等から構成する中央制御室空調換気系により行う。	2.2.1 中央制御室空調換気系 中央制御室の換気及び冷暖房は、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ、中央制御室非常用再循環送風機等から構成する中央制御室空調換気系により行う。【43条9】	—	— (変更なし)
中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガスに対し、中央制御室空調換気系の外気取入れを手動で遮断し、系統隔離運転モードに切り替えることが可能な設計とする。	中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対し、中央制御室空調換気系の外気取入れを手動で遮断し、系統隔離運転モードに切り替えることが可能な設計とする。【38条20】	—	— (記載追加のみ、変更なし)
中央制御室空調換気系は、通常のラインの他、粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ並びに中央制御室非常用再循環送風機からなる非常用ラインを設け、設計基準事故時には、中央制御室空調換気系の給気隔離弁及び排気隔離弁を閉とすることにより外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転モードとし、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができ、運転員を放射線被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用再循環処理装置フィルタで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。	中央制御室空調換気系は、通常のラインの他、粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ並びに中央制御室非常用再循環送風機からなる非常用ラインを設け、設計基準事故時には、中央制御室空調換気系の給気隔離弁及び排気隔離弁を閉とすることにより外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転モードとし、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができ、運転員を放射線被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用再循環処理装置フィルタで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。【38条21】	—	— (変更なし)
	中央制御室空調換気系は、地震時及び地震後においても、中央制御室の気密性とあいまって、設計上の空気の流入率を維持でき、「2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る判断基準を満足する設計とする。【38条19】【74条10】	VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書 4. 中央制御室の居住性評価 4.1 線量評価 4.1.2 評価条件及び評価結果 4.1.2.2 炉心の著しい損傷が発生した場合における線量評価	10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計 10.1 中央制御室
	炉心の著しい損傷後に格納容器フィルタベント系	VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書	10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>を作動させる場合に放出されるプルーム通過時において、中央制御室空調換気系は中央制御室外気取入調節弁（MV264-1）を閉操作することで、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離可能な設計とする。</p> <p>中央制御室空調換気系の外気取入ダクト及び排気ダクトの一部は中央制御室等とともに中央制御室バウンダリを形成しており、重大事故等発生時において中央制御室内にとどまる運転員の被ばく線量を低減するために必要な気密性を有する設計とする。【74条7】</p>	<p>3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置</p> <p>3.1 換気設備</p>	<p>設計</p> <p>10.1 中央制御室</p>
	<p>重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする中央制御室空調換気系のダクトの一部及び中央制御室非常用再循環処理装置フィルタについては、当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する単一故障のうち、想定される最も過酷な条件として、ダクトについては全周破断、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタについては閉塞を想定しても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。【14条5】</p>	<p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>—</p>
	<p>想定される単一故障の発生に伴う中央制御室の運転員の被ばく量は保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価し、緊急作業時に係る線量限度を下回ることを確認する。また、単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する2日間を考慮し、修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。</p> <p>単一設計とする箇所の設計に当たっては、想定され</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>3. 系統施設ごとの設計上の考慮</p> <p>3.5 放射線管理施設</p>	<p>1. 共通的に適用される設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>る単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。【14条6】</p>		
	<p>2.2.2 緊急時対策所換気空調系</p> <p>緊急時対策所換気空調系の設備として、緊急時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）及び差圧計を設置又は保管する設計とする。【76条12】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射線管理施設）</p> <p>VI-1-9-4-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書</p> <p>3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>3.1 換気設備等</p> <p>3.1.1 緊急時対策所換気空調設備</p> <p>4. 緊急時対策所の居住性評価</p> <p>4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価</p> <p>4.2.2 評価結果</p> <p>放射線管理施設に係る機器（放射線管理用計測装置を除く。）の配置を明示した図面</p> <p>7.2.3 緊急時対策所換気空調系</p>	<p>10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計</p> <p>10.2 緊急時対策所</p>
	<p>空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）は、プルーム通過時において、緊急時対策所を正圧化し、希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量を保管する設計とする。【76条17】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射線管理施設）</p> <p>VI-1-9-4-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書</p> <p>3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>3.1 換気設備等</p> <p>放射線管理施設に係る機器（放射線管理用計測装置を除く。）の系統図</p> <p>7.2.3 緊急時対策所換気空調系</p>	<p>10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計</p> <p>10.2 緊急時対策所</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		構造図 7.2.3 緊急時対策所換気空調系	
	<p>緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、プルーム通過後の緊急時対策所内を正圧化できる設計とする。【76条16】</p> <p>緊急時対策所換気空調系は、緊急時対策所の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。</p> <p>また、緊急時対策所外の火災により発生する燃焼ガス又はばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離及びその他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。【76条13】</p>	<p>VI-1-9-4-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書</p> <p>3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>3.1 換気設備等</p> <p>3.1.1 緊急時対策所換気空調設備</p> <p>4. 緊急時対策所の居住性評価</p> <p>4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価</p> <p>4.2.2 評価結果</p>	<p>10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計</p> <p>10.2 緊急時対策所</p>
	<p>緊急時対策所換気空調系は、基準地震動S_sによる地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに緊急時対策所の気密性とあいまって緊急時対策所の居住性に係る判断基準を満足する設計とする。【76条18】</p>	<p>VI-1-9-4-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書</p> <p>3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>3.1 換気設備等</p>	<p>10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計</p> <p>10.2 緊急時対策所</p>
<p>2.2.3 原子炉棟空調換気系</p> <p>原子炉棟空調換気系は、送風機及び排風機により、発電所通常運転中、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の換気を行い、各建物内を負圧に保ち、排気空気は、フィルタを通したのち、排気筒から放出する</p>	<p>2.2.3 原子炉棟空調換気系</p> <p>原子炉棟空調換気系は、送風機及び排風機により、発電所通常運転中、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の換気を行い、各建物内を負圧に保ち、排気空気は、フィルタを通したのち、排気筒から放出する。【43条7】</p>	—	— (変更なし)
<p>また、原子炉棟空調換気系の給気及び排気ダクトには、それぞれ2個の空気作動の隔離弁を設け、原子炉棟放射能高等の信号により、隔離弁を自動閉鎖するとともに原子炉棟空調換気系から非常用ガス処理系に切り替わることで放射性物質の放散を防ぐ設計とする。</p>	<p>また、原子炉棟空調換気系の給気及び排気ダクトには、それぞれ2個の空気作動の隔離弁を設け、原子炉棟放射能高等の信号により、隔離弁を自動閉鎖するとともに原子炉棟空調換気系から非常用ガス処理系に切り替わることで放射性物質の放散を防ぐ設計とする。【43条8】</p>	—	— (変更なし)
<p>2.2.4 タービン建物空調換気系</p> <p>タービン建物空調換気系は、送風機及び排風機により、発電所通常運転中、タービン建物内の換気を行い、各建物内を負圧に保ち、汚染の可能性のある排気空気は、フィルタを通したのち、排気筒から放出する。</p>	<p>2.2.4 タービン建物空調換気系</p> <p>タービン建物空調換気系は、送風機及び排風機により、発電所通常運転中、タービン建物内の換気を行い、各建物内を負圧に保ち、汚染の可能性のある排気空気は、フィルタを通したのち、排気筒から放出する。【43条10】</p>	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>2.2.5 廃棄物処理建物空調換気系</p> <p>廃棄物処理建物空調換気系は、送風機及び排風機により、発電所通常運転中、廃棄物処理建物内の換気を行い、各建物内を負圧に保ち、汚染の可能性のある排気空気は、フィルタを通したのち、排気筒から放出する。</p>	<p>2.2.5 廃棄物処理建物空調換気系</p> <p>廃棄物処理建物空調換気系は、送風機及び排風機により、発電所通常運転中、廃棄物処理建物内の換気を行い、各建物内を負圧に保ち、汚染の可能性のある排気空気は、フィルタを通したのち、排気筒から放出する。【43条11】</p>	—	— (変更なし)
<p>2.3 生体遮蔽装置等</p> <p>設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による発電所周辺の空間線量率が、放射線業務従事者等の放射線障害を防止するために必要な生体遮蔽等を適切に設置すること及び発電用原子炉施設と周辺監視区域境界までの距離とあいまって、発電所周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減し、周辺監視区域外における線量限度に比べ十分に下回る、空気カーマで年間50μGyを超えないような遮蔽設計とする。</p>	<p>2.3 生体遮蔽装置等</p> <p>設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による発電所周辺の空間線量率が、放射線業務従事者等の放射線障害を防止するために必要な生体遮蔽等を適切に設置すること及び発電用原子炉施設と周辺監視区域境界までの距離とあいまって、発電所周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減し、周辺監視区域外における線量限度に比べ十分に下回る、空気カーマで年間50μGyを超えないような遮蔽設計とする。【42条1】</p>	—	— (変更なし)
<p>発電所内における外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場所には、通常運転時の放射線業務従事者の被ばく線量が適切な作業管理とあいまって、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」を満足できる遮蔽設計とする。</p>	<p>発電所内における外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場所には、通常運転時の放射線業務従事者の被ばく線量が適切な作業管理とあいまって、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」を満足できる遮蔽設計とする。【42条2】</p>	—	— (変更なし)
<p>生体遮蔽は、原子炉遮蔽、原子炉一次遮蔽、原子炉二次遮蔽、補助遮蔽、中央制御室遮蔽から構成し、想定する通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時に対し、地震時及び地震後においても、発電所周辺の空間線量率の低減及び放射線業務従事者の放射線障害防止のために、遮蔽性を維持する設計とする。</p> <p>生体遮蔽に開口部又は配管その他の貫通部があるものにあつては、必要に応じて次の放射線漏えい防止措置を講じた設計とするとともに、自重、付加荷重及</p>	<p>生体遮蔽は、原子炉遮蔽、原子炉一次遮蔽、原子炉二次遮蔽、補助遮蔽、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、緊急時対策所遮蔽から構成し、想定する通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時に対し、地震時及び地震後においても、発電所周辺の空間線量率の低減及び放射線業務従事者の放射線障害防止のために、遮蔽性を維持する設計とする。【42条3】</p> <p>生体遮蔽に開口部又は配管その他の貫通部があるものにあつては、必要に応じて次の放射線漏えい防止措置を講じた設計とするとともに、自重、付加荷重及</p>	放射線管理施設に係る機器（放射線管理用計測装置を除く。）の配置を明示した図面 7.3 生体遮蔽装置	10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計 10.1 中央制御室 10.2 緊急時対策所 11. 中央制御室待避室に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
び熱応力に耐える設計とする。	び熱応力に耐える設計とする。【42条4】【42条8】		
・開口部を設ける場合、人が容易に接近できないような場所（通路の行き止まり部、高所等）への開口部設置	・開口部を設ける場合、人が容易に接近できないような場所（通路の行き止まり部、高所等）への開口部設置【42条5】	—	— (変更なし)
・貫通部に対する遮蔽補強（スリーブと配管との間隙への遮蔽材の充てん等）	・貫通部に対する遮蔽補強（スリーブと配管との間隙への遮蔽材の充てん等）【42条6】	—	— (変更なし)
・線源機器と貫通孔との位置関係により、貫通孔から線源機器が直視できない措置	・線源機器と貫通孔との位置関係により、貫通孔から線源機器が直視できない措置【42条7】	—	— (変更なし)
遮蔽設計は、実効線量が1.3mSv/3月間を超えるおそれがある区域を管理区域としたうえで、日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程」（J E A C 4 6 1 5）の通常運転時の遮蔽設計に基づく設計とする。	遮蔽設計は、実効線量が1.3mSv/3月間を超えるおそれがある区域を管理区域としたうえで、日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程」（J E A C 4 6 1 5）の通常運転時の遮蔽設計に基づく設計とする。【42条9】	VI-1-1-2 人が常時勤務し、又は頻繁に出入する原子力発電所内の場所における線量に関する説明書 3. 遮蔽設計上の基準線量当量率	12. 原子力発電所内の線量当量率に関する設計
	格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器等は、第1ベントフィルタ格納槽内に設置し、格納容器フィルタベント系使用後に高線量となる第1ベントフィルタスクラバ容器等の周囲には遮蔽体（第1ベントフィルタ格納槽遮蔽、配管遮蔽）を設け、格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。【65条25】	要目表 VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針 放射線管理施設に係る機器（放射線管理用計測装置を除く。）の配置を明示した図面 7.3 生体遮蔽装置 構造図 7.3 生体遮蔽装置	10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計 10.1 中央制御室 11. 中央制御室待避室に関する設計
中央制御室遮蔽、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽は、「2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る判断基準を満足する設計とする。	中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、緊急時対策所遮蔽、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽は、「2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る判断基準を満足する設計とする。【38条22】【76条33】	要目表 VI-1-1-5-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射線管理施設） VI-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書 3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置 3.2 生体遮蔽装置	10. 中央制御室及び緊急時対策所の居住性に関する設計 10.1 中央制御室 10.2 緊急時対策所 11. 中央制御室待避室に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		VI-1-9-4-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書 3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置 3.2 生体遮蔽装置 構造図 7.3 生体遮蔽装置	
	中央制御室遮蔽は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち多様性及び独立性並びに位置的分散の設計方針は適用しない。【74条28】	—	— (記載追加のみ、変更なし)
3. 設備の共用 3.1 放射線管理施設 固定式周辺モニタリング設備、移動式周辺モニタリング設備及び気象観測設備は、1号機、2号機及び3号機で共用とするが、発電所周辺における放射線量率等の監視に必要な仕様を満足する設備とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。【15条31】	3. 設備の共用 変更なし	—	— (変更なし)
液体廃棄物処理系排水モニタは、1号機及び2号機で共用とするが、共用の設備における排水の放射性物質濃度を測定する設備であり、放射性物質濃度を測定するために必要な仕様を満足する設備とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。【15条26】		—	— (変更なし)
エリア放射線モニタリング設備のうち、中央制御室モニタ及び廃棄物処理制御室モニタは、1号機及び2号機で共用とするが、共用のエリアにおける放射線量率の測定を行う設備であり、放射線量率を測定するために必要な仕様を満足する設備とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。【15条27】		—	— (変更なし)
放射能測定設備は、1号機、2号機及び3号機で共		—	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
用とするが、各号機で採取した管理区域内の水等に含まれる放射性物質の核種毎の濃度を測定する設備であり、採取した試料を測定するために必要な仕様を満足する設備とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。【15条28】			(変更なし)
サイトバンカ建物排気モニタは、1号機、2号機及び3号機で共用するが、共用のエリアにおける放射線量率の測定に必要な仕様を満足する設備とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。【15条29】		—	— (変更なし)
サイトバンカ建物エリアモニタは、1号機、2号機及び3号機で共用するが、共用のエリアにおける放射線量率の測定に必要な仕様を満足する設備とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。【15条30】		—	— (変更なし)
3.2 生体遮蔽装置 中央制御室遮蔽は、1号機及び2号機で共用とするが、運転員を防護するために必要な居住性を有することで、共用により安全性を損なわない設計とする。	3.2 生体遮蔽装置 中央制御室遮蔽は、1号機及び2号機で共用とするが、運転員を防護するために必要な居住性を有することで、共用により安全性を損なわない設計とする。【15条18】	—	— (変更なし)
	中央制御室遮蔽は、重大事故等時において、隣接する1号機及び2号機の事故対応を1つの中央制御室として共用することによって、プラント状態に応じた運転員の融通により安全性が向上することから、1号機及び2号機で共用する設計とする。【74条27】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.5 放射線管理施設	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 11. 健全性に係る設計
4. 主要対象設備 放射線管理施設の対象となる主要な設備について、「表1 放射線管理施設の主要設備リスト」に示す。	4. 主要対象設備 放射線管理施設の対象となる主要な設備について、「表1 放射線管理施設の主要設備リスト」に示す。	—	— (設備リストによる)

基本設計方針から設工認添付書類及び様式－ 1 への展開表
(原子炉格納施設)

「基本設計方針から設工認添付書類及び様式－1への展開表」【原子炉格納施設】

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」, 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	—	— (用語の定義のみ)
第1章 共通項目 原子炉格納施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.7 内燃機関の設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	第1章 共通項目 原子炉格納施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 溢水等, 5. 設備に対する要求 (5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	—	1. 共通的に適用される設計
第2章 個別項目 1. 原子炉格納容器 1.1 原子炉格納容器本体等 原子炉格納施設は, 設計基準対象施設として, 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。	第2章 個別項目 1. 原子炉格納容器 1.1 原子炉格納容器本体等 原子炉格納施設は, 設計基準対象施設として, 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。【44条1】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (原子炉格納施設) VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 2. 基本方針 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.1 原子炉格納容器 構造図 8.1 原子炉格納容器	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 4. その他原子炉格納施設に係る設計 4.5 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の設計
原子炉格納容器は, 上下部半球胴部円筒形のドライウエル, 円環形のサプレッションチェンバ等からなる圧力抑制形であり, 残留熱除去系 (格納容器冷却モード) とあいまって原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定し, これにより放出される原子炉冷却材のエネルギーによる原子炉冷却材喪失時の圧力, 温度及び設計上想定された地震荷重に耐える設計とする。	原子炉格納容器は, 上下部半球胴部円筒形のドライウエル, 円環形のサプレッションチェンバ等からなる圧力抑制形であり, 原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定した場合であっても, 残留熱除去系 (格納容器冷却モード) とあいまって, 配管破断により放出される原子炉冷却材のエネルギーによる原子炉冷却材喪失時の圧力, 温度及び設計上想定された地震荷重に耐える設計とする。【44条2】	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
また、原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において、原子炉格納容器に生じる動荷重に耐える設計とする。	また、原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において、原子炉格納容器に生じる動荷重に耐える設計とする。【44条3】	—	— (変更なし)
原子炉格納容器の開口部である出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保ち、原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つ設計とする。	原子炉格納容器の開口部である出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保ち、原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つ設計とする。【44条4】	VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.2 設計基準事故時における設計条件 4.2.7 配管貫通部 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.1 原子炉格納容器 構造図 8.1 原子炉格納容器	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 4. その他原子炉格納施設に係る設計 4.5 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の設計
通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器は非延性破壊（脆性破壊）及び破断が生じない設計とする。	通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器は非延性破壊（脆性破壊）及び破断が生じない設計とする。【44条6】	—	— (変更なし)
非延性破壊（脆性破壊）に対しては、最低使用温度を考慮した破壊じん性試験を行い、規定値を満足した材料を使用する設計とする。	非延性破壊（脆性破壊）に対しては、最低使用温度を考慮した破壊じん性試験を行い、規定値を満足した材料を使用する設計とする。【44条7】	—	— (変更なし)
原子炉格納容器を貫通する箇所及び出入口は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203)に定める漏えい試験のうちB種試験ができる設計とする。	原子炉格納容器を貫通する箇所及び出入口は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203)に定める漏えい試験のうちB種試験ができる設計とする。【44条5】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.2 設計基準事故時における設計条件 4.2.6 開口部 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.1 原子炉格納容器	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 4. その他原子炉格納施設に係る設計 4.5 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		構造図 8.1 原子炉格納容器	
原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）は，設計基準対象施設として容量約 4700m ³ ，個数 1 個を設置する。	原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）は，設計基準対象施設として容量約 4700m ³ ，個数 1 個を設置する。【44 条 32】	—	— (変更なし)
	原子炉格納容器は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが，設計基準対象施設としての最高使用圧力の 2 倍の圧力及び 200℃の温度で閉じ込め機能を損なわない設計とする。【63 条 15】 【63 条 42】【63 条 50】【64 条 4】【64 条 9】【64 条 16】 【64 条 23】【64 条 37】【64 条 42】【65 条 11】【65 条 26】 【66 条 7】【66 条 14】【67 条 10】【67 条 25】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.1 原子炉格納容器の評価温度，評価圧力 4.3.9 重大事故等時に加わる動荷重 VI-1-8-1-別添 1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について 3. ドライウェル主フランジ 3.3 評価結果まとめ 8. 配管貫通部 8.7 評価結果のまとめ 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.1 原子炉格納容器 構造図 8.1 原子炉格納容器	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 3. 原子炉格納施設の設計 3.1 原子炉格納容器に係る設計 3.3 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能評価
1.2 原子炉格納容器隔離弁 原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける隔離弁は，安全保護装置からの信号により，自動的に閉鎖する動力駆動弁，チェーンロックが可能な手動弁，キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有	1.2 原子炉格納容器隔離弁 原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける隔離弁は，安全保護装置からの信号により，自動的に閉鎖する動力駆動弁，チェーンロックが可能な手動弁，キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。	する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。【44条8】		
原子炉冷却材圧力バウンダリに接続するか、又は原子炉格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、原子炉冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測制御系統施設に関連する小口径配管を除いて、原則として原子炉格納容器の内側に1個、外側に1個の自動隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。	原子炉冷却材圧力バウンダリに接続するか、又は原子炉格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、原子炉冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測制御系統施設に関連する小口径配管を除いて、原則として原子炉格納容器の内側に1個、外側に1個の自動隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。【44条9】	—	— (変更なし)
ただし、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管、又は原子炉格納容器外側で閉じた系を構成した管で、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に、原子炉格納容器内で水封が維持され、かつ、原子炉格納容器外へ導かれた漏えい水による放射性物質の放出量が、原子炉冷却材喪失事故の原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べ十分小さい配管については、原子炉格納容器の内側又は外側に少なくとも1個の隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。	ただし、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管、又は原子炉格納容器外側で閉じた系を構成した管で、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に、原子炉格納容器内で水封が維持され、かつ、原子炉格納容器外へ導かれた漏えい水による放射性物質の放出量が、原子炉冷却材喪失事故の原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べ十分小さい配管については、原子炉格納容器の内側又は外側に少なくとも1個の隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。【44条10】	—	— (変更なし)
原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管に設置する隔離弁は、遠隔操作にて閉止可能な弁を設置することも可能とする。	原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管に設置する隔離弁は、遠隔操作にて閉止可能な弁を設置することも可能とする。【44条11】	—	— (変更なし)
貫通箇所の内側又は外側に設置する隔離弁は、一方の側の設置箇所における管であって、湿気や水滴等により駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある箇所、配管が狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所に設置できないことによりその機能が著しく低下するような箇所には、貫通箇所の外側であって近接した箇所に2個の隔離弁を設ける設計とする。	貫通箇所の内側又は外側に設置する隔離弁は、一方の側の設置箇所における管であって、湿気や水滴等により駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある箇所、配管が狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所に設置できないことによりその機能が著しく低下するような箇所には、貫通箇所の外側であって近接した箇所に2個の隔離弁を設ける設計とする。【44条12】	—	— (変更なし)
	原子炉格納容器を貫通する配管には、圧力開放板を	VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明	3. 原子炉格納施設の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	設けない設計とする。【44条13】	書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.2 設計基準事故時における設計条件 4.2.9 原子炉格納容器隔離弁	3.2 原子炉格納容器隔離弁に係る設計
設計基準事故の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）で原子炉格納容器を貫通する配管，その他隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり，かつ，当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合は，自動隔離弁を設けない設計とする。 ただし，原則遠隔操作が可能であり，設計基準事故時に容易に閉鎖可能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。	設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）で原子炉格納容器を貫通する配管，その他隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり，かつ，当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合は，自動隔離弁を設けない設計とする。 ただし，原則遠隔操作が可能であり，設計基準事故時及び重大事故等時に容易に閉鎖可能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。【44条14】	VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.2 設計基準事故時における設計条件 4.2.9 原子炉格納容器隔離弁	3. 原子炉格納施設の設計 3.2 原子炉格納容器隔離弁に係る設計
	また，重大事故等時に使用する窒素ガス制御系の隔離弁については，設計基準事故時の隔離機能の確保を考慮し自動隔離弁とし，重大事故等時に容易に開可能な設計とする。【44条15】	VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.2 設計基準事故時における設計条件 4.2.9 原子炉格納容器隔離弁	3. 原子炉格納施設の設計 3.2 原子炉格納容器隔離弁に係る設計
原子炉格納容器を貫通する計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する小口径配管であって特に隔離弁を設けない場合には，隔離弁を設置したものと同等の隔離機能を有する設計とする。	原子炉格納容器を貫通する計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する小口径配管であって特に隔離弁を設けない場合には，隔離弁を設置したものと同等の隔離機能を有する設計とする。【44条16】	—	— (変更なし)
原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される原子炉格納容器を貫通する計測系配管に隔離弁を設けない場合は，オリフィス又は過流量防止逆止弁を設置し，流出量抑制対策を講じる設計とする。	原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される原子炉格納容器を貫通する計測系配管に隔離弁を設けない場合は，オリフィス又は過流量防止逆止弁を設置し，流出量抑制対策を講じる設計とする。【44条17】	—	— (変更なし)
隔離弁は，閉止後に駆動動力源が喪失した場合においても閉止状態が維持され隔離機能が喪失しない設計とする。また，隔離弁のうち，隔離信号で自動閉止するものは，隔離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。	隔離弁は，閉止後に駆動動力源が喪失した場合においても閉止状態が維持され隔離機能が喪失しない設計とする。また，隔離弁のうち，隔離信号で自動閉止するものは，隔離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。【44条18】	—	— (変更なし)
隔離弁は，想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として，判定基準に適切な余	隔離弁は，想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として，判定基準に適切な余	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203)に定める漏えい試験のうちC種試験ができる設計とする。また、隔離弁は動作試験ができる設計とする。	裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203)に定める漏えい試験のうちC種試験ができる設計とする。また、隔離弁は動作試験ができる設計とする。【44条19】		
2. 原子炉建物 2.1 原子炉建物原子炉棟等 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)を設置する。	2. 原子炉建物 2.1 原子炉建物原子炉棟等 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)を設置する。【44条22】	—	— (変更なし)
原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)は、原子炉格納容器を完全に囲む構造となっており、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。	原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)は、原子炉格納容器を完全に囲む構造となっており、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。【44条23】	—	— (変更なし)
原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)に開口部を設ける場合には、気密性を確保する設計とする。	原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)に開口部を設ける場合には、気密性を確保する設計とする。【44条26】	—	— (変更なし)
新燃料貯蔵庫及び燃料プールは、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)内に設置する。	新燃料貯蔵庫及び燃料プールは、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)内に設置する。【26条50】	—	— (変更なし)
	原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる設計とする。原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)の気密バウンダリの一部として原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)に設置する主	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉格納施設) VI-1-1-7-別添4 ブローアウトパネル関連設備の設	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	蒸気管トンネル室ブローアウトパネル（浸水防護施設の設備で兼用）は、閉状態の維持が可能な設計とする。 【74条26】	計方針 6. 機能設計 7. 構造強度設計 7.3 機能維持の方針 7.3.2 MS トンネル室BOP 構造図 8.2 原子炉建物	関する設計 4. その他原子炉格納施設に係る設計 4.3 ブローアウトパネル関連設備の設計
3. 圧力低減設備その他の安全設備 3.1 真空破壊装置 原子炉冷却材喪失事故後、ドライウェル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より低下した場合にドライウェルとサブプレッションチェンバ間に設置された8個の真空破壊装置が、圧力差により自動的に働き、サブプレッションチェンバのプール水の逆流及びドライウェルの外圧による破損を防止できる設計とする。	3. 圧力低減設備その他の安全設備 3.1 真空破壊装置 原子炉冷却材喪失事故後、ドライウェル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より低下した場合にドライウェルとサブプレッションチェンバ間に設置された8個の真空破壊装置が、圧力差により自動的に働き、サブプレッションチェンバのプール水の逆流及びドライウェルの外圧による破損を防止できる設計とする。【20条25】	—	— (変更なし)
なお、発電用原子炉の運転時に原子炉格納容器に窒素を充てんしていることなどから、原子炉格納容器外面に受ける圧力が設計を超えることはない。	なお、発電用原子炉の運転時に原子炉格納容器に窒素を充てんしていることなどから、原子炉格納容器外面に受ける圧力が設計を超えることはない。【20条26】	—	— (変更なし)
	想定される重大事故等時において、ドライウェル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、ドライウェルとサブプレッションチェンバ間に設置された8個の真空破壊装置が、圧力差により自動的に働き、サブプレッションチェンバのプール水の逆流及びドライウェルの外圧による破損を防止できる設計とする。【57条24】【63条16】【63条43】【63条51】【64条5】【64条10】【64条17】【64条24】【64条38】【64条43】【65条12】【65条27】【66条8】【66条15】【67条11】【67条26】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.1 真空破壊装置及びベントヘッダ並びにダウン カマ 構造図 8.3.1 真空破壊装置及びベントヘッダ並びにダウン カマ	1. 共通的に適用される設計 3. 原子炉格納施設の設計 3.6 真空破壊装置の設計
3.2 原子炉格納容器安全設備 3.2.1 原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系	3.2 原子炉格納容器安全設備 3.2.1 原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
(格納容器冷却モード) 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備として、残留熱除去系(格納容器冷却モード)を設ける設計とする。	(格納容器冷却モード) 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備として、残留熱除去系(格納容器冷却モード)を設ける設計とする。【44条28】		
残留熱除去系(格納容器冷却モード)は、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定した場合でも、放出されるエネルギーによる設計基準事故時の原子炉格納容器内圧力、温度が最高使用圧力、最高使用温度を超えないようにし、かつ、原子炉格納容器の内圧を速やかに下げて低く維持することにより、放射性物質の外部への漏えいを少なくする設計とする。	残留熱除去系(格納容器冷却モード)は、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定した場合でも、放出されるエネルギーによる設計基準事故時の原子炉格納容器内圧力、温度が最高使用圧力、最高使用温度を超えないようにし、かつ、原子炉格納容器の内圧を速やかに下げて低く維持することにより、放射性物質の外部への漏えいを少なくする設計とする。【44条29】	—	— (変更なし)
原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として残留熱除去系(格納容器冷却モード)を設置する。	原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として残留熱除去系(格納容器冷却モード)を設置する。【44条22】	—	— (変更なし)
残留熱除去系(格納容器冷却モード)は、原子炉冷却材喪失事故時に、サプレッションチェンバのプール水をドライウエル内及びサプレッションチェンバ内にスプレーすることにより、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。	残留熱除去系(格納容器冷却モード)は、原子炉冷却材喪失事故時に、サプレッションチェンバのプール水をドライウエル内及びサプレッションチェンバ内にスプレーすることにより、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。【44条27】	—	— (変更なし)
原子炉格納容器安全設備のうち、サプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)」(平成20・02・12	原子炉格納容器安全設備のうち、サプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)」(平成20・02・12	VI-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書 3. 評価 3.4 評価方法 3.4.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効NPSH 評価方法	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.2 各機器固有の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
原院第5号(平成20年2月27日原子力安全・保安院制定))によるろ過装置の性能評価により、設計基準事故時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。	原院第5号(平成20年2月27日原子力安全・保安院制定))によるろ過装置の性能評価により、設計基準事故時及び重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。【44条30】【54条31】		
残留熱除去系(格納容器冷却モード)の仕様は、設置(変更)許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。	残留熱除去系(格納容器冷却モード)の仕様は、設置(変更)許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。【44条31】	—	— (変更なし)
残留熱除去系(格納容器冷却モード)は、テストラインを構成することにより、発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また、設計基準事故時に動作する弁については、残留熱除去ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。	残留熱除去系(格納容器冷却モード)は、テストラインを構成することにより、発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また、設計基準事故時に動作する弁については、残留熱除去ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。【44条33】	—	— (変更なし)
	原子炉格納容器内の冷却等のための設備として、想定される重大事故等時ににおいて、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器冷却モード)が使用できる場合は重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用できる設計とする。【64条18】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉冷却系統施設)</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉格納施設)</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p> <p>原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>8.3.2.1 原子炉格納容器スプレイ設備(残留熱除去</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		系（格納容器冷却モード） 原子炉格納施設系統図 8.3.2.1 原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード））	
	炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備のうち、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により復旧できる設計とする。 【64条13】	VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.2 各機器固有の設計
	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により復旧できる設計とする。 【64条34】	VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.2 各機器固有の設計
	残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプによりサプレッションチェンバのプール水をドライウェル内及びサプレッションチェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。 【64条14】【64条35】	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		構造図 4.3.1 残留熱除去系 8.1 原子炉格納容器	20.2.2 各機器固有の設計
	残留熱除去系（格納容器冷却モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【64条57】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.2.1 原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード）） 原子炉格納施設系統図 8.3.2.1 原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード）） 構造図 8.1 原子炉格納容器	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ
	残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、設計基準事故対処設備であるとともに重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。【64条19】	—	— (冒頭宣言)
	(1) 単一故障に係る設計 重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする残留熱除去系（格納容器冷却モード）の原子炉格納容器スプレイ管（サブプレッションチェンバスプレイ管）については、想定される最も過酷な単一故障の条件とし	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.6 原子炉格納施設	4. その他原子炉格納施設に係る設計 4.1 放射性物質濃度低減設備の単一故障に係る設備 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 11. 健全性に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	て、配管1箇所の全周破断を想定した場合においても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。 【14条9】		
	また、このような場合においても、残留熱除去系の1系統をドライウェルスプレイ、もう1系統をサブプレッションプール水冷却モードで運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。【14条9】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.6 原子炉格納施設	4. その他原子炉格納施設に係る設計 4.1 放射性物質濃度低減設備の単一故障に係る設備 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 11. 健全性に関する設計
	3.2.2 原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）） 原子炉格納容器内の冷却等のための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。【64条25】	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 4.3.1 残留熱除去系 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.2.2 原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）） 原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.2 原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備のうち、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により復旧できる設計とする。【64条20】	VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.2 各機器固有の設計
	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により復旧できる設計とする。【64条39】	VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.2 各機器固有の設計
	残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器により、サブプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。【64条21】【64条40】	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能 構造図 4.3.1 残留熱除去系 8.1 原子炉格納容器	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 20.2.2 各機器固有の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の流路として，設計基準対象施設である原子炉格納容器，原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【64条58】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>8.3.2.2 原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））</p> <p>原子炉格納施設系統図</p> <p>8.3.2.2 原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））</p> <p>構造図</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p>
	<p>残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は，設計基準事故対処設備であるとともに重大事故等時においても使用するため，重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし，多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから，重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性，位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。【64条26】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>原子炉格納容器安全設備のうち，サブプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに，冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により，重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても，正常に機能する能力を有する設計とする。【54条31】</p>	<p>VI-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書</p> <p>3. 評価</p> <p>3.4 評価方法</p> <p>3.4.1 サブプレッションプールを水源とするポンプの有効NPSH 評価方法</p>	<p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.2 各機器固有の設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>3.2.3 格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器の冷却</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を設ける設計とする。【64条1】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式－1</p> <p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式－1</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>(1) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備のうち、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が機能喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式－1</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。【64条2】【64条11】	<p>4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図</p> <p>8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系</p> <p>構造図</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p> <p>4.4.5 低圧原子炉代替注水系</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p>	<p>用する機能の確認</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が機能喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。【64条27】【64条32】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設的设计条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図</p> <p>8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系</p> <p>構造図</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p> <p>4.4.5 低圧原子炉代替注水系</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	格納容器代替スプレイ系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が	VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	可能な設計とする。また、系統構成に使用する電動弁は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 【64条3】【64条28】	4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能 単線結線図	20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.2 各機器固有の設計 VI-1-10-9 「非常用電源設備」の様式－1 2.1 非常用発電装置
	格納容器代替スプレイ系（常設）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【64条55】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系 原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系 構造図 8.1 原子炉格納容器	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ
	格納容器代替スプレイ系（常設）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。【64条44】	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式－1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計
	原子炉格納容器安全設備のうち、低圧原子炉代替注	VI-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式－1

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	水槽を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、低圧原子炉代替注水槽の圧力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。【54条34】	<p>備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書</p> <p>3. 評価</p> <p>3.5 評価結果</p> <p>3.5.1 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効NPSH 評価結果</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.2 各機器固有の設計</p>
	a. 多様性, 位置的分散及び独立性 格納容器代替スプレイ系(常設)は、残留熱除去系(格納容器冷却モード)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動できることで、非常用所内電気設備を経由した非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去ポンプを用いた残留熱除去系(格納容器冷却モード)に対して多様性を有する設計とする。【64条45】	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>3. 系統施設ごとの設計上の考慮</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>11. 健全性に関する設計</p>
	格納容器代替スプレイ系(常設)の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器代替スプレイ系(常設)の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。【64条46】	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>3. 系統施設ごとの設計上の考慮</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>11. 健全性に関する設計</p>
	また、格納容器代替スプレイ系(常設)は、低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで、サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系(格納容器冷却モード)に対して異なる水源を有する設計とする。低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及びサプレッションチェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。【64条47】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉冷却系統施設)</p> <p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>3. 系統施設ごとの設計上の考慮</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>11. 健全性に関する設計</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
		原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系	
	格納容器代替スプレイ系（常設）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。【64条53】	原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ
	これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器代替スプレイ系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。【64条54】	—	— (冒頭宣言)
	(2) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却 炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備のうち、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を經由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。【64条6】【64条12】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能 原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系 構造図	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式－1 2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式－1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
		3.2.2 燃料プールのスプレイ系 4.3.1 残留熱除去系 8.1 原子炉格納容器	20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計
	炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を經由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。【64条29】【64条33】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能 原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系 構造図 3.2.2 燃料プールのスプレイ系 4.3.1 残留熱除去系 8.1 原子炉格納容器	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式－1 2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式－1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）のうち系統構成に使用する電動弁は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。【64条7】【64条	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明	VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式－1 2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	30】	<p>書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能</p> <p>単線結線図</p> <p>1.4 単線結線図</p> <p>構造図</p> <p>3.2.2 燃料プールスプレイ系</p>	<p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.2 各機器固有の設計</p> <p>VI-1-10-9 「非常用電源設備」の様式-1</p> <p>2.1 非常用発電装置</p>
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【64条56】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図</p> <p>8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系</p> <p>構造図</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p>
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。【64条44】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式-1</p> <p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設的设计条件 4.3 重大事故等時における设计条件 4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能	する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計
	原子炉格納容器安全設備のうち、輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）、海を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）、海の圧力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。【54条33】	VI-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書 3. 評価 3.5 評価結果 3.5.1 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効NPSH 評価結果	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.2 各機器固有の設計
	a. 多様性、位置的分散及び独立性 格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び格納容器代替スプレイ系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び格納容器代替スプレイ系（常設）に対して多様性を有する設計とする。【64条48】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.6 原子炉格納施設	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 11. 健全性に関する設計
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由し	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.6 原子炉格納施設	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 11. 健全性に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	て給電する系統に対して独立性を有する設計とする。 【64条49】		
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車は、代替淡水源を水源とすることで、サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び低圧原子炉代替注水槽を水源とする格納容器代替スプレイ系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。【64条50】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.6 原子炉格納施設	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 11. 健全性に係る設計
	大量送水車は、原子炉建物及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。【64条51】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系	VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式-1 2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。【64条52】	原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。【64条53】	原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ
	これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。【64条54】	—	— (冒頭宣言)
	3.2.4 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な	要目表 VI-1-1-5-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉本体）	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、残留熱代替除去系を設ける設計とする。【65条1】</p>	<p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>8.3.2.6 残留熱代替除去系</p>	<p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>4. その他原子炉格納施設に係る設計</p> <p>4.6 残留熱代替除去系の設計</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1</p> <p>4. 原子炉本体の兼用に関する設計</p> <p>4.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式－1</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>残留熱代替除去系は、残留熱代替除去ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して、原子炉压力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。【65条2】</p> <p>また、本系統に使用する冷却水は、原子炉補機代替冷却系により冷却できる設計とする。【65条5】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉本体）</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>4. その他原子炉格納施設に係る設計</p> <p>4.6 残留熱代替除去系の設計</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1</p> <p>4. 原子炉本体の兼用に関する設計</p> <p>4.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.2.6 残留熱代替除去系 原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.6 残留熱代替除去系 構造図 2. 原子炉本体 4.3.1 残留熱除去系 8.1 原子炉格納容器	4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計
	原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに、ベント管を経て、サブプレッションチェンバに戻ることで循環できる設計とする。【65条3】	VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能 原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.6 残留熱代替除去系	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ 4. その他原子炉格納施設に係る設計 4.6 残留熱代替除去系の設計
	残留熱代替除去系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。【65条4】	VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能 単線結線図	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.2 各機器固有の設計
	残留熱代替除去系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物、原子炉格納容器、原子炉格納容器(サブプレッションチェンバ)及び配管貫通部を重大事故等	要目表 VI-1-1-5-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉本体)	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【65条10】</p>	<p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>VI-3-別添 7-1 原子炉圧力容器内部構造物の強度計算書</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>8.3.2.6 残留熱代替除去系</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図</p> <p>8.3.2.6 残留熱代替除去系</p> <p>構造図</p> <p>2. 原子炉本体</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p>	<p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式-1</p> <p>1. 共通的に適用される設計</p> <p>4. 原子炉本体の兼用に関する設計</p> <p>4.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>原子炉格納容器安全設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。【54条31】</p>	<p>VI-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書</p> <p>3. 評価</p> <p>3.5 評価結果</p> <p>3.5.1 サプレッションプールを水源とするポンプの有効NPSH 評価結果</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.2 各機器固有の設計</p>
	<p>(1) 多様性、位置的分散及び独立性</p> <p>残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p>	<p>3. 原子炉格納施設の設計</p> <p>3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>原理の異なる冷却手段及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。【65条32】</p> <p>残留熱代替除去系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。【65条33】</p>	<p>3. 系統施設ごとの設計上の考慮</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p> <p>VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>2. 系統設計</p> <p>2.1 設計方針</p>	<p>3.4.2 格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出に関する設計</p> <p>4. その他原子炉格納施設に係る設計</p> <p>4.6 残留熱代替除去系の設計</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>11. 健全性に関する設計</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.2 各機器固有の設計</p>
	<p>残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物附属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に設置し、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。【65条36】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>3. 系統施設ごとの設計上の考慮</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p> <p>VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>2. 系統設計</p> <p>2.1 設計方針</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>8.3.2.6 残留熱代替除去系</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>3. 原子炉格納施設の設計</p> <p>3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計</p> <p>3.4.2 格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出に関する設計</p> <p>4. その他原子炉格納施設に係る設計</p> <p>4.6 残留熱代替除去系の設計</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。【65条37】</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>3. 系統施設ごとの設計上の考慮</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p> <p>VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>2. 系統設計</p> <p>2.1 設計方針</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図</p> <p>8.3.2.6 残留熱代替除去系</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>3. 原子炉格納施設の設計</p> <p>3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計</p> <p>3.4.2 格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出に関する設計</p> <p>4. その他原子炉格納施設に係る設計</p> <p>4.6 残留熱代替除去系の設計</p>
	<p>これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。【65条38】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>3.2.5 ペDESTAL代替注水系による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、ペDESTAL代替注水系（常設）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p>また、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下するまでに、原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保し、落下した熔融炉心の冷却が可能な設計とする。【66条1】</p> <p>なお、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合に、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制するため、コリウムシールドを設ける設計とする。【66条2】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故時における設計条件</p> <p>4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>4. その他原子炉格納施設に係る設計</p> <p>4.4 コリウムシールドの設計</p> <p>VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式－1</p> <p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式－1</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
		VI-1-8-1-別添2 コリウムシールドの設計 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系 8.3.2.4 ペDESTAL代替注水系	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計
	(1) ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として使用するペDESTAL代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウエル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ流入し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。【66条3】	要目表 VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設的设计条件 4.3 重大事故時における设计条件 4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能 原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.4 ペDESTAL代替注水系 構造図 4.4.5 低圧原子炉代替注水系 8.1 原子炉格納容器	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ 4. その他原子炉格納施設に係る設計 4.4 コリウムシールドの設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式－1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計
	ペDESTAL代替注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に使用する電動弁は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。【66条4】	VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設的设计条件 4.3 重大事故等時における设计条件 4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式－1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.2 各機器固有の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		単線結線図	
	ペDESTAL代替注水系（常設）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【66条5】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.2.4 ペDESTAL代替注水系 原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.4 ペDESTAL代替注水系 構造図 8.1 原子炉格納容器	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ
	コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。コリウムシールドは、寸法が厚さ0.13m以上、材料がジルコニア（ZrO ₂ ）、個数が1個の設計とする。【66条6】	VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能 VI-1-8-1-別添2 コリウムシールドの設計 3. コリウムシールド構造 3.2 コリウムシールド基本構造 3.3 コリウムシールド各部寸法 3.4 スリット部の構造について 構造図 8.1 原子炉格納容器	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 4. その他原子炉格納施設に係る設計 4.4 コリウムシールドの設計
	原子炉格納容器安全設備のうち、低圧原子炉代替注水槽を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、低圧原子炉代替注水槽の圧力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。【54条	VI-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書 3. 評価 3.5 評価結果 3.5.1 サプレッションプールを除くタンク等を水源	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.2 各機器固有の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	33】	とするポンプの有効NPSH 評価結果	
	<p>(2) ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として使用するペDESTAL代替注水系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水をペDESTAL代替注水系を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。【66条9】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図</p> <p>8.3.2.4 ペDESTAL代替注水系</p> <p>構造図</p> <p>3.2.2 燃料プールのプレイ系</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>4. その他原子炉格納施設に係る設計</p> <p>4.4 コリウムシールドの設計</p> <p>VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式-1</p> <p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>
	<p>ペDESTAL代替注水系（可搬型）のうち系統構成に使用する電動弁は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。【66条10】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能</p>	<p>VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式-1</p> <p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-9 「非常用電源設備」の様式-1</p> <p>2.1 非常用発電装置</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		単線結線図 1.4 単線結線図 構造図 3.2.2 燃料プールのプレイ系	
	ペDESTAL代替注水系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【66条11】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.2.4 ペDESTAL代替注水系 原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.4 ペDESTAL代替注水系 構造図 8.1 原子炉格納容器	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ
	コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。コリウムシールドは、寸法が厚さ0.13m以上、材料がジルコニア（ZrO ₂ ）、個数が1個の設計とする。【66条13】	VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能 VI-1-8-1-別添2 コリウムシールドの設計 3. コリウムシールド構造 3.2 コリウムシールド基本構造 3.3 コリウムシールド各部寸法 3.4 スリット部の構造について 構造図 8.1 原子炉格納容器	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 4. その他原子炉格納施設に係る設計 4.4 コリウムシールドの設計
	原子炉格納容器安全設備のうち、輪谷貯水槽（西	VI-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	1), 輪谷貯水槽(西2), 海を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは, 輪谷貯水槽(西1), 輪谷貯水槽(西2), 海の圧力及び温度により, 想定される最も小さい有効吸込水頭においても, 正常に機能する能力を有する設計とする。【54条33】	<p>備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書</p> <p>3. 評価</p> <p>3.5 評価結果</p> <p>3.5.1 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効NPSH 評価結果</p>	<p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.2 各機器固有の設計</p>
	<p>(3) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系(可搬型)は, 大量送水車により, 代替淡水源の水を残留熱除去系を經由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ流入し, 熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに, 落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。【66条16】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設)</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉冷却系統施設)</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(原子炉格納施設)</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設的设计条件</p> <p>4.3 重大事故時における設計条件</p> <p>4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図</p> <p>8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系</p> <p>構造図</p> <p>3.2.2 燃料プールスプレイ系</p> <p>4.3.1 残留熱除去系</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>4. その他原子炉格納施設に係る設計</p> <p>4.4 コリウムシールドの設計</p> <p>VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式-1</p> <p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	格納容器代替スプレイ系(可搬型)のうち系統構成に使用する電動弁は, 代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備か	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説</p>	<p>VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式-1</p> <p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	らの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。 【66条17】	<p>明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能</p> <p>単線結線図</p> <p>1.4 単線結線図</p> <p>構造図</p> <p>3.2.2 燃料プールのスプレイ系</p>	<p>する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.2 各機器固有の設計</p> <p>VI-1-10-9 「非常用電源設備」の様式-1</p> <p>2.1 非常用発電装置</p>
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【66条18】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図</p> <p>8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系</p> <p>構造図</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p>
	コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンブ及びドライウェル床ドレンサンブへの熔融炉心の流入を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。コリウムシールドは、寸法が厚さ0.13m以上、材料がジルコニア（ZrO ₂ ）、個数が1個の設計とする。【66条19】	<p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>4. その他原子炉格納施設に係る設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		VI-1-8-1-別添2 コリウムシールドの設計 3. コリウムシールド構造 3.2 コリウムシールド基本構造 3.3 コリウムシールド各部寸法 3.4 スリット部の構造について 構造図 8.1 原子炉格納容器	4.4 コリウムシールドの設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の様式等に関する設計
	原子炉格納容器安全設備のうち、輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）、海を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）、海の圧力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。【54条33】	VI-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書 3. 評価 3.5 評価結果 3.5.1 サプレッションプールを除くタンク等を水源とするポンプの有効NPSH 評価結果	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.2 各機器固有の設計
	(4) 多様性、位置的分散及び独立性 ペDESTAL代替注水系（常設）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車をディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。【66条38】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.6 原子炉格納施設	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 11. 健全性に係る設計
	ペDESTAL代替注水系（常設）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、ペDESTAL代替注水系（常設）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.6 原子炉格納施設	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 11. 健全性に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>する設計とする。【66条39】</p> <p>また、ペDESTAL代替注水系（常設）は低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで、代替淡水源を水源とするペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）に対して、異なる水源を有する設計とする。【66条40】</p>		
	<p>さらに、ペDESTAL代替注水系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、原子炉格納容器スプレイ管によるドライウェル内へのスプレイにより原子炉格納容器下部へ注水することで、原子炉格納容器下部に直接注水するペDESTAL代替注水系（可搬型）の流路に対して独立性を有する設計とする。【66条45】</p>	<p>VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.2 重大事故等時における基本方針</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図</p> <p>8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系</p> <p>8.3.2.4 ペDESTAL代替注水系</p>	<p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>11. 健全性に係る設計</p>
	<p>低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、大量送水車は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。【66条41】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>8.3.2.4 ペDESTAL代替注水系</p>	<p>VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式-1</p> <p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、ペデ</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>3. 系統施設ごとの設計上の考慮</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p>	<p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>11. 健全性に係る設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	スタル代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を經由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を經由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。【66条42】		
	大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。【66条43】	原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.2.3 格納容器代替スプレイ系 8.3.2.4 ペDESTAL代替注水系	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計
	これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、ペDESTAL代替注水系（常設）並びにペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。【66条44】	—	— (冒頭宣言)
	3.2.6 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための原子炉圧力容器への注水及び注入 (1) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（常設）を設ける設計とする。なお、 <u>この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</u> 【66条20】	要目表 VI-1-1-5-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉本体） VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式-1 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
		8.3.2.8 低圧原子炉代替注水系 8.3.2.9 ほう酸水注入系 <下線部> 運用に関する記載であり，保安規定にて対応	20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 <下線部> —
	低圧原子炉代替注水系（常設）は，低圧原子炉代替注水ポンプにより，低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。【66条21】	要目表 VI-1-1-5-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉本体） VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能 4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.2.8 低圧原子炉代替注水系 原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.8 低圧原子炉代替注水系 構造図 2. 原子炉本体	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式－1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		4.3.1 残留熱除去系 8.1 原子炉格納容器	
	<p>低圧原子炉代替注水系（常設）は、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に使用する電動弁は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。【66条22】</p>	<p>単線結線図 1.4 単線結線図</p>	<p>VI-1-10-9 「非常用電源設備」の様式-1 2.1 非常用発電装置</p>
	<p>低圧原子炉代替注水系（常設）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【66条23】</p>	<p>要目表 VI-1-1-5-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉本体） VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-3-別添 7-1 原子炉圧力容器内部構造物の強度計算書 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.2.8 低圧原子炉代替注水系 原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.8 低圧原子炉代替注水系 構造図 2. 原子炉本体 8.1 原子炉格納容器</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式-1 1. 共通的に適用される設計 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>
	<p>(2) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（可</p>	<p>要目表 VI-1-1-5-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉本体）</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	搬型) を設ける設計とする。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。【66条24】	<p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>8.3.2.8 低圧原子炉代替注水系</p> <p>8.3.2.9 ほう酸水注入系</p> <p><下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>関する設計</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1</p> <p>4. 原子炉本体の兼用に関する設計</p> <p>4.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式－1</p> <p>2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式－1</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p><下線部> —</p>
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。【66条25】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉本体）</p> <p>VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設）</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設） VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.2.8 低圧原子炉代替注水系 原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.8 低圧原子炉代替注水系 構造図 2. 原子炉本体 3.2.2 燃料プールのプレイ系 4.3.1 残留熱除去系 8.1 原子炉格納容器	VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式-1 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式-1 2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち系統構成に使用する電動弁は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。【66条26】 大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。【66条27】	要目表 VI-1-1-5-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設） 単線結線図 1.4 単線結線図 構造図 3.2.2 燃料プールのプレイ系	VI-1-10-3 「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」の様式-1 2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-9 「非常用電源設備」の様式-1 2.1 非常用発電装置

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>低圧原子炉代替注水系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である原子炉压力容器、炉心支持構造物、原子炉压力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【66条29】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉本体）</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>VI-3-別添 7-1 原子炉压力容器内部構造物の強度計算書</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>8.3.2.8 低圧原子炉代替注水系</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図</p> <p>8.3.2.8 低圧原子炉代替注水系</p> <p>構造図</p> <p>2. 原子炉本体</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1</p> <p>1. 共通的に適用される設計</p> <p>4. 原子炉本体の兼用に関する設計</p> <p>4.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>
	<p>(3) 高圧原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、高圧原子炉代替注水系を設ける設計とする。なお、この場合は、<u>ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</u>【66条30】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉本体）</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1</p> <p>4. 原子炉本体の兼用に関する設計</p> <p>4.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式－1</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
		4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の 熔融炉心冷却機能 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.2.7 高圧原子炉代替注水系 8.3.2.9 ほう酸水注入系 <下線部> 運用に関する記載であり，保安規定にて対応	20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼 用する機能の確認 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕 様等に関する設計 <下線部> —
	高圧原子炉代替注水系は，蒸気タービン駆動ポンプ によりサプレッションチェンバのプール水を原子炉 隔離時冷却系等を経由して，原子炉圧力容器へ注水す ることで熔融炉心を冷却できる設計とする。【66条31】	要目表 VI-1-1-5-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説 明書（原子炉本体） VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説 明書（原子炉冷却系統施設） VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説 明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明 書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の 熔融炉心冷却機能 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.2.7 高圧原子炉代替注水系 原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.7 高圧原子炉代替注水系	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用 する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に 関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系 統図に関する取りまとめ VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用 する機能の確認 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式－1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼 用する機能の確認 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕 様等に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
		構造図 2. 原子炉本体 4.4.3 高圧原子炉代替注水系 8.1 原子炉格納容器	
	高圧原子炉代替注水系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室（「1，2号機共用」（以下同じ。））からの操作が可能な設計とする。【66条33】	単線結線図 1.4 単線結線図	VI-1-10-9 「非常用電源設備」の様式－1 2.1 非常用発電装置
	高圧原子炉代替注水系の流路として、設計基準対象施設である原子炉压力容器、炉心支持構造物、原子炉压力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【66条32】	要目表 VI-1-1-5-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉本体） VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-3-別添 7-1 原子炉压力容器内部構造物の強度計算書 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.2.7 高圧原子炉代替注水系 原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.7 高圧原子炉代替注水系 構造図 2. 原子炉本体 8.1 原子炉格納容器	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1 1. 共通的に適用される設計 4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	(4) ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入 炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を設ける設	要目表 VI-1-1-5-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉本体） VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>計とする。なお、この場合は、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び高圧原子炉代替注水系のいずれかによる原子炉压力容器への注水と並行して行う。【66条34】</u></p>	<p>明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>8.3.2.7 高圧原子炉代替注水系</p> <p>8.3.2.8 低圧原子炉代替注水系</p> <p>8.3.2.9 ほう酸水注入系</p> <p><下線部></p> <p>運用に関する記載であり，保安規定にて対応</p>	<p>関する設計</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式-1</p> <p>4. 原子炉本体の兼用に関する設計</p> <p>4.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計</p> <p>20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>VI-1-10-5 「計測制御系統施設」の様式-1</p> <p>2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p><下線部></p> <p>—</p>
	<p>ほう酸水注入系は，ほう酸水注入ポンプにより，ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水を原子炉压力容器へ注入することで，熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止する設計とする。【66条35】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉本体）</p> <p>VI-1-1-5-3 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉冷却系統施設）</p> <p>VI-1-1-5-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（計測制御系統施設）</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式-1</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
		VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設的设计条件 4.3 重大事故等時における设计条件 4.3.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却機能 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.2.9 ほう酸水注入系 原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.9 ほう酸水注入系 構造図 2. 原子炉本体 5.3.1 ほう酸水注入系 8.1 原子炉格納容器	4. 原子炉本体の兼用に関する設計 4.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式－1 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.1 兼用を含む原子炉冷却系統施設の機器の仕様等に関する設計 VI-1-10-5 「計測制御系統施設」の様式－1 2. 計測制御系統施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	ほう酸水注入系は、非常用ディーゼル発電設備に加え、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。【66条36】	単線結線図 1.4 単線結線図	VI-1-10-9 「非常用電源設備」の様式－1 2.1 非常用発電装置
	ほう酸水注入系の流路として、設計基準対象施設である原子炉压力容器、炉心支持構造物、原子炉压力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【66条37】	要目表 VI-1-1-5-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉本体） VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-3-別添 7-1 原子炉压力容器内部構造物の強度計	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
		<p>算書</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.2.9 ほう酸水注入系</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.9 ほう酸水注入系</p> <p>構造図 2. 原子炉本体 8.1 原子炉格納容器</p>	<p>VI-1-10-2 「原子炉本体」の様式－1</p> <p>1. 共通的に適用される設計</p> <p>4. 原子炉本体の兼用に関する設計</p> <p>4.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>4.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>
	<p>3.2.7 原子炉建物放水設備等</p> <p>(1) 原子炉建物放水設備による大気への拡散抑制及び航空機燃料火災対応</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備及び原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設備として、原子炉建物放水設備を設ける設計とする。【70条1】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書（別添）</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.8 重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.2.5 原子炉建物放水設備</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>4. その他原子炉格納施設に係る設計</p> <p>4.7 航空機燃料火災に関する設計</p>
	<p>a. 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車により海水を取水し、ホースを経由して放水砲から原子炉建物へ放水できる設計とする。【70条2】</p>	<p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.8 重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.5 原子炉建物放水設備	
	大型送水ポンプ車及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建物に向けて放水できる設計とする。【70条3】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.8 重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能 構造図 8.3.2.5 原子炉建物放水設備	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
	b. 航空機燃料火災への泡消火 原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として使用する原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車により海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建物周辺へ放水できる設計とする。【70条4】	VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.8 重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能 原子炉格納施設に係る系統図 8.3.2.5 原子炉建物放水設備	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ 4. その他原子炉格納施設に係る設計 4.7 航空機燃料火災に関する設計
	泡消火薬剤容器は、航空機燃料火災への泡消火に対応するために必要な容量の泡消火薬剤を保管できる設計とする。泡消火薬剤の保有量は、必要な容量である646ℓに対し余裕をみた5000ℓ確保し、故障時の予備用として1000ℓの計6000ℓを保管する。なお、泡消火薬剤容器の容量は1000ℓ/個であり、確保された泡消火薬剤5000ℓを1000ℓ毎に分け5個、予備用の泡消火薬剤1000ℓを1個の計6個を保管する。【70条5】	要目表 VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書（別添）	4. その他原子炉格納施設に係る設計 4.7 航空機燃料火災に関する設計
	(2) 海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の	—	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>拡散抑制</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋拡散抑制設備を設ける設計とする。【70条6】</p>		(冒頭宣言)
	<p>海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する海洋拡散抑制設備は、シルトフェンス（屋外に保管）（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用）、放射性物質吸着材（屋外に保管）（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用）等で構成し、シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する2箇所（2号機放水接合槽及び輪谷湾）に設置できる設計とし、輪谷湾は小型船舶（屋外に保管）個数1（予備1）（放射線管理施設の設備で兼用）により設置できる設計とする。【70条7】</p>	<p>VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書（別添）</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.8 重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>シルトフェンスは、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。必要数は、各設置場所に必要な幅に対してシルトフェンスを二重に設置することとし、2号機放水接合槽に計2本（高さ約10m、幅約10m）及び輪谷湾に計32本（高さ約7～20m（一重目は計16本（高さ約7m：3本、約10m：1本、約12m：2本、約14m：1本、約15m：2本、約16m：1本、約17m：1本、約18m：1本、約19m：2本、約20m：2本）、二重目は計16本（高さ約7m：3本、約10m：1本、約13m：2本、約15m：1本、約16m：1本、約17m：2本、約18m：1本、約19m：2本、約20m：3本）。）、幅約20m）を使用する設計とする。また、予備については、各設置場所に対して2本の計4本（2号機放水接合槽は2本（高さ約10m、幅約10m）、輪谷湾は2本（高さ約20m、幅約20m））を保管することとし、予備を含めた保有数として設置場所2箇所分の合計38本を保管する。【70条8】</p>	<p>VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書（別添）</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.8 重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	<p>放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、雨水</p>	<p>VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書（別添）</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	排水路集水桝3箇所に、約2280kg（雨水排水路集水桝（No. 3排水路））、約100kg（雨水排水路集水桝（2号機放水槽南））、約700kg（雨水排水路集水桝（2号機廃棄物処理建物南））を使用時に設置できる設計とする。 放射性物質吸着材は、各設置場所に必要となる保有量に加え、予備として約2280kgを保管する。【70条9】	VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.8 重大事故等時における放射性物質拡散抑制機能	する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計
3.3 放射性物質濃度制御設備 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として非常用ガス処理系を設置する。	3.3 放射性物質濃度制御設備 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として非常用ガス処理系を設置する。【44条22】	—	— (変更なし)
3.3.1 非常用ガス処理系 非常用ガス処理系は、湿分除去装置、粒子用高効率フィルタ、よう素用チャコールフィルタ等を含む非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタ及び非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタ並びに非常用ガス処理系排風機等から構成される。放射性物質の放出を伴う設計基準事故時には非常用ガス処理系で原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に保ちながら、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質を非常用ガス処理系を通して除去・低減した後、排気筒（非常用ガス処理系用）より放出できる設計とする。	3.3.1 非常用ガス処理系 非常用ガス処理系は、湿分除去装置、粒子用高効率フィルタ、よう素用チャコールフィルタ等を含む非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタ及び非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタ並びに非常用ガス処理系排風機等から構成される。放射性物質の放出を伴う設計基準事故時には非常用ガス処理系で原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に保ちながら、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質を非常用ガス処理系を通して除去・低減した後、排気筒（非常用ガス処理系用）より放出できる設計とする。【43条12】	—	— (変更なし)
非常用ガス処理系は、原子炉冷却材喪失事故時に想定する原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。	非常用ガス処理系は、原子炉冷却材喪失事故時に想定する原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。【44条24】	—	— (変更なし)
非常用ガス処理系のうち、非常用ガス処理系フィル	非常用ガス処理系のうち、非常用ガス処理系フィル	—	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
タ装置のよう素除去効率及び非常用ガス処理系の処理容量は、設置（変更）許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。	タ装置のよう素除去効率及び非常用ガス処理系の処理容量は、設置（変更）許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。【44条25】		(変更なし)
新燃料貯蔵庫及び燃料プールは、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、非常用ガス処理系により放射性物質の放出を低減できる設計とする。	新燃料貯蔵庫及び燃料プールは、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、非常用ガス処理系により放射性物質の放出を低減できる設計とする。【26条50】	—	— (変更なし)
	炉心の著しい損傷が発生した場合に、非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機により原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒（非常用ガス処理系用）から排気し、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減させることで、中央制御室にとどまる運転員の被ばくを低減することができる設計とする。【74条22】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射性廃棄物の廃棄施設）</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>8.2 原子炉建物</p> <p>8.3.3.1 非常用ガス処理系</p> <p>放射性廃棄物の廃棄施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>6.1.1 排気筒</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図</p> <p>8.3.3.1 非常用ガス処理系</p> <p>構造図</p> <p>6.1.1 排気筒</p> <p>8.2 原子炉建物</p> <p>8.3.3.1 非常用ガス処理系</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>4. その他原子炉格納施設に係る設計</p> <p>4.2 非常用ガス処理系の設計</p> <p>VI-1-10-6 「放射性廃棄物の廃棄施設」の様式－1</p> <p>3. 放射性廃棄物の廃棄施設の兼用に関する設計</p> <p>3.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>3.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>
	炉心の著しい損傷が発生し、非常用ガス処理系を起動する際に、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネ	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	<p>4. その他原子炉格納施設に係る設計</p> <p>4.3 ブローアウトパネル関連設備の設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	ル（原子炉冷却系統施設の設備，浸水防護施設の設備で兼用）を閉止する必要がある場合には，中央制御室から原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置（個数 2）を操作し，容易かつ確実に閉止できる設計とする。また，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は現場においても，人力により操作できる設計とする。【74 条 25】	<p>3. 系統施設ごとの設計上の考慮</p> <p>3.6 原子炉格納施設</p> <p>VI-1-1-7-別添 4 ブローアウトパネル関連設備の設計方針</p> <p>6. 機能設計</p> <p>7. 構造強度設計</p> <p>7.3 機能維持の方針</p> <p>7.3.3 BOP 閉止装置</p>	
	非常用ガス処理系は，非常用ディーゼル発電設備に加えて，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。【74 条 23】	<p>VI-1-1-7-別添 4 ブローアウトパネル関連設備の設計方針</p> <p>6. 機能設計</p> <p>VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.1.2 重大事故等対象設備</p> <p>3.3 ガスタービン発電機</p> <p>単線結線図</p> <p>1.4 単線結線図</p>	<p>4. その他原子炉格納施設に係る設計</p> <p>4.3 ブローアウトパネル関連設備の設計</p> <p>VI-1-10-9 「非常用電源設備」の様式-1</p> <p>2.1 非常用発電装置</p>
	非常用ガス処理系の流路として，設計基準対象施設である非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタ，非常用ガス処理系後置ガス処置装置フィルタ，排気筒（非常用ガス処理系用），原子炉建物原子炉棟（二次格納施設），原子炉建物機器搬出入口及び原子炉建物エアロックを重大事故等対処設備として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【74 条 24】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（放射性廃棄物の廃棄施設）</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>8.2 原子炉建物</p> <p>8.3.3.1 非常用ガス処理系</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>4. その他原子炉格納施設に係る設計</p> <p>4.2 非常用ガス処理系の設計</p> <p>VI-1-10-6 「放射性廃棄物の廃棄施設」の様式-1</p> <p>3. 放射性廃棄物の廃棄施設の兼用に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		8.3.3.1 非常用ガス処理系 構造図 6.1.1 排気筒 8.3.3.1 非常用ガス処理系 8.2 原子炉建物	3.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 3.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	(1) 単一故障に係る設計 重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする非常用ガス処理系の配管の一部については、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する単一故障のうち、想定される最も過酷な条件として、配管については全周破断を想定しても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。【14条7】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆に対する放射線被ばくは、保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価し、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を下回ることを確認する。また、単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する2日間を考慮し、修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。 単一設計とする箇所の設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。【14条8】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.6 原子炉格納施設	4. その他原子炉格納施設に係る設計 4.1 放射性物質濃度低減設備の単一故障に係る設備 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 11. 健全性に係る設計
3.4 可燃性ガス濃度制御設備 3.4.1 可燃性ガス濃度制御系による可燃性ガス濃度の抑制	3.4 可燃性ガス濃度制御設備 3.4.1 可燃性ガス濃度制御系による可燃性ガス濃度の抑制	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応を防止するため、可燃性ガス濃度制御系を設け、窒素ガス制御系により原子炉格納容器内に窒素を充てんすることとあいまって、可燃限界に達しないための制限値である水素濃度 4vol%未満又は酸素濃度 5vol%未満に維持できる設計とする。	原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応を防止するため、可燃性ガス濃度制御系を設け、窒素ガス制御系により原子炉格納容器内に窒素を充てんすることとあいまって、可燃限界に達しないための制限値である水素濃度 4vol%未満又は酸素濃度 5vol%未満に維持できる設計とする。 【44条20】		
	3.4.2 静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、水素濃度制御設備である静的触媒式水素処理装置を設ける設計とする。【68条1】	—	— (冒頭宣言)
	静的触媒式水素処理装置は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の水素爆発を防止できる設計とする。 また、試験により性能及び耐環境性が確認された型式品を設置する設計とする。静的触媒式水素処理装置は、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした水素が滞留すると想定される原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）4階に設置することとし、静的触媒式水素処理装置の触媒反応時の高温ガスの排出が重大事故等時の対処に重要な計器・機器に悪影響がないよう離隔距離を設ける設計とする。【68条2】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計 4.2 原子炉建物等の破損を防止するための水素濃度低減設備 4.2.1 静的触媒式水素処理装置 4.3 水素濃度低減設備に係る電源 4.3.5 静的触媒式水素処理装置 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.3.2 原子炉建物水素濃度抑制設備 構造図	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 3. 原子炉格納施設の設計 3.5 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		8.3.3.2 原子炉建物水素濃度抑制設備	
	静的触媒式水素処理装置の流路として、設計基準対象施設である原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）、原子炉建物機器搬出入口及び原子炉建物エアロックを重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【68条7】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>8.2 原子炉建物</p> <p>8.3.3.1 非常用ガス処理系</p> <p>8.3.3.2 原子炉建物水素濃度抑制設備</p> <p>構造図</p> <p>8.2 原子炉建物</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p>
	3.4.3 窒素ガス代替注入系による可燃性ガス濃度の抑制 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、窒素ガス代替注入系を設ける設計とする。【67条1】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備</p> <p>2.1.2 窒素ガス代替注入系</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>8.3.3.3 窒素ガス代替注入系</p> <p>構造図</p> <p>8.3.3.3 窒素ガス代替注入系</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>3. 原子炉格納施設の設計</p> <p>3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計</p>
	窒素ガス代替注入系は、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給することで、	要目表	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満にすることが可能な設計とする。【67条5】	<p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能</p> <p>VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計</p> <p>4.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備</p> <p>4.1.2 窒素ガス代替注入系</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図</p> <p>8.3.3.3 窒素ガス代替注入系</p> <p>構造図</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p> <p>8.3.3.3 窒素ガス代替注入系</p>	<p>する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系図に関する取りまとめ</p> <p>3. 原子炉格納施設の設計</p> <p>3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計</p>
	可搬式窒素供給装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。【67条9】	<p>VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備</p> <p>2.1.2 窒素ガス代替注入系</p> <p>4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計</p> <p>4.3 水素濃度低減設備に係る電源</p> <p>4.3.2 窒素ガス代替注入系</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.2 各機器固有の設計</p>
	窒素ガス代替注入系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故	要目表	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>【67条9】</p>	<p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p> <p>8.3.3.3 窒素ガス代替注入系</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p> <p>8.3.3.3 窒素ガス代替注入系</p> <p>構造図</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p>	<p>する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p>
	<p>3.4.4 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるように、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備として、格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。【67条2】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能</p> <p>VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備</p> <p>2.1.3 格納容器フィルタベント系</p> <p>4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計</p> <p>4.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>3. 原子炉格納施設の設計</p> <p>3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計</p> <p>3.4.2 格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出に関する設計</p> <p>4. その他原子炉格納施設に係る設計</p> <p>4.2 非常用ガス処理系の設計</p> <p>VI-1-10-6 「放射性廃棄物の廃棄施設」の様式-1</p> <p>3. 放射性廃棄物の廃棄施設の兼用に関する設計</p> <p>3.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>3.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		4.1.3 格納容器フィルタベント系 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.3.1 非常用ガス処理系 8.3.3.4 格納容器フィルタベント系 8.3.4.1 窒素ガス制御系 8.3.5.1 格納容器フィルタベント系	
	原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として使用する格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水、金属フィルタ）、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量9.8kg/s（1Pdにおいて））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。【67条12】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能 VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針 2.3 格納容器フィルタベント系 2.3.1 系統構成 2.3.3 配置 VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計 4.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備 4.1.3 格納容器フィルタベント系 原子炉格納施設に係る系統図	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統に関する取りまとめ 3. 原子炉格納施設の設計 3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計 3.4.2 格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出に関する設計 4. その他原子炉格納施設に係る設計 4.2 非常用ガス処理系の設計 VI-1-10-6 「放射性廃棄物の廃棄施設」の様式-1 3. 放射性廃棄物の廃棄施設の兼用に関する設計 3.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 3.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		8.3.3.4 格納容器フィルタベント系 構造図 8.1 原子炉格納容器 8.3.4.1 窒素ガス制御系 8.3.5.1 格納容器フィルタベント系	
	第1ベントフィルタスクラバ容器は4個を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（系統待機時において pH13 以上）に維持する設計とする。【67条13】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針 2.3 格納容器フィルタベント系 2.3.2 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.3.4 格納容器フィルタベント系	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ 3. 原子炉格納施設の設計 3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計
	<u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出するために使用する格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。【67条14】</u>	VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能 VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針 2.4 付帯設備 2.4.4 可搬型窒素供給装置 VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ 3. 原子炉格納施設の設計 3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計 3.4.2 格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出に関する設計 4. その他原子炉格納施設に係る設計 4.2 非常用ガス処理系の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		<p>する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備</p> <p>2.1.3 格納容器フィルタベント系</p> <p>4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計</p> <p>4.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備</p> <p>4.1.3 格納容器フィルタベント系</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図</p> <p>8.3.3.4 格納容器フィルタベント系</p> <p><下線部></p> <p>運用に関する記載であり，保安規定にて対応</p>	<p><下線部></p> <p>—</p>
	<p>格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は，遠隔手動弁操作機構（個数5）（原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置の設備を放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備として兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。【67条19】</p>	<p>VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>2. 系統設計</p> <p>2.1 設計方針</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>3. 原子炉格納施設の設計</p> <p>3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計</p> <p>3.4.1 可燃性ガス濃度制御系に関する設計</p> <p>3.4.2 格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出に関する設計</p>
	<p>また，排出経路に設置される隔離弁の電動弁については，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により，中央制御室から操作が可能な設計とする。【67条20】</p>	<p>VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>2. 系統設計</p> <p>2.1 設計方針</p> <p>2.4 付帯設備</p> <p>2.4.2 電源設備</p> <p>VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.2 各機器固有の設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		する説明書 2. 基本方針 2.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備 2.1.3 格納容器フィルタベント系 単線結線図	
	可搬式窒素供給装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。【67条21】	VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能 VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針 VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計 4.3 水素濃度低減設備に係る電源 4.3.3 格納容器フィルタベント系	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.2 各機器固有の設計
	格納容器フィルタベント系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【67条24】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.1 原子炉格納容器 8.3.4.1 窒素ガス制御系 原子炉格納施設に係る系統図 8.3.3.4 格納容器フィルタベント系	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		構造図 8.1 原子炉格納容器	
	3.4.5 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガスの排出 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を緩和するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備である格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。【68条8】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.7 重大事故等時における水素爆発による原子炉建物等の損傷防止機能 VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 2. 基本方針 2.2 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備 2.2.1 格納容器フィルタベント系 4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計 4.2 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備 4.2.1 格納容器フィルタベント系 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.3.1 非常用ガス処理系 8.3.3.4 格納容器フィルタベント系 8.3.4.1 窒素ガス制御系 8.3.5.1 格納容器フィルタベント系	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 3. 原子炉格納施設の設計 3.5 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備の設計 4. その他原子炉格納施設に係る設計 4.2 非常用ガス処理系の設計 VI-1-10-6 「放射性廃棄物の廃棄施設」の様式-1 3. 放射性廃棄物の廃棄施設の兼用に関する設計 3.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 3.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水、金属フィルタ）、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィ	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>ルタ), 圧力開放板, 遠隔手動弁操作機構, 配管・弁類, 計測制御装置等で構成し, 原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して, 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き, 放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出(系統設計流量9.8kg/s(1Pdにおいて))することで, 排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ, 原子炉格納容器内の水素ガスを大気に排出できる設計とする。【68条9】</p>	<p>明書(原子炉格納施設)</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.7 重大事故等時における水素爆発による原子炉建物等の損傷防止機能</p> <p>VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>2. 系統設計</p> <p>2.1 設計方針</p> <p>2.3 格納容器フィルタベント系</p> <p>2.3.1 系統構成</p> <p>2.3.3 配置</p> <p>VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計</p> <p>4.2 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備</p> <p>4.2.1 格納容器フィルタベント系</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図</p> <p>8.3.3.4 格納容器フィルタベント系</p> <p>構造図</p> <p>8.1 原子炉格納容器</p> <p>8.3.4.1 窒素ガス制御系</p> <p>8.3.5.1 格納容器フィルタベント系</p>	<p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>3. 原子炉格納施設の設計</p> <p>3.5 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備の設計</p> <p>4. その他原子炉格納施設に係る設計</p> <p>4.2 非常用ガス処理系の設計</p> <p>VI-1-10-6 「放射性廃棄物の廃棄施設」の様式-1</p> <p>3. 放射性廃棄物の廃棄施設の兼用に関する設計</p> <p>3.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>3.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>
	<p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合において, 原子炉格納容器から水素ガスを排出する格納容器フィルタベント系は, 排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防止するため, 可搬式窒素供給装置により, 系統内</u></p>	<p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>3. 原子炉格納施設の設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>を不活性ガス(窒素ガス)で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。【68条10】</p>	<p>4.3.7 重大事故等時における水素爆発による原子炉建物等の損傷防止機能</p> <p>VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>2. 系統設計</p> <p>2.1 設計方針</p> <p>2.4 付帯設備</p> <p>2.4.4 可搬型窒素供給装置</p> <p>VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.2 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備</p> <p>2.2.1 格納容器フィルタベント系</p> <p>4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計</p> <p>4.2 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備</p> <p>4.2.1 格納容器フィルタベント系</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図</p> <p>8.3.3.4 格納容器フィルタベント系</p> <p><下線部></p> <p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>3.5 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備の設計</p> <p>4. その他原子炉格納施設に係る設計</p> <p>4.2 非常用ガス処理系の設計</p> <p><下線部></p> <p>—</p>
	<p>可搬式窒素供給装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。【68条11】</p>	<p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.7 重大事故等時における水素爆発による原子炉建物等の損傷防止機能</p> <p>VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>2. 系統設計</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.2 各機器固有の設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		2.1 設計方針 VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 4. 原子炉格納施設の水素濃度低減設備の詳細設計 4.3 水素濃度低減設備に係る電源 4.3.3 格納容器フィルタベント系	
	第1ベントフィルタスクラバ容器は4個を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（系統待機時において pH13 以上）に維持する設計とする。【68 条 16】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針 2.3 格納容器フィルタベント系 2.3.2 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.3.4 格納容器フィルタベント系	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ 3. 原子炉格納施設の設計 3.5 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備の設計
	格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。【68 条 17】	VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能 VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針 2.3 格納容器フィルタベント系 2.3.1 系統構成	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ 3. 原子炉格納施設の設計 3.5 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		原子炉格納施設に係る系統図 8.3.5.1 格納容器フィルタベント系	
	格納容器フィルタベント系の使用後に再度、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。【68条18】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構（個数5）（原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置の設備を放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備として兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。【68条19】	VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 3. 原子炉格納施設の設計 3.5 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備の設計
	格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁に設ける遠隔手動弁操作機構の操作場所は、原子炉建物付属棟内とすることで、放射線防護を考慮した設計とする。【68条20】	VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針	3. 原子炉格納施設の設計 3.5 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備の設計
	排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。【68条21】	VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針 2.4 付帯設備 2.4.2 電源設備 VI-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 2. 基本方針 2.2 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備 2.2.1 格納容器フィルタベント系	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.2 各機器固有の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		単線結線図	
	<p>系統内に設ける圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。【68条22】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>2. 系統設計</p> <p>2.1 設計方針</p> <p>2.3 格納容器フィルタベント系</p> <p>2.3.1 系統構成</p> <p>構造図</p> <p>8.3.5.1 格納容器フィルタベント系</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>3. 原子炉格納施設の設計</p> <p>3.5 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備の設計</p>
	<p>格納容器フィルタベント系はサブプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッションチェンバ側からの排気ではサブプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ドライウェル床面からの高さを確保するとともに燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。【68条23】</p>	<p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>2. 系統設計</p> <p>2.1 設計方針</p> <p>2.3 格納容器フィルタベント系</p> <p>2.3.3 配置</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>3. 原子炉格納施設の設計</p> <p>3.5 原子炉建物等の損傷を防止するための水素濃度低減設備の設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		原子炉格納施設に係る系統図 8.3.5.1 格納容器フィルタベント系	
	格納容器フィルタベント系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【68条29】	VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.1 原子炉格納容器 8.3.4.1 窒素ガス制御系 原子炉格納施設に係る系統図 8.3.3.4 格納容器フィルタベント系 構造図 8.1 原子炉格納容器	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ
3.5 原子炉格納容器調気設備 3.5.1 窒素ガス制御系 窒素ガス制御系は、水素及び酸素の反応を防止するため、あらかじめ原子炉格納容器内に窒素を充てんすることにより、水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に保つ設計とする。	3.5 原子炉格納容器調気設備 3.5.1 窒素ガス制御系 窒素ガス制御系は、水素及び酸素の反応を防止するため、あらかじめ原子炉格納容器内に窒素を充てんすることにより、水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に保つ設計とする。【44条21】	—	— (変更なし)
	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるように、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化する設計とする。【67条4】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	3.6 圧力逃がし装置 3.6.1 格納容器フィルタベント系 (1) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、格納容器フィル	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 3. 原子炉格納施設の設計 3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>タベント系を設ける設計とする。【65条14】</p>	<p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>2. 系統設計</p> <p>2.1 設計方針</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>8.3.3.1 非常用ガス処理系</p> <p>8.3.4.1 窒素ガス制御系</p> <p>8.3.5.1 格納容器フィルタベント系</p>	<p>度低減設備の設計</p> <p>3.4.3 格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出に関する設計</p>
	<p>格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水、金属フィルタ）、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量9.8kg/s（1Pdにおいて））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。【65条15】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設）</p> <p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>2. 系統設計</p> <p>2.1 設計方針</p> <p>2.3 格納容器フィルタベント系</p> <p>2.3.1 系統構成</p> <p>2.3.3 配置</p> <p>原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>8.3.5.1 格納容器フィルタベント系</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>3. 原子炉格納施設の設計</p> <p>3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計</p> <p>3.4.3 格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		原子炉格納施設に係る系統図 8.3.5.1 格納容器フィルタベント系 構造図 8.1 原子炉格納容器 8.3.4.1 窒素ガス制御系 8.3.5.1 格納容器フィルタベント系	
	第1ベントフィルタスクラバ容器は4個を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（系統待機時において pH13 以上）に維持する設計とする。【65 条 16】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能 VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針 2.3 格納容器フィルタベント系 2.3.2 第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 構造図 8.3.5.1 格納容器フィルタベント系	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 3. 原子炉格納施設の設計 3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計 3.4.2 格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>格納容器フィルタベント系はサプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッションチェンバ側からの排気ではサプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保するとともに燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。【65条17】</p>	<p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>2. 系統設計</p> <p>2.1 設計方針</p> <p>2.3 格納容器フィルタベント系</p> <p>2.3.3 配置</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図</p> <p>8.3.5.1 格納容器フィルタベント系</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>3. 原子炉格納施設の設計</p> <p>3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計</p> <p>3.4.2 格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出に関する設計</p>
	<p><u>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために使用する格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により、系統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。【65条18】</u></p>	<p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>2. 系統設計</p> <p>2.1 設計方針</p> <p>2.4 付帯設備</p> <p>2.4.4 可搬型窒素供給装置</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図</p> <p>8.3.5.1 格納容器フィルタベント系</p> <p><下線部></p> <p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>3. 原子炉格納施設の設計</p> <p>3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計</p> <p>3.4.2 格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出に関する設計</p> <p><下線部></p> <p>—</p>
	<p>格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉施</p>	<p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>設とは共用しない設計とする。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。【65条19】</p>	<p>書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>2. 系統設計</p> <p>2.1 設計方針</p> <p>2.3 格納容器フィルタベント系</p> <p>2.3.1 系統構成</p> <p>原子炉格納施設に係る系統図</p> <p>8.3.5.1 格納容器フィルタベント系</p>	<p>2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ</p> <p>3. 原子炉格納施設の設計</p> <p>3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計</p> <p>3.4.2 格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出に関する設計</p>
	<p>格納容器フィルタベント系の使用後に再度、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。【65条20】</p>	<p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>—</p>
	<p>格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構（個数5）（原子炉冷却系統施設の設備、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備で兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。【65条21】</p>	<p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>4. 原子炉格納施設の設計条件</p> <p>4.3 重大事故等時における設計条件</p> <p>4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能</p> <p>VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計</p> <p>2. 系統設計</p> <p>2.1 設計方針</p> <p>2.3 格納容器フィルタベント系</p> <p>2.3.1 系統構成</p>	<p>3. 原子炉格納施設の設計</p> <p>3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計</p> <p>3.4.1 可燃性ガス濃度制御系に関する設計</p> <p>3.4.2 格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出に関する設計</p>
	<p>また、排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源</p>	<p>VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p>	<p>2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計</p> <p>2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	設備からの給電により，中央制御室から操作が可能な設計とする。【65条23】	4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能 VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針 2.4 付帯設備 2.4.2 電源設備	する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.2.2 各機器固有の設計
	系統内に設ける圧力開放板は，格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう，原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。【65条24】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書 4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能 VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針 2.3 格納容器フィルタベント系 2.3.1 系統構成 構造図 8.3.5.1 格納容器フィルタベント系 単線結線図	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 3. 原子炉格納施設の設計 3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計 3.4.2 格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出に関する設計
	可搬式窒素供給装置は，可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。【65条28】	VI-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
		4. 原子炉格納施設の設計条件 4.3 重大事故等時における設計条件 4.3.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能 VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針	2.2.2 各機器固有の設計
	格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁に設ける遠隔手動弁操作機構の操作場所は、原子炉建物付属棟内とすることで、放射線防護を考慮した設計とする。【65条22】	VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針	3. 原子炉格納施設の設計 3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計 3.4.2 格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出に関する設計
	格納容器フィルタベント系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【65条31】	要目表 VI-1-1-5-7 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（原子炉格納施設） 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.1 原子炉格納容器 8.3.4.1 窒素ガス制御系 原子炉格納施設に係る系統図 8.3.5.1 格納容器フィルタベント系 構造図 8.1 原子炉格納容器	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 2.3 機能を兼用する機器を含む原子炉格納施設の系統図に関する取りまとめ
	a. 多様性、位置的分散及び独立性 残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却手段及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。【65条32】 残留熱代替除去系は、非常用交流電源設備に対して	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.5 原子炉格納施設 VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計	3. 原子炉格納施設の設計 3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計 3.4.2 格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出に関する設計 4. その他原子炉格納施設に係る設計 4.6 残留熱代替除去系の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。【65条33】	2. 系統設計 2.1 設計方針	VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 11. 健全性に係る設計 20. 原子炉冷却系統施設の兼用に関する設計 20.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 20.2.2 各機器固有の設計
	残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物附属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に設置し、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。【65条36】	要目表 VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.5 原子炉格納施設 VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針 原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面 8.3.5.1 格納容器フィルタベント系	2. 原子炉格納施設の兼用に関する設計 2.1 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 2.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 2.2.1 兼用を含む原子炉格納施設の機器の仕様等に関する設計 3. 原子炉格納施設の設計 3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計 3.4.2 格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出に関する設計 4. その他原子炉格納施設に係る設計 4.6 残留熱代替除去系の設計
	残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。【65条37】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.5 原子炉格納施設 VI-1-8-1-別添3 格納容器フィルタベント系の設計 2. 系統設計 2.1 設計方針 原子炉格納施設に係る系統図	3. 原子炉格納施設の設計 3.4 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備の設計 3.4.2 格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出に関する設計 4. その他原子炉格納施設に係る設計 4.6 残留熱代替除去系の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		8.3.5.1 格納容器フィルタベント系	
	これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。【65条38】	—	— (冒頭宣言)
4. 主要対象設備 原子炉格納施設の対象となる主要な設備について、「表1 原子炉格納施設の主要設備リスト」に示す。	4. 主要対象設備 原子炉格納施設の対象となる主要な設備について、「表1 原子炉格納施設の主要設備リスト」に示す。 本施設の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については、「表2 原子炉格納施設の兼用設備リスト」に示す。	—	— (「設備リスト」および「兼用設備リスト」による)

基本設計方針から設工認添付書類及び様式－ 1 への展開表
(非常用電源設備)

「基本設計方針から設工認添付書類及び様式－1への展開表」【非常用電源設備】

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	—	— (用語の定義のみ)
第1章 共通項目 非常用電源設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.6 逆止め弁を除く。), 6. その他 (6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	第1章 共通項目 非常用電源設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 溢水等, 5. 設備に対する要求 (5.6 逆止め弁を除く。), 6. その他 (6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	—	1. 共通的に適用される設計
第2章 個別項目 1. 非常用電源設備の電源系統 1.1 非常用電源系統 重要安全施設においては、多重性を有し、系統分離が可能である母線で構成し、信頼性の高い機器を設置する。	第2章 個別項目 1. 非常用電源設備の電源系統 1.1 非常用電源系統 重要安全施設においては、多重性を有し、系統分離が可能である母線で構成し、信頼性の高い機器を設置する。【45条11】	—	— (変更なし)
非常用高圧母線（メタルクラッド開閉装置で構成）は、多重性を持たせ、3系統の母線で構成し、工学的安全施設に係る高圧補機と発電所の保安に必要な高圧補機へ給電する設計とする。 また、動力変圧器を通して降圧し、非常用低圧母線（ロードセンタ及びコントロールセンタで構成）へ給電する。非常用低圧母線も同様に多重性を持たせ3系統の母線で構成し、工学的安全施設に係る低圧補機と発電所の保安に必要な低圧補機へ給電する設計とする。	非常用高圧母線（メタルクラッド開閉装置で構成）は、多重性を持たせ、3系統の母線で構成し、工学的安全施設に係る高圧補機と発電所の保安に必要な高圧補機へ給電する設計とする。【45条32】 また、動力変圧器を通して降圧し、非常用低圧母線（ロードセンタ及びコントロールセンタで構成）へ給電する。非常用低圧母線も同様に多重性を持たせ3系統の母線で構成し、工学的安全施設に係る低圧補機と発電所の保安に必要な低圧補機へ給電する設計とする。【45条33】	—	— (変更なし)
また、高圧及び低圧母線等で故障が発生した際は、遮断器により故障箇所を隔離できる設計とし、故障による影響が局所化できるとともに、他の安全施設への影響を限定できる設計とする。	また、高圧及び低圧母線等で故障が発生した際は、遮断器により故障箇所を隔離できる設計とし、故障による影響が局所化できるとともに、他の安全施設への影響を限定できる設計とする。【45条34】	—	— (変更なし)
さらに、非常用所内電源系からの受電時の母線切替	さらに、非常用所内電源系からの受電時の母線切替	—	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
操作が容易な設計とする。	操作が容易な設計とする。【45条12】		(変更なし)
	加えて、重要安全施設への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤(安全施設(重要安全施設を除く。))への電力供給に係るものに限る。)について、遮断器の遮断時間の適切な設定等により、高エネルギーのアーカ放電によるこれらの電気盤の損壊の拡大を防止することができる設計とする。【45条9】	VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 2. 基本方針 2.1 常設の非常用発電装置の出力に関する設計方針 2.1.4 遮断器	2. 非常用電源設備の設計 2.5 非常用電源系統
これらの母線は、独立性を確保し、それぞれ区画分離された部屋に配置する設計とする。	これらの母線は、独立性を確保し、それぞれ区画分離された部屋に配置する設計とする。【45条35】	—	— (変更なし)
安全保護系並びに工学的安全施設に係る多重性を持つ動力回路に使用するケーブルは、負荷の容量に応じたケーブルを使用し、多重化したそれぞれのケーブルについて相互に物理的分離を図る設計とするとともに制御回路や計装回路への電気的影響を考慮した設計とする。	安全保護系並びに工学的安全施設に係る多重性を持つ動力回路に使用するケーブルは、負荷の容量に応じたケーブルを使用し、多重化したそれぞれのケーブルについて相互に物理的分離を図る設計とするとともに制御回路や計装回路への電気的影響を考慮した設計とする。【45条40】	—	— (変更なし)
	1.2 所内電気系統 非常用所内電気設備は、3系統の非常用母線等(メタルクラッド開閉装置(6900V, 1200Aのものを2個), 2HPCS-メタルクラッド開閉装置(6900V, 1200Aのものを1個), ロードセンタ(460V, 4000Aのものを2個), コントロールセンタ(460V, 800Aのものを2個, 460V, 600Aのものを7個, 460V, 400Aのものを2個), 2HPCSコントロールセンタ(460V, 800Aのものを1個), 動力変圧器(3200kVA, 6600/460Vのものを2個), 2HPCS-動力変圧器(500kVA, 6600/460Vのものを1個))により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。【72条15】	VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書(別添)	2. 非常用電源設備の設計 2.4 代替所内電気設備 2.4.1 代替所内電気設備
	これとは別に設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替所内電気設備を使用できる設計とする。【72条16】 代替所内電気設備は、緊急用メタクラ(6900V, 1200A	要目表 VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書(別添) 単線結線図	2. 非常用電源設備の設計 2.4 代替所内電気設備 2.4.1 代替所内電気設備

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>のものを1個), メタクラ切替盤 (6900V, 1200Aのものを2個), 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (6600V, 1200Aのものを2個), 緊急用メタクラ接続プラグ盤 (6600V, 1200Aのものを1個), SAロードセンタ (460V, 1200Aのものを1個), SA1コントロールセンタ (460V, 400Aのものを1個), SA2コントロールセンタ (460V, 400Aのものを1個), 充電器電源切替盤 (460V, 225Aのものを1個), SA電源切替盤 (460V, 50Aのものを2個), 重大事故操作盤, 2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置, 電路, 計測制御装置等で構成し, 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。【72条17】</p>	1.4 単線結線図	
	<p>また, 代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は, 少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。【72条18】</p>	VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書 (別添)	<p>2. 非常用電源設備の設計</p> <p>2.4 代替所内電気設備</p> <p>2.4.1 代替所内電気設備</p>
	<p>代替所内電気設備の緊急用メタクラ, メタクラ切替盤, 高圧発電機車接続プラグ収納箱, 緊急用メタクラ接続プラグ盤, SAロードセンタ, SA1コントロールセンタ, SA2コントロールセンタ, 充電器電源切替盤, SA電源切替盤及び重大事故操作盤は非常用所内電気設備とは異なる区画に設置することで, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう, 位置的分散を図る設計とする。【72条42】</p>	<p>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>9.1.1.4 高圧発電機車</p>	<p>2. 非常用電源設備の設計</p> <p>2.4 代替所内電気設備</p> <p>2.4.1 代替所内電気設備</p>
	<p>代替所内電気設備は, 独立した電路で系統構成することにより, 非常用所内電気設備に対して, 独立性を有する設計とする。【72条43】</p>	<p>単線結線図</p> <p>1.4 単線結線図</p>	<p>2. 非常用電源設備の設計</p> <p>2.4 代替所内電気設備</p> <p>2.4.1 代替所内電気設備</p>
	<p>これらの位置的分散及び電路の独立性によって, 代替所内電気設備は非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。【72条44】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>重大事故等対処施設の動力回路に使用するケーブルは, 負荷の容量に応じたケーブルを使用し, 非常用電源系統へ接続するか, 非常用電源系統と独立した代替所内電気系統へ接続する設計とする。【72条19】</p>	<p>単線結線図</p> <p>1.4 単線結線図</p>	<p>2. 非常用電源設備の設計</p> <p>2.1 非常用発電装置</p> <p>2.1.3 ガスタービン発電機</p> <p>2.1.4 高圧発電機車</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
			2.4 代替所内電気設備 2.4.1 代替所内電気設備
2. 交流電源設備 2.1 非常用交流電源設備 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系した設計とする。	2. 交流電源設備 2.1 非常用交流電源設備 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系した設計とする。【45条1】	—	— (変更なし)
発電用原子炉施設には、電線路及び当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機からの電力の供給が停止した場合において発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、内燃機関を原動力とする非常用電源設備を設ける設計とする。	発電用原子炉施設には、電線路及び当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機からの電力の供給が停止した場合において発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、内燃機関を原動力とする非常用電源設備を設ける設計とする。【45条2】	—	— (変更なし)
発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置（非常用電源設備及びその燃料補給設備、燃料プールへの補給設備、原子炉格納容器内の圧力、温度、酸素・水素濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率の監視設備並びに中央制御室外からの原子炉停止設備）は、内燃機関を原動力とする非常用電源設備の非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）からの電源供給が可能な設計とする。	発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置（非常用電源設備及びその燃料補給設備、燃料プールへの補給設備、原子炉格納容器内の圧力、温度、酸素・水素濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率の監視設備並びに中央制御室外からの原子炉停止設備）は、内燃機関を原動力とする非常用電源設備の非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）からの電源供給が可能な設計とする。【45条3】	—	— (変更なし)
非常用電源設備及びその付属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において、工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とする。	非常用電源設備及びその付属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において、工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とする。【45条28】	要目表 VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）） VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.1 非常用ディーゼル発電機 3.1.1 設計基準対象施設	2. 非常用電源設備の設計 2.1 非常用発電装置 2.1.1 非常用ディーゼル発電設備 2.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 2.3 燃料設備 2.3.3 ディーゼル燃料貯蔵タンク、ガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリ (1) 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 (2) 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 (3) 機能を兼用する機器を含む非常用電源設備の系

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		3.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 3.2.1 設計基準対象施設 非常用電源設備に係る系統図 9.1.1.1 非常用ディーゼル発電設備 9.1.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 構造図 9.1.1.1 非常用ディーゼル発電設備 9.1.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	統図に関する取りまとめ
非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）は、非常用高圧母線低電圧信号又は非常用炉心冷却設備作動信号で起動し、設置（変更）許可を受けた原子炉冷却材喪失事故における工学的安全施設の設備の作動開始時間を満足する時間である10秒（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備においては13秒）以内に電圧を確立した後は、各非常用高圧母線に接続し、負荷に給電する設計とする。	非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）は、非常用高圧母線低電圧信号又は非常用炉心冷却設備作動信号で起動し、設置（変更）許可を受けた原子炉冷却材喪失事故における工学的安全施設の設備の作動開始時間を満足する時間である10秒（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備においては13秒）以内に電圧を確立した後は、各非常用高圧母線に接続し、負荷に給電する設計とする。【45条29】	VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）） VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.1 非常用ディーゼル発電機 3.1.1 設計基準対象施設 3.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 3.2.1 設計基準対象施設	2. 非常用電源設備の設計 2.1 非常用発電装置 2.1.1 非常用ディーゼル発電設備 2.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備
設計基準事故時において、発電用原子炉施設に属する非常用所内電源設備及びその付属設備は、発電用原子炉ごとに単独で設置し、他の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。	設計基準事故時において、発電用原子炉施設に属する非常用所内電源設備及びその付属設備は、発電用原子炉ごとに単独で設置し、他の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。【45条31】	要目表 VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）） 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 9.1.1.1 非常用ディーゼル発電設備 9.1.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	2. 非常用電源設備の設計 2.1 非常用発電装置 2.1.1 非常用ディーゼル発電設備 2.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 2.3 燃料設備 2.3.3 ディーゼル燃料貯蔵タンク、ガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリ (1) 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 (2) 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	非常用交流電源設備は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>(設計基準拡張)として使用できる設計とする。【72条47】</p> <p>非常用交流電源設備は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。【72条48】</p>		
	<p>非常用交流電源設備のうち非常用ディーゼル発電設備は、重大事故等時に ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)、ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)、ほう酸水注入系、代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)、低圧原子炉代替注水系 (常設)、低圧原子炉代替注水系 (可搬型)、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系 (低圧注水モード)、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)、原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。)、格納容器代替スプレイ系 (常設)、格納容器代替スプレイ系 (可搬型)、残留熱除去系 (サプレッションプール水冷却モード)、中央制御室換気系、計装設備及び非常用ガス処理系へ電力を供給できる設計とする。【72条49】</p>	<p>VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備))</p> <p>VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.1 非常用ディーゼル発電機</p> <p>3.1.2 重大事故等対処設備</p> <p>非常用電源設備に係る系統図</p> <p>9.1.1.1 非常用ディーゼル発電設備</p> <p>構造図</p> <p>9.1.1.1 非常用ディーゼル発電設備</p>	<p>2. 非常用電源設備の設計</p> <p>2.1 非常用発電装置</p> <p>2.1.1 非常用ディーゼル発電設備</p>
	<p>非常用交流電源設備のうち高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備は重大事故等時に、高圧炉心スプレイ系及び計装設備へ電力を供給できる設計とする。【72条50】</p>	<p>VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備))</p> <p>VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機</p> <p>3.2.2 重大事故等対処設備</p>	<p>2. 非常用電源設備の設計</p> <p>2.1 非常用発電装置</p> <p>2.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		非常用電源設備に係る系統図 9.1.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 構造図 9.1.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備	
	2.2 常設代替交流電源設備 設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な交流負荷へ電力を供給する重大事故等対処設備として常設代替交流電源設備を設ける設計とする。【72条1】	—	— (冒頭宣言)
	常設代替交流電源設備は、ガスタービン発電機（緊急用直流115V蓄電池及び緊急用直流60V蓄電池を含む。）（以下「ガスタービン発電機」という。）、ガスタービン発電機用サービスタンク、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、ガスタービン発電機用軽油タンク、電路、計測制御装置等で構成し、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等に対処するためにガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し、代替所内電気設備を介して2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置、又はSAロードセンタ、SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。また、代替所内電気設備を介して、移動式代替熱交換設備へ電力を供給できる設計とする。【72条2】	要目表 VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）） VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書（別添） VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.3 ガスタービン発電機 3.3.1 ガスタービン機関 3.3.2 発電機 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 9.1.1.3 ガスタービン発電機 単線結線図 1.4 単線結線図	2. 非常用電源設備の設計 2.1 非常用発電装置 2.1.3 ガスタービン発電機 2.3 燃料設備 2.3.1 ガスタービン発電機用軽油タンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 2.4 代替所内電気設備 2.4.1 代替所内電気設備

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		非常用電源設備に係る系統図 9.1.1.3 ガスタービン発電機 構造図 9.1.1.3 ガスタービン発電機	
	常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ガスタービン発電機用発電機をガスタービンにより駆動することで、ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。【72条22】	要目表 構造図 9.1.1.3 ガスタービン発電機	2. 非常用電源設備の設計 2.1 非常用発電装置 2.1.3 ガスタービン発電機
	常設代替交流電源設備のガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、原子炉建物から離れたガスタービン発電機建物内に設置することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電設備、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備、ディーゼル燃料デイトank、原子炉建物近傍に設置する非常用ディーゼル発電設備のB-ディーゼル燃料移送ポンプ（以下「B-ディーゼル燃料移送ポンプ」という。）、タービン建物近傍に設置する非常用ディーゼル発電設備のA-ディーゼル燃料移送ポンプ（以下「A-ディーゼル燃料移送ポンプ」という。）及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備のディーゼル燃料移送ポンプ（以下「ディーゼル燃料移送ポンプ」という。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。【72条23】	要目表 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 9.1.1.3 ガスタービン発電機	2. 非常用電源設備の設計 2.1 非常用発電装置 2.1.3 ガスタービン発電機 2.3 燃料設備 2.3.1 ガスタービン発電機用軽油タンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
	常設代替交流電源設備は、ガスタービン発電機用発電機から2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電設	単線結線図 1.4 単線結線図	2. 非常用電源設備の設計 2.1 非常用発電装置 2.1.3 ガスタービン発電機 2.4 代替所内電気設備

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	備の発電機から2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置までの系統並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から2HPCS-メタルクラッド開閉装置までの系統に対して、独立性を有する設計とする。【72条24】		2.4.1 代替所内電気設備
	これらの多様性及び位置的分散並びに回路の独立性によって、常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。【72条25】	—	— (冒頭宣言)
	<p>2.3 可搬型代替交流電源設備</p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に必要なプラント監視機能を維持する設備等に電力を供給する重大事故等対処設備として、可搬型代替交流電源設備を使用できる設計とする。【72条5】</p> <p>可搬型代替交流電源設備は、高圧発電機車、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電設備のA-ディーゼル燃料貯蔵タンク（以下「A-ディーゼル燃料貯蔵タンク」という。）、非常用ディーゼル発電設備のB-ディーゼル燃料貯蔵タンク（以下「B-ディーゼル燃料貯蔵タンク」という。）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備のディーゼル燃料貯蔵タンク（以下「ディーゼル燃料貯蔵タンク」という。）、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、高圧発電機車を、代替所内電気設備を経由して2C-メタルクラッド開閉装置、2D-メタルクラッド開閉装置、又はSAロードセンタ、SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。【72条6】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備））</p> <p>VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書（別添）</p> <p>VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.4 可搬型の非常用発電装置</p> <p>3.4.1 高圧発電機車</p> <p>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>9.1.1.1 非常用ディーゼル発電設備</p> <p>9.1.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備</p> <p>9.1.1.3 ガスタービン発電機</p> <p>9.1.1.4 高圧発電機車</p> <p>単線結線図</p> <p>1.4 単線結線図</p> <p>非常用電源設備に係る系統図</p> <p>9.1.1.4 高圧発電機車</p>	<p>2. 非常用電源設備の設計</p> <p>2.1 非常用発電装置</p> <p>2.1.1 非常用ディーゼル発電設備</p> <p>2.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備</p> <p>2.1.3 ガスタービン発電機</p> <p>2.1.4 高圧発電機車</p> <p>2.4 代替所内電気設備</p> <p>2.4.1 代替所内電気設備</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		構造図 9.1.1.1 非常用ディーゼル発電設備 9.1.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 9.1.1.3 ガスタービン発電機 9.1.1.4 高圧発電機車	
	<p>可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、可搬型代替交流電源設備は、常設代替交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧発電機車用発電機をディーゼルエンジンにより駆動することで、ガスタービンにより駆動するガスタービン発電機車用発電機を用いる常設代替交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。【72条26】</p>	要目表 VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）） 構造図 9.1.1.4 高圧発電機車	2. 非常用電源設備の設計 2.1 非常用発電装置 2.1.4 高圧発電機車
	<p>可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは、屋外の原子炉建物から離れた場所に保管することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電設備、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備、ディーゼル燃料デイトンク、原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプ、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。また、可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは、ガスタービン発電機車建物内に設置するガスタービン発電機、ガスタービン発電機車用サービスタンク及びガスタービン発電機車用燃料移送ポンプから離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。【72条27】</p>	要目表 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 9.1.1.4 高圧発電機車	2. 非常用電源設備の設計 2.1 非常用発電装置 2.1.4 高圧発電機車 2.3 燃料設備 2.3.2 タンクローリ（高圧発電機車） 2.3.3 ディーゼル燃料貯蔵タンク、ガスタービン発電機車用軽油タンク及びタンクローリ (2) 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	<p>可搬型代替交流電源設備は、高圧発電機車用発電機</p>	単線結線図	2. 非常用電源設備の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	から2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電設備の発電機から2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置までの系統並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から2HPCS-メタルクラッド開閉装置までの系統に対して、独立性を有する設計とする。【72条28】	1.4 単線結線図	2.1 非常用発電装置 2.1.4 高圧発電機車 2.4 代替所内電気設備 2.4.1 代替所内電気設備
	これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。【72条29】	—	— (冒頭宣言)
	可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。【72条30】	要目表 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 9.1.1.4 高圧発電機車 単線結線図 1.4 単線結線図	2. 非常用電源設備の設計 2.4 代替所内電気設備 2.4.1 代替所内電気設備
	2.4 負荷に直接接続する電源設備 2.4.1 可搬式窒素供給装置用発電設備 可搬式窒素供給装置用発電設備は、可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機1台により、1台の可搬式窒素供給装置に給電できる設計とする。【65条29】【67条22】	要目表 VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）） VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.4 可搬型の非常用発電装置 3.4.3 可搬式窒素供給装置用発電設備 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 9.1.1.5 可搬式窒素供給装置用発電設備 構造図	2. 非常用電源設備の設計 2.1 非常用発電装置 2.1.5 可搬式窒素供給装置用発電設備

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		9.1.1.5 可搬式窒素供給装置用発電設備	
	<p>2.4.2 緊急時対策所用発電設備</p> <p>緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤 (210V, 1200Aのものを1個)、緊急時対策所 低圧受電盤 (460/210V, 800Aのものを1個)、緊急時対策所 低圧母線盤 (210/105V, 800Aのものを1個)、緊急時対策所 低圧分電盤1 (105V, 225Aのものを1個)、緊急時対策所 低圧分電盤2 (105V, 225Aのものを1個)、緊急時対策所 無停電交流電源装置 (35kVA, 210/210-105Vのものを1個)、緊急時対策所 無停電分電盤1 (105V, 225Aのものを1個)、緊急時対策所 直流115V充電器 (120V, 200Aのものを1個)、可搬ケーブル (210V, 302Aのものを1相分2本の3相分6本を4セット) を経由して緊急時対策所空気浄化送風機、衛星電話設備 (固定型) (1, 2, 3号機共用)、無線通信設備 (固定型) (1号機設備, 1, 2, 3号機共用)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP-電話機及びIP-FAX) (1, 2, 3号機共用) 及び安全パラメータ表示システム (SPDS) (1, 2, 3号機共用 (SPDSデータ収集サーバは1, 2号機共用)) 等へ給電できる設計とする。【76条28】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (その他発電用原子炉の附属施設 (非常用電源設備))</p> <p>VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書 (別添)</p> <p>VI-1-9-1-1 非常用発電装置の出力の決定に関する説明書</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.4 可搬型の非常用発電装置</p> <p>3.4.2 緊急時対策所用発電機</p> <p>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>9.1.1.6 緊急時対策所用発電機</p> <p>単線結線図</p> <p>1.4 単線結線図</p> <p>非常用電源設備に係る系統図</p> <p>9.1.1.6 緊急時対策所用発電機</p> <p>構造図</p> <p>9.1.1.6 緊急時対策所用発電機</p>	<p>2. 非常用電源設備の設計</p> <p>2.1 非常用発電装置</p> <p>2.1.6 緊急時対策所用発電機</p>
<p>3. 直流電源設備及び計測制御用電源設備</p> <p>3.1 所内常設蓄電式直流電源設備</p> <p>設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備に対し、直流電源設備を施設する設計とする。</p>	<p>3. 直流電源設備及び計測制御用電源設備</p> <p>3.1 常設直流電源設備</p> <p>設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備に対し、直流電源設備を施設する設計とする。【45条4】</p>	—	— (冒頭宣言)
<p>直流電源設備は、短時間の全交流動力電源喪失時においても、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動</p>	<p>直流電源設備は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約70分を包絡し</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する</p>	<p>2. 非常用電源設備の設計</p> <p>2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備</p> <p>2.2.1 230V系蓄電池(RCIC)</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する230V系蓄電池(RCIC)、A-115V系蓄電池、高圧炉心スプレイ系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)及び原子炉中性子計装用蓄電池を設ける設計とする。</p>	<p>た約8時間に対し、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する230V系蓄電池(RCIC)、A-115V系蓄電池、高圧炉心スプレイ系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)及び原子炉中性子計装用蓄電池を設ける設計とする。【16条1】 【45条6】</p>	<p>説明書(その他発電用原子炉の附属施設(非常用電源設備))</p> <p>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>9.1.2 その他の電源装置</p> <p>単線結線図</p> <p>1.4 単線結線図</p> <p>構造図</p> <p>9.1.2 その他の電源装置</p>	<p>2.2.2 A-115V系蓄電池</p> <p>2.2.3 B-115V系蓄電池</p> <p>2.2.4 B1-115V系蓄電池(SA)</p> <p>2.2.6 高圧炉心スプレイ系蓄電池</p> <p>2.2.7 原子炉中性子計装用蓄電池</p>
<p>非常用の直流電源設備は、直流115V3系統(区分I、II、III)、230V1系統(区分II)及び±24V2系統(区分I、II)の蓄電池、充電器、115V直流盤及び230V直流盤等で構成する。これらの3区分のうち1区分が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる設計とする。</p> <p>また、これらの区分は、多重性及び独立性を確保することにより、共通要因により同時に機能が喪失することのない設計とする。</p> <p>直流母線は115V、230V及び±24Vであり、非常用直流電源設備6組の電源の負荷は、工学的安全施設等の制御装置、電磁弁、計装用無停電母線に給電する非常用の計装用無停電交流電源装置等である。</p>	<p>非常用の直流電源設備は、直流115V3系統(区分I、II、III)、230V1系統(区分II)及び±24V2系統(区分I、II)の蓄電池、充電器、115V直流盤及び230V直流盤等で構成する。これらの3区分のうち1区分が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる設計とする。【45条36】</p> <p>また、これらの区分は、多重性及び独立性を確保することにより、共通要因により同時に機能が喪失することのない設計とする。</p> <p>直流母線は115V、230V及び±24Vであり、非常用直流電源設備6組の電源の負荷は、工学的安全施設等の制御装置、電磁弁、計装用無停電母線に給電する非常用の計装用無停電交流電源装置等である。【45条37】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(その他発電用原子炉の附属施設(非常用電源設備))</p> <p>VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書(別添)</p> <p>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>9.1.2 その他の電源装置</p> <p>単線結線図</p> <p>1.4 単線結線図</p> <p>構造図</p> <p>9.1.2 その他の電源装置</p>	<p>2. 非常用電源設備の設計</p> <p>2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備</p> <p>2.2.1 230V系蓄電池(RCIC)</p> <p>2.2.2 A-115V系蓄電池</p> <p>2.2.3 B-115V系蓄電池</p> <p>2.2.4 B1-115V系蓄電池(SA)</p> <p>2.2.6 高圧炉心スプレイ系蓄電池</p> <p>2.2.7 原子炉中性子計装用蓄電池</p>
	<p>非常用直流電源設備の230V系蓄電池(RCIC)、230V系充電器(RCIC)(240V、200Aのものが1個)、A-115V系蓄電池、A-115V系充電器(130V、210Aのものが1個)、高圧炉心スプレイ系蓄電池、高圧炉心スプレイ系充電器(130V、80Aのものが1個)、B-115V系蓄電池、B-115V系充電器(120V、400Aのものが1個)、B1-115V系蓄電池(SA)、B1-115V系充電器(SA)、原子炉中性子計装用蓄電池、原子炉中性子計装用充電器(±28.8V、20A)</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書(別添)</p> <p>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>9.1.2 その他の電源装置</p> <p>単線結線図</p>	<p>2. 非常用電源設備の設計</p> <p>2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備</p> <p>2.2.1 230V系蓄電池(RCIC)</p> <p>2.2.2 A-115V系蓄電池</p> <p>2.2.3 B-115V系蓄電池</p> <p>2.2.4 B1-115V系蓄電池(SA)</p> <p>2.2.6 高圧炉心スプレイ系蓄電池</p> <p>2.2.7 原子炉中性子計装用蓄電池</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>のものが2個), 230V系直流盤(RCIC)(230V, 800Aのものが1個), 115V直流盤(115V, 500Aのものが4個), 原子炉中性子計装用分電盤(±24V, 100Aのものが2個)は, 想定される重大事故等時において, 重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用できる設計とする。【72条51】</p> <p>非常用直流電源設備は, 設計基準事故対処設備であるとともに, 重大事故等時においても使用するため, 重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし, 多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから, 重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性, 位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。【72条52】</p>	<p>1.4 単線結線図</p> <p>構造図</p> <p>9.1.2 その他の電源装置</p>	
	<p>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(全交流動力電源喪失)した場合に, 重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する重大事故等対処設備として, 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を使用できる設計とする。【72条8】</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備は, B-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池(SA), 230V系蓄電池(RCIC), SA用115V系蓄電池, B-115V系充電器, B1-115V系充電器(SA), 230V系充電器(RCIC), SA用115V系充電器, B-115V系直流盤, B1-115V系直流盤(SA), 230V系直流盤(RCIC), SA対策設備用分電盤(2)(115V, 225Aのものを1個), HPAC直流コントロールセンタ(115V, 600Aのものを1個), 電路, 計測制御装置等で構成し, B-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池(SA), 230V系蓄電池(RCIC)及びSA用115V系蓄電池は, 直流母線へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備のB-115V系蓄電池は, 全交流動力電源喪失から8時間後に, 一部負荷の電源をB1-115V系蓄電池(SA)に切り替えると共に, 不要な負荷の切離しを行うことで, 全交流動力電源喪失か</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(その他発電用原子炉の附属施設(非常用電源設備))</p> <p>VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書(別添)</p> <p>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>9.1.2 その他の電源装置</p> <p>単線結線図</p> <p>1.4 単線結線図</p> <p>構造図</p> <p>9.1.2 その他の電源装置</p>	<p>2. 非常用電源設備の設計</p> <p>2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備</p> <p>2.2.1 230V系蓄電池(RCIC)</p> <p>2.2.3 B-115V系蓄電池</p> <p>2.2.4 B1-115V系蓄電池(SA)</p> <p>2.2.5 SA用115V系蓄電池</p> <p>2.2.12 HPAC直流コントロールセンタ</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	ら24時間にわたり、電力を供給できる設計とする。なお、230V系蓄電池（RCIC）及びSA用115V系蓄電池は負荷を切り離すことなく全交流動力電源喪失から24時間にわたり電力を供給できる設計とする。		
	また、交流電源復旧後に、交流電源をB-115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）、230V系充電器（RCIC）及びSA用115V系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。【72条9】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備））</p> <p>VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書（別添）</p> <p>単線結線図</p> <p>1.4 単線結線図</p> <p>構造図</p> <p>9.1.2 その他の電源装置</p>	<p>2. 非常用電源設備の設計</p> <p>2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備</p> <p>2.2.1 230V系蓄電池(RCIC)</p> <p>2.2.3 B-115V系蓄電池</p> <p>2.2.4 B1-115V系蓄電池(SA)</p> <p>2.2.5 SA用115V系蓄電池</p>
	常設代替直流電源設備は、SA用115V系蓄電池、SA用115V系充電器、SA対策設備用分電盤（2）、HPAC直流コントロールセンタ、電路、計測制御装置等で構成し、全交流動力電源喪失から24時間にわたり、SA用115V系蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源をSA用115V系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。【72条10】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備））</p> <p>VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書（別添）</p> <p>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>9.1.2 その他の電源装置</p> <p>単線結線図</p> <p>1.4 単線結線図</p> <p>構造図</p> <p>9.1.2 その他の電源装置</p>	<p>2. 非常用電源設備の設計</p> <p>2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備</p> <p>2.2.5 SA用115V系蓄電池</p> <p>2.2.12 HPAC直流コントロールセンタ</p>
	所内常設蓄電式直流電源設備は、原子炉建物及び廃	要目表	2. 非常用電源設備の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>棄物処理建物内の非常用直流電源設備3系統のうち2系統と異なる区画に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。【72条31】</p>	<p>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 9.1.2 その他の電源装置</p>	<p>2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備 2.2.1 230V系蓄電池(RCIC) 2.2.3 B-115V系蓄電池 2.2.4 B1-115V系蓄電池(SA) 2.2.5 SA用115V系蓄電池</p>
	<p>所内常設蓄電式直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した回路で系統構成することにより、非常用直流電源設備3系統のうち2系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。【72条32】</p>	<p>単線結線図 1.4 単線結線図</p>	<p>2. 非常用電源設備の設計 2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備 2.2.1 230V系蓄電池(RCIC) 2.2.3 B-115V系蓄電池 2.2.4 B1-115V系蓄電池(SA) 2.2.5 SA用115V系蓄電池</p>
	<p>これらの位置的分散及び回路の独立性によって、所内常設蓄電式直流電源設備は非常用直流電源設備3系統のうち2系統に対して独立性を有する設計とする。【72条33】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>常設代替直流電源設備は、廃棄物処理建物内に設置し、非常用直流電源設備3系統のうち2系統と異なる区画に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。【72条34】</p>	<p>要目表 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 9.1.2 その他の電源装置</p>	<p>2. 非常用電源設備の設計 2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備 2.2.5 SA用115V系蓄電池</p>
	<p>常設代替直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した回路で系統構成することにより、非常用直流電源設備3系統のうち2系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。【72条35】</p>	<p>単線結線図 1.4 単線結線図</p>	<p>2. 非常用電源設備の設計 2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備 2.2.5 SA用115V系蓄電池 2.2.12 HPAC直流コントロールセンタ</p>
	<p>これらの位置的分散及び回路の独立性によって、常設代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。【72条36】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>3.2 可搬型直流電源設備 設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備を使用できる設計とする。【72条11】</p>	<p>要目表 VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(その他発電用原子炉の附属施設(非常用電源設備))</p>	<p>2. 非常用電源設備の設計 2.1 非常用発電装置 2.1.1 非常用ディーゼル発電設備 2.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 2.1.3 ガスタービン発電機</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>可搬型直流電源設備は、高圧発電機車、B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器、230V系充電器(常用)、B-115V系直流盤(SA)、SA対策設備用分電盤(2)、HPAC直流コントロールセンタ、230V系直流盤(常用)(230V,800Aのものが1個)、ガスタービン発電機用軽油タンク、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク、ディーゼル燃料貯蔵タンク、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、高圧発電機車を代替所内電気設備、B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器及び230V系充電器(常用)を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。【72条12】</p> <p>可搬型直流電源設備は、高圧発電機車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から24時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。【72条14】</p>	<p>VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書(別添)</p> <p>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>9.1.1.1 非常用ディーゼル発電設備</p> <p>9.1.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備</p> <p>9.1.1.3 ガスタービン発電機</p> <p>9.1.1.4 高圧発電機車</p> <p>9.1.2 その他の電源装置</p> <p>単線結線図</p> <p>1.4 単線結線図</p> <p>非常用電源設備に係る系統図</p> <p>9.1.1.4 高圧発電機車</p> <p>構造図</p> <p>9.1.1.1 非常用ディーゼル発電設備</p> <p>9.1.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備</p> <p>9.1.1.3 ガスタービン発電機</p> <p>9.1.1.4 高圧発電機車</p> <p>9.1.2 その他の電源装置</p>	<p>2.1.4 高圧発電機車</p> <p>2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備</p> <p>2.2.12 HPAC 直流コントロールセンタ</p>
	<p>可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器及び230V系充電器(常用)により交流電力を直流に変換できることで、230V系蓄電池(RCIC)、A-115V系蓄電池、高圧炉心スプレイ系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、原子炉中性子計装用蓄電池を用いる非常用直流電源設備に対して多様</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(その他発電用原子炉の附属施設(非常用電源設備))</p> <p>単線結線図</p> <p>1.4 単線結線図</p> <p>構造図</p> <p>9.1.1.4 高圧発電機車</p> <p>9.1.2 その他の電源装置</p>	<p>2. 非常用電源設備の設計</p> <p>2.1 非常用発電装置</p> <p>2.1.4 高圧発電機車</p> <p>2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備</p> <p>2.2.1 230V系蓄電池(RCIC)</p> <p>2.2.2 A-115V系蓄電池</p> <p>2.2.3 B-115V系蓄電池</p> <p>2.2.4 B1-115V系蓄電池(SA)</p> <p>2.2.6 高圧炉心スプレイ系蓄電池</p> <p>2.2.7 原子炉中性子計装用蓄電池</p> <p>2.2.9 B1-115V系充電器(SA)</p> <p>2.2.10 SA用115V系充電器</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	性を有する設計とする。【72条37】		2.2.11 230V系充電器（常用）
	可搬型直流電源設備の高圧発電機車，B1-115V系充電器（SA），SA用115V系充電器，230V系充電器（常用）及びタンクローリは，屋外の原子炉建物から離れた場所及び廃棄物処理建物内に設置又は保管することで，原子炉建物内の非常用ディーゼル発電設備，高圧炉心スプレー系ディーゼル発電設備，ディーゼル燃料ダイタンク，原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプ，タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ，ディーゼル燃料移送ポンプ及び廃棄物処理建物内の異なる区画に設置する充電器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。【72条38】	要目表 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 9.1.1.4 高圧発電機車 9.1.2 その他の電源装置	2. 非常用電源設備の設計 2.1 非常用発電装置 2.1.4 高圧発電機車 2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備 2.2.9 B1-115V系充電器（SA） 2.2.10 SA用115V系充電器 2.2.11 230V系充電器（常用） 2.3 燃料設備 2.3.2 ディーゼル燃料貯蔵タンク，ガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリ (2) 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	可搬型直流電源設備は，高圧発電機車用発電機から直流母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高圧炉心スプレー系ディーゼル発電設備の発電機から直流母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。【72条39】	単線結線図 1.4 単線結線図	2. 非常用電源設備の設計 2.1 非常用発電装置 2.1.4 高圧発電機車
	これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって，可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。【72条40】	—	— (冒頭宣言)
	可搬型直流電源設備の高圧発電機車の接続箇所は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。【72条41】	要目表 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 9.1.1.4 高圧発電機車 単線結線図 1.4 単線結線図	2. 非常用電源設備の設計 2.1 非常用発電装置 2.1.4 高圧発電機車
	3.3 主蒸気逃がし安全弁用可搬型直流電源設備 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として，可搬型直流電源設備及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を使用できる設計と	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	する。【61条6】		
	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、SRV用電源切替盤（115V, 50Aのものを1個）を切り替えることにより、逃がし安全弁（8個）の作動に必要な電源を供給できる設計とする。【61条7】	VI-1-1-5-別添2 設定根拠に関する説明書（別添）	2. 非常用電源設備の設計 2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備 2.2.13 SRV用電源切替盤
	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として使用する主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、逃がし安全弁の作動回路に接続することにより、逃がし安全弁（2個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。【61条8】	要目表 VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）） 単線結線図 1.4 単線結線図 構造図 9.1.2 その他の電源装置	2. 非常用電源設備の設計 2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備 2.2.8 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）
3.4 計測制御用電源設備 設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備に対し、計測制御用交流電源設備として、計装用無停電交流電源装置を施設する設計とする。	3.4 計測制御用電源設備 設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備に対し、計測制御用交流電源設備として、計装用無停電交流電源装置を施設する設計とする。【45条5】	要目表 VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）） 単線結線図 1.4 単線結線図 構造図 9.1.2 その他の電源装置	2. 非常用電源設備の設計 2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備 2.2.14 計装用無停電交流電源装置
非常用の計測制御用電源設備は、原子炉保護系母線2母線及び計装用無停電母線2母線で構成する。	非常用の計測制御用電源設備は、原子炉保護系母線2母線及び計装用無停電母線2母線で構成する。【45条38】	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
非常用の計測制御用電源設備は、非常用低圧母線と非常用直流母線に接続する無停電電源装置及び計装用無停電母線等で構成し、原子炉核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態の確認が可能な設計とする。	非常用の計測制御用電源設備は、非常用低圧母線と非常用直流母線に接続する計装用無停電交流電源装置及び計装用無停電母線等で構成し、原子炉核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態の確認が可能な設計とする。【45条39】	VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）） 単線結線図 1.4 単線結線図	2. 非常用電源設備の設計 2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備 2.2.14 計装用無停電交流電源装置
計装用無停電交流電源装置は、短時間の全交流動力電源喪失時においても、非常用直流電源設備である非常用蓄電池から電力が供給されることにより、計装用無停電母線に対し電力供給を確保する設計とする。	B-計装用無停電交流電源装置は、外部電源喪失及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間においても、非常用直流電源設備である B-115V 系蓄電池から電力が供給されることにより、計装用無停電母線に対し電力供給を確保する設計とする。【45条7】 なお、A-計装用無停電交流電源装置は約 70 分、電力供給が可能な設計とする。【45条8】	要目表 VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備））	2. 非常用電源設備の設計 2.2 直流電源設備及び計測制御用電源設備 2.2.14 計装用無停電交流電源装置
4. 燃料設備 4.1 非常用交流電源設備の燃料補給設備 7日間の外部電源喪失を仮定しても、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電設備1台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備1台を7日間運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内のA-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。【45条30】	4. 燃料設備 4.1 非常用交流電源設備の燃料補給設備 変更なし	要目表 VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）） 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 9.1.1.1 非常用ディーゼル発電設備 9.1.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 構造図 9.1.1.1 非常用ディーゼル発電設備 9.1.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 <下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	2. 非常用電源設備の設計 2.3 燃料設備 2.3.3 ディーゼル燃料貯蔵タンク、ガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリ (1) 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認 (2) 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 <下線部> —
	4.2 ガスタービン発電機の燃料補給設備 ガスタービン発電機の燃料は、ガスタービン発電機	要目表	2. 非常用電源設備の設計 2.3 燃料設備

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>用サービスタンクから自重でガスタービン発電機に燃料を補給できる設計とする。【72条3】</p> <p>また、ガスタービン発電機用サービスタンクの燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンクからガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。【72条4】</p>	<p>VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備））</p> <p>非常用電源設備に係る系統図 9.1.1.3 ガスタービン発電機</p> <p>構造図 9.1.1.3 ガスタービン発電機</p>	<p>2.3.1 ガスタービン発電機用軽油タンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</p>
	<p>4.3 高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料補給設備</p> <p>重大事故等時に高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料を補給する設備として、ガスタービン発電機用軽油タンク、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク、ディーゼル燃料貯蔵タンク、タンクローリ及びホースを使用できる設計とする。【72条20】</p> <p>高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備は、ガスタービン発電機用軽油タンク、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリ及びホースを用いて燃料を補給できる設計とする。【72条7】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備））</p> <p>非常用電源設備に係る系統図 9.1.1.4 高圧発電機車 9.1.1.5 可搬式窒素供給装置用発電設備</p> <p>構造図 9.1.1.1 非常用ディーゼル発電設備 9.1.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 9.1.1.3 ガスタービン発電機 9.1.1.4 高圧発電機車</p>	<p>2. 非常用電源設備の設計</p> <p>2.3 燃料設備</p> <p>2.3.2 タンクローリ（高圧発電機車）</p> <p>2.3.3 ディーゼル燃料貯蔵タンク、ガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリ</p> <p>(1) 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>(2) 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>(3) 機能を兼用する機器を含む非常用電源設備の系統図に関する取りまとめ</p>
	<p>ガスタービン発電機用軽油タンク、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの軽油の補給は、ホースを用いる設計とする。【72条21】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備））</p> <p>非常用電源設備に係る系統図 9.1.1.4 高圧発電機車 9.1.1.5 可搬式窒素供給装置用発電設備</p>	<p>2. 非常用電源設備の設計</p> <p>2.3 燃料設備</p> <p>2.3.2 タンクローリ（高圧発電機車）</p> <p>2.3.3 ディーゼル燃料貯蔵タンク、ガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリ</p> <p>(1) 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>(2) 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p> <p>(3) 機能を兼用する機器を含む非常用電源設備の系統図に関する取りまとめ</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		構造図 9.1.1.1 非常用ディーゼル発電設備 9.1.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 9.1.1.3 ガスタービン発電機 9.1.1.4 高圧発電機車	
	燃料補給設備のタンクローリは、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプ並びに原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、A-ディーゼル燃料移送ポンプ、B-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。【72条45】	要目表 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 9.1.1.1 非常用ディーゼル発電設備 9.1.1.3 ガスタービン発電機 9.1.1.4 高圧発電機車 9.1.1.5 可搬式窒素供給装置用発電設備	2. 非常用電源設備の設計 2.3 燃料設備 2.3.2 タンクローリ（高圧発電機車） 2.3.3 ディーゼル燃料貯蔵タンク、ガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリ (2) 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	ガスタービン発電機用軽油タンクは、タービン建物及び原子炉建物から離れた場所に設置することで、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンク並びに原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。【72条46】	要目表 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 9.1.1.1 非常用ディーゼル発電設備 9.1.1.2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 9.1.1.3 ガスタービン発電機 9.1.1.4 高圧発電機車 9.1.1.5 可搬式窒素供給装置用発電設備	2. 非常用電源設備の設計 2.3 燃料設備 2.3.1 ガスタービン発電機用軽油タンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 2.3.3 ディーゼル燃料貯蔵タンク、ガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリ (2) 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	4.4 緊急時対策所用発電機の燃料補給設備 緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。【76条29】	要目表 VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備）） 非常用電源設備に係る系統図 9.1.1.6 緊急時対策所用発電機 構造図 9.1.1.6 緊急時対策所用発電機	2. 非常用電源設備の設計 2.3 燃料設備 2.3.4 緊急時対策所用燃料地下タンク 2.3.5 タンクローリ（緊急時対策所用発電機）
	緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリへの軽油の補給は、ホースを用いる設計とする。	要目表	2. 非常用電源設備の設計 2.3 燃料設備

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>燃料補給設備のタンクローリは、原子炉建物内のディーゼル燃料デイトンク並びにタービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、ディーゼル燃料デイトンク及びA-ディーゼル燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>緊急時対策所用燃料地下タンクは、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料貯蔵タンクから離れた場所に設置することで、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。【76条30】</p>	<p>VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備））</p> <p>非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>9.1.1.6 緊急時対策所用発電機</p> <p>非常用電源設備に係る系統図</p> <p>9.1.1.6 緊急時対策所用発電機</p> <p>構造図</p> <p>9.1.1.6 緊急時対策所用発電機</p>	<p>2.3.4 緊急時対策所用燃料地下タンク</p> <p>2.3.5 タンクローリ（緊急時対策所用発電機）</p>
5. 設備の共用	<p>5. 設備の共用</p> <p>非常用低圧母線のコントロールセンタについては、<u>2号機非常用低圧母線のコントロールセンタと1号機の非常用低圧母線のコントロールセンタを相互に接続し、重大事故等発生時において1号機及び2号機の非常用低圧母線のコントロールセンタ遮断器の投入により、迅速かつ安全に電源融通を可能とすること</u>で、相互接続することにより安全性が向上する設計とする。なお、<u>これらの相互接続部については、各号機に設置している遮断器を通常時、切状態にして物理的に分離することで、自動で投入されることなく、1号機の電気故障が2号機に波及しないようにすること</u>で要求される安全機能を満たすことができる設計とする。【15条14】</p>	<p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>3.7 その他発電用原子炉の附属施設</p> <p>3.7.1 非常用電源設備</p> <p><下線部></p> <p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>3. 設備共用の設計</p> <p><下線部></p> <p>—</p>
	<p>事故収束に必要な緊急時対策所 発電機接続プラグ盤、緊急時対策所 低圧受電盤、緊急時対策所 低圧母線盤、緊急時対策所 低圧分電盤1、緊急時対策所 低圧分電盤2、緊急時対策所 無停電交流電源装置、緊急時対策所 無停電分電盤1及び緊急時対策所 直流115V充電器は、二以上の発電用原子炉施設にお</p>	<p>VI-1-9-4-1 緊急時対策所の機能に関する説明書</p> <p>3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計</p>	<p>VI-1-10-17「緊急時対策所」の様式-1</p> <p>3. 緊急時対策所機能に係る設計</p> <p>2.2 代替電源設備に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	いて共用しない設計とする。【76条32】		
6. 主要対象設備 非常用電源設備の対象となる主要な設備について、 「表1 非常用電源設備の主要設備リスト」に示す。	6. 主要対象設備 非常用電源設備の対象となる主要な設備について、 「表1 非常用電源設備の主要設備リスト」に示す。	—	— (「設備リスト」による)

基本設計方針から設工認添付書類及び様式－ 1 への展開表
(常用電源設備)

「基本設計方針から設工認添付書類及び様式－1への展開表」【常用電源設備】

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」, 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	—	— (用語の定義のみ)
第1章 共通項目 常用電源設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く。), 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.2 材料及び構造等, 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.4 耐圧試験等, 5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	第1章 共通項目 常用電源設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く。), 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.2 材料及び構造等, 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.4 耐圧試験等, 5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	—	1. 共通的に適用される設計
第2章 個別項目 1. 保安電源設備 1.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保 1.1.1 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止 安全施設へ電力を供給する保安電源設備は, 電線路, 発電用原子炉施設において常時使用される発電機, 外部電源系及び非常用所内電源系から安全施設への電力の供給が停止することがないように, 発電機, 送電線, 変圧器, 母線等に保護継電器を設置し, 機器の損壊, 故障その他の異常を検知するとともに, 異常を検知した場合は, ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより, その拡大を防止する設計とする。 特に, 重要安全施設に給電する系統においては, 多重性を有し, 系統分離が可能である母線で構成し, 信頼性の高い機器を設置する。	第2章 個別項目 1. 保安電源設備 1.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保 1.1.1 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止 安全施設へ電力を供給する保安電源設備は, 電線路, 発電用原子炉施設において常時使用される発電機, 外部電源系及び非常用所内電源系から安全施設への電力の供給が停止することがないように, 発電機, 送電線, 変圧器, 母線等に保護継電器を設置し, 機器の損壊, 故障その他の異常を検知するとともに, 異常を検知した場合は, ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより, その拡大を防止する設計とする。【45条10】 特に, 重要安全施設に給電する系統においては, 多重性を有し, 系統分離が可能である母線で構成し, 信頼性の高い機器を設置する。【45条11】	要目表 VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保 2.1.1 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止 3. 施設の詳細設計方針 3.1 外部電源に関する設計 3.1.4 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止 3.1.5 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復 3.2 発電機に関する設計 3.2.1 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止 3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計 3.3.2 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大	2. 発電所構内における電気系統の信頼性確保に関する設計 2.1 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止に関する設計 2.2 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		防止 3.4 所内電源設備に関する設計 3.4.1 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止 単線結線図 1.4 単線結線図	
常用高圧母線(メタルクラッド開閉装置で構成)は, 2母線で構成し, 通常運転時に必要な負荷を各母線に振り分け給電する。それぞれの母線から動力変圧器を通して降圧し, 常用低圧母線(ロードセンタ及びコントロールセンタで構成)へ給電する。	常用高圧母線(メタルクラッド開閉装置で構成)は, 2母線で構成し, 通常運転時に必要な負荷を各母線に振り分け給電する。それぞれの母線から動力変圧器を通して降圧し, 常用低圧母線(ロードセンタ及びコントロールセンタで構成)へ給電する。【45条41】	VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保 2.1.1 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止 3. 施設の詳細設計方針 3.4 所内電源設備に関する設計 3.4.1 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止 単線結線図 1.4 単線結線図	2. 発電所構内における電気系統の信頼性確保に関する設計 2.1 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止に関する設計
また, 高圧及び低圧母線等で故障が発生した際は, 遮断器により故障箇所を隔離できる設計とし, 故障による影響を局所化できるとともに, 他の安全施設への影響を限定できる設計とする。	また, 高圧及び低圧母線等で故障が発生した際は, 遮断器により故障箇所を隔離できる設計とし, 故障による影響を局所化できるとともに, 他の安全施設への影響を限定できる設計とする。【45条42】	VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保 2.1.1 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止 3. 施設の詳細設計方針 3.4 所内電源設備に関する設計 3.4.1 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止 単線結線図 1.4 単線結線図	2. 発電所構内における電気系統の信頼性確保に関する設計 2.1 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止に関する設計
モニタリングポスト用発電機(1号機設備, 1, 2, 3号機共用)及びモニタリングポスト用無停電電源装置(1号機設備, 1, 2, 3号機共用)は, 機器の過	モニタリングポスト用発電機(1号機設備, 1, 2, 3号機共用)及びモニタリングポスト用無停電電源装置(1号機設備, 1, 2, 3号機共用)は, 機器の過	VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計	2. 発電所構内における電気系統の信頼性確保に関する設計 2.1 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
電流を検知し、機関及び装置を停止し故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能へ影響のない設計とする。	電流を検知し、機関及び装置を停止し故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能へ影響のない設計とする。【45条43】	3.3.2 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止	止に関する設計
常用の直流電源設備は、蓄電池，充電器，直流盤等で構成する。	常用の直流電源設備は、蓄電池，充電器，直流盤等で構成する。【45条44】	VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保 2.1.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止 3. 施設の詳細設計方針 3.4 所内電源設備に関する設計 3.4.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止 単線結線図 1.4 単線結線図	2. 発電所構内における電気系統の信頼性確保に関する設計 2.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止に関する設計
常用の直流電源設備は、タービンの非常用油ポンプ，発電機の非常用密封油ポンプ等へ給電する設計とする。	常用の直流電源設備は、タービンの非常用油ポンプ，発電機の非常用密封油ポンプ等へ給電する設計とする。【45条45】	VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保 2.1.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止 3. 施設の詳細設計方針 3.4 所内電源設備に関する設計 3.4.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止 単線結線図 1.4 単線結線図	2. 発電所構内における電気系統の信頼性確保に関する設計 2.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止に関する設計
常用の計測制御用電源設備は、一般計装母線及び計算機用無停電交流電源装置で構成する。	常用の計測制御用電源設備は、一般計装母線及び計算機用無停電交流電源装置で構成する。【45条46】	VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保 2.1.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止 3. 施設の詳細設計方針	2. 発電所構内における電気系統の信頼性確保に関する設計 2.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		3.4 所内電源設備に関する設計 3.4.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止 単線結線図 1.4 単線結線図	
常用電源設備の動力回路のケーブルは，負荷の容量に応じたケーブルを使用する設計とし，多重化した非常用電源設備の動力回路のケーブルの系統分離対策に影響を及ぼさない設計とするとともに，制御回路や計装回路への電氣的影響を考慮した設計とする。	常用電源設備の動力回路のケーブルは，負荷の容量に応じたケーブルを使用する設計とし，多重化した非常用電源設備の動力回路のケーブルの系統分離対策に影響を及ぼさない設計とするとともに，制御回路や計装回路への電氣的影響を考慮した設計とする。【45条47】	VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保 2.1.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止 3. 施設の詳細設計方針 3.4 所内電源設備に関する設計 3.4.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止	2. 発電所構内における電気系統の信頼性確保に関する設計 2.1 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止に関する設計
	1.1.2 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復 変圧器一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合に検知できるよう，変圧器一次側の電路は，電路を筐体に内包する変圧器やガス絶縁開閉装置等により構成し，3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合に保護継電器にて自動で，故障箇所の隔離及び非常用母線の受電切替ができる設計とし，電力の供給の安定性を回復できる設計とする。【45条13】	要目表 VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計 3.3.3 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復 常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 9.2 常用電源設備	2. 発電所構内における電気系統の信頼性確保に関する設計 2.2 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>送電線において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合、220kV送電線は1回線での電路の開放時に、安全施設への電力の供給が不安定にならないよう、多重化した設計とする。また、電力送電時、保護装置による3相の電流不平衡監視にて常時自動検知できる設計とする。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで、保護装置による検知が期待できない場合の1相開放故障の発見や、その兆候を早期に検知できる設計とする。</p>	<p>VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.1 外部電源に関する設計</p> <p>3.1.5 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復</p> <p>送電関係一覧図</p> <p>1.1 送電関係一覧図</p> <p>単線結線図</p> <p>1.4 単線結線図</p> <p><下線部></p> <p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>2. 発電所構内における電気系統の信頼性確保に関する設計</p> <p>2.2 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復に関する設計</p> <p><下線部></p> <p>—</p>
	<p>66kV送電線は、各相の不足電圧継電器にて常時自動検知できる設計とする。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで、保護継電器による検知が期待できない場合の1相開放故障や、その兆候を早期に検知できる設計とする。【45条14】</p>	<p>VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.1 外部電源に関する設計</p> <p>3.1.5 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復</p> <p>送電関係一覧図</p> <p>1.1 送電関係一覧図</p> <p>単線結線図</p> <p>1.4 単線結線図</p> <p><下線部></p> <p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>2. 発電所構内における電気系統の信頼性確保に関する設計</p> <p>2.2 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復に関する設計</p> <p><下線部></p> <p>—</p>
	<p>220kV送電線及び66kV送電線において1相の電路の開放を検知した場合は、自動又は手動操作で、故障箇所の隔離及び非常用母線の受電切替ができる設計とし、電力の供給の安定性を回復できる設計とする。【45条15】</p>	<p>VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.1 外部電源に関する設計</p> <p>3.1.5 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復</p>	<p>2. 発電所構内における電気系統の信頼性確保に関する設計</p> <p>2.2 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		送電関係一覧図 1.1 送電関係一覧図 単線結線図 1.4 単線結線図	
1.2 電線路の独立性及び物理的分離 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系した設計とする。	1.2 電線路の独立性及び物理的分離 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系した設計とする。【45条1】	VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.2 電線路の独立性及び物理的分離 単線結線図 1.4 単線結線図	3. 電線路の独立性及び物理的分離に関する設計 3.1 送電系統の独立性に関する設計
設計基準対象施設は、送受電可能な回線として220kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社第二島根原子力幹線）1ルート2回線（「1, 2, 3号機共用」（以下同じ。））及び受電専用の回線として66kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社鹿島線を分岐した鹿島支線）1ルート1回線（「1号機設備, 1, 2号機共用」（以下同じ。））の合計2ルート3回線にて、電力系統に接続する設計とする。 220kV送電線2回線は、中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所に連系する設計とする。 また、66kV送電線1回線は、中国電力ネットワーク株式会社津田変電所に連系する設計とする。	設計基準対象施設は、送受電可能な回線として220kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社第二島根原子力幹線）1ルート2回線（「1, 2, 3号機共用」（以下同じ。））及び受電専用の回線として66kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社鹿島線を分岐した鹿島支線）1ルート1回線（「1号機設備, 1, 2号機共用」（以下同じ。））の合計2ルート3回線にて、電力系統に接続する設計とする。【45条16】 220kV送電線2回線は、中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所に連系する設計とする。【45条17】 また、66kV送電線1回線は、中国電力ネットワーク株式会社津田変電所に連系する設計とする。【45条18】	VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.2 電線路の独立性及び物理的分離 3. 施設の詳細設計方針 3.1 外部電源に関する設計 3.1.1 電力系統の概要 送電関係一覧図 1.1 送電関係一覧図 単線結線図 1.4 単線結線図	3. 電線路の独立性及び物理的分離に関する設計 3.1 送電系統の独立性に関する設計
	上記2ルート3回線の送電線の独立性を確保するため、万一、送電線の上流側接続先である中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所が停止した場合でも、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、中国電力ネットワーク株式会社の広島変電所から松江変電所及び津田変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。【45条19】 また、中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所が停止した場合の、中国電力ネットワーク株式会社広島変電所から本発電所への電力供給については、あらかじめ定められた手順、体制等に基づき、昼夜を問わ	VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.2 電線路の独立性及び物理的分離 3. 施設の詳細設計方針 3.1 外部電源に関する設計 3.1.2 独立性が確保された電線路からの受電 送電関係一覧図 1.1 送電関係一覧図 単線結線図	3. 電線路の独立性及び物理的分離に関する設計 3.1 送電系統の独立性に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>ず、確実に実施する。【45条20】</p> <p>なお、中国電力ネットワーク株式会社津田変電所が停止した場合には、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所を経由するルートで、本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。【45条21】</p> <p>中国電力ネットワーク株式会社津田変電所からの66kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社鹿島線）は、本発電所から約1km離れた中国電力ネットワーク株式会社鹿島変電所に鹿島線2回線（1L, 2L）で連系しており、中国電力ネットワーク株式会社鹿島支線として鹿島線2Lを分岐して本発電所と連系している。</p> <p>鹿島支線は、鹿島線2Lの点検時又は事故時に鹿島線1Lから鹿島変電所を経由して連系することが可能である。【45条22】</p>	1.4 単線結線図	
	<p>設計基準対象施設は、電線路のうち少なくとも1回線は、同一の送電鉄塔に架線されていない、他の回線と物理的に分離された送電線から受電する設計とする。【45条23】</p> <p>また、大規模な盛土の崩壊、大規模な地滑り、急傾斜地の崩壊に対し鉄塔基礎の安定性が確保され台風等による強風発生時及び着氷雪の事故防止対策が図られ、送電線の近接箇所においては、必要な絶縁距離を確保し、仮に鉄塔が倒壊しても、線路の張力方向に倒壊することを考慮すると、近接している送電線は互いに影響を与える可能性はなく、万一、倒壊の影響があったとしても、近接していない健全な他の送電線から受電する設計とする。【45条24】</p>	<p>VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.2 電線路の独立性及び物理的分離</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.1 外部電源に関する設計</p> <p>3.1.3 物理的分離が施された電線路からの受電</p> <p>3.1.3.1 送電線の物理的分離</p> <p>3.1.3.2 鉄塔基礎の安定性</p> <p>3.1.3.3 送電線の強風対策</p>	<p>3. 電線路の独立性及び物理的分離に関する設計</p> <p>3.2 送電系統の物理的分離に関する設計</p>
	<p>1.3 発電用原子炉施設への電力供給確保</p> <p>設計基準対象施設に接続する電線路は、いずれの2回線が喪失した場合においても電力系統から同一の発電所内の発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しない設計とし、220kV送電線2回線は220kV開閉所を介して接続するとともに66kV送電線1回線は</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.3 発電用原子炉施設の電力供給確保</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p>	<p>4. 発電用原子炉施設への電力供給確保に関する設計</p> <p>4.1 電力の供給が同時に停止しない設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	66kV開閉所を介して接続する設計とする。【45条25】	3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計 3.3.1 発電用原子炉施設の電力供給確保 3.3.1.1 2回線喪失時の電力供給継続 3.3.2 機器の損壊，故障その他の異常の検知と拡大防止 常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 9.2 常用電源設備	
	開閉所から主発電機側の送受電設備は，十分な支持性能を持つ地盤に設置するとともに，耐震性の高い，可とう性のある懸垂碍子並びに重心の低いガス絶縁開閉装置及びガス絶縁複合開閉装置を設置する設計とする。【45条26】	要目表 VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.3 発電用原子炉施設の電力供給確保 3. 施設の詳細設計方針 3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計 3.3.1 発電用原子炉施設の電力供給確保 3.3.1.2 開閉所等の基礎 3.3.1.3 碍子及び遮断器等の耐震性 常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 9.2 常用電源設備	4. 発電用原子炉施設への電力供給確保に関する設計 4.2 送受電設備の耐震性，津波の影響及び塩害対策に関する設計
	さらに，防波壁により津波の影響を受けないエリアに設置するとともに，塩害を考慮し，送電線引留部の碍子に対しては，碍子洗浄ができる設計とし，遮断器等に対しては，電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置及びガス絶縁複合開閉装置を設置し，ガス絶縁複合開閉装置の架線部については屋内に設置する。【45条27】	要目表 VI-1-9-2-1 常用電源設備の健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.3 発電用原子炉施設の電力供給確保 3. 施設の詳細設計方針 3.3 ガス絶縁開閉装置及び変圧器等に関する設計 3.3.1 発電用原子炉施設の電力供給確保 3.3.1.4 碍子及び遮断器等への津波の影響 3.3.1.5 碍子及び遮断器等の塩害対策 3.3.3 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復	4. 発電用原子炉施設への電力供給確保に関する設計 4.2 送受電設備の耐震性，津波の影響及び塩害対策に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面 9.2 常用電源設備 <下線部> 運用に関する記載であり，保安規定にて対応	<下線部> —
2. 設備の共用 220kV送電線及び220kV開閉所は，1号機，2号機及び3号機で共用とするが，1号機，2号機及び3号機で必要な容量を十分確保し，1号機，2号機及び3号機各々に遮断器を設け，地絡若しくは短絡等の故障が発生した場合は，影響を局所化できる設計とする。また，220kV開閉所が使用不能の場合は66kV開閉所から重要安全施設への電気供給が可能な設計とし，共用箇所の故障により外部電源を受電できなくなった場合は，各号機の非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）にて，それぞれの非常用所内電源系に給電できる設計とすることで，共用により安全性を損なわない設計とする。 66kV送電線，66kV開閉所及び予備変圧器は，1号機及び2号機で共用とするが，1号機及び2号機で必要な容量を十分確保し，1号機及び2号機各々に遮断器を設け，地絡若しくは短絡等の故障が発生した場合は，影響を局所化できる設計とする。また，共用箇所の故障により外部電源を受電できなくなった場合は，各号機の非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）にて，それぞれの非常用所内電源系に給電できる設計とすることで，共用により安全性を損なわない設計とする。【15条23】	2. 設備の共用 変更なし	—	— (変更なし)
3. 主要対象設備 常用電源設備の対象となる主要な設備について，「表1 常用電源設備の主要設備リスト」に示す。	3. 主要対象設備 常用電源設備の対象となる主要な設備について，「表1 常用電源設備の主要設備リスト」に示す。	—	— (「設備リスト」による)

基本設計方針から設工認添付書類及び様式－ 1 への展開表
(補助ボイラー)

「基本設計方針から設工認添付書類及び様式-1への展開表」【補助ボイラー】

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	—	— (用語の定義のみ)
第1章 共通項目 補助ボイラの共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く), 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.2 材料及び構造等, 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.4 耐圧試験等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関の設計条件を除く。), 6. その他 (6.3 安全避難通路等, 6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	第1章 共通項目 補助ボイラの共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く), 3. 火災, 4. 溢水等, 5. 設備に対する要求 (5.2 材料及び構造等, 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.4 耐圧試験等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件を除く。), 6. その他 (6.3 安全避難通路等, 6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	—	1. 共通的に適用される設計
第2章 個別項目 1. 補助ボイラ 1.1 補助ボイラの機能 発電用原子炉施設には, 設計基準事故に至るまでの間に想定される使用条件として, 液体廃棄物処理系, タンクの保温用等並びに原子炉施設の起動及び停止時の主蒸気圧力が低く, 主蒸気を使用できない場合のタービングランドのシール及び空気抽出器駆動に必要な蒸気を供給する能力を有する補助ボイラ (「1, 2号機共用」(以下同じ。)) を設置する。 補助ボイラは, 発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。【48条1】	第2章 個別項目 1. 補助ボイラ 1.1 補助ボイラの機能 変更なし	—	— (変更なし)
1.2 補助ボイラの設計条件 補助ボイラは, ボイラ本体, 重油燃焼装置, 通風装置, 給水設備, 自動燃焼制御装置, 缶水処理装置等で構成し, 蒸気を蒸気だめより所内蒸気系母管を経て, 蒸気を使用する各機器に供給できる設計とする。蒸気	1.2 補助ボイラの設計条件 変更なし	—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>使用機器で使用される蒸気のうち回収できるものは、所内蒸気回収ドレンより補助ボイラの給水タンクに集め、ボイラ用水として再使用し、給水使用量を低減できる設計とする。【48条9】</p> <p>補助ボイラは、長期連続運転及び負荷変動に対応できる設計とし、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮できる設計とするとともに、補助ボイラの健全性及び能力を確認するため、必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができるよう設計する。【48条10】</p> <p>設計基準対象施設に施設する補助ボイラ及びその附属設備の耐圧部分に使用する材料は、安全な化学的成分及び機械的強度を有するとともに、耐圧部分の構造は、最高使用圧力及び最高使用温度において、発生する応力に対して安全な設計とする。【48条7】</p> <p>設計基準対象施設に施設する補助ボイラに属する主要な耐圧部の溶接部は、次のとおりとし、使用前事業者検査により適用基準及び適用規格に適合していることを確認する。【48条2】</p>			
(1) 不連続で特異な形状でない設計とする。【48条3】		—	— (変更なし)
(2) 溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認する。【48条4】		—	— (変更なし)
(3) 適切な強度を有する設計とする。【48条5】		—	— (変更なし)
(4) 適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。【48条6】		—	— (変更なし)
補助ボイラの缶体には、圧力の上昇による設備の損傷防止のため、最大蒸発量と同等容量以上の安全弁を設ける設計とする。		—	— (変更なし)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
補助ボイラの缶体には、圧力の上昇による設備の損傷防止のため、ドラム内水位、ドラム内圧力等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。【48条8】			
補助ボイラは、補助ボイラの最大連続蒸発時において、熱的損傷が生ずることのないよう水を供給できる適切な容量の給水設備を設け、給水の入口及び蒸気の出口については、流路を速やかに遮断できる設計とする。【48条11】		—	— (変更なし)
補助ボイラは、ボイラ水の濃縮を防止し、及び水位を調整するために、補助ボイラ水を抜くことができる設計とする。【48条12】		—	— (変更なし)
補助ボイラから排出されるばい煙については、良質燃料（A重油）を使用することにより、硫黄酸化物排出量、窒素酸化物濃度及びばいじん濃度を低減する設計とする。【48条42】		—	— (変更なし)
2. 設備の共用 補助ボイラ設備は、1号機及び2号機で共用とするが、各号機に必要な容量をそれぞれ確保することで、安全性を損なわない設計とする。	2. 設備の共用 補助ボイラ設備は、1号機及び2号機で共用とするが、各号機に必要な容量をそれぞれ確保することで、 <u>共用により安全性を損なわない設計とする。【15条24】</u>	—	— (記載の追加のみ、変更なし)
	所内蒸気系は、1号機及び2号機間で相互に接続するが、連絡時以外においては、号機間の接続部の弁を常時閉とすることにより物理的に分離し、安全性を損なわない設計とする。連絡時においても、各号機にて設計する圧力に差異を生じさせず、安全性を損なわない設計とする。【15条33】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	— (記載の追加のみ、変更なし)

基本設計方針から設工認添付書類及び様式－ 1 への展開表
(火災防護設備)

「基本設計方針から設工認添付書類及び様式－1への展開表」【火災防護設備】

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」, 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及びこれらの解釈並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」による。	—	— (用語の定義のみ)
第1章 共通項目 火災防護設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く。), 5. 設備に対する要求, 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	第1章 共通項目 火災防護設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く。), 5. 設備に対する要求, 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	—	1. 共通的に適用される設計
第2章 個別項目 1. 火災防護設備の基本方針 火災発生により原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため, 日本電気協会「原子力発電所の火災防護指針」(J E A G 4 6 0 7) に準じ, 火災発生の防止, 火災検知および消火, ならびに火災の影響の軽減を組合せ, 原子炉施設の防火計画を行うものとする。	第2章 個別項目 1. 火災防護設備の基本設計方針 設計基準対象施設は, 火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう, 火災防護上重要な機器等を設置する火災区域及び火災区画に対して, 火災防護対策を講じる。【11条1】	—	— (冒頭宣言)
	発電用原子炉施設は, 火災によりその安全性を損なわないように, 適切な火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を講じる対象として「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」のクラス1, クラス2及び安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物, 系統及び機器とする。 火災防護上重要な機器等は, 上記構築物, 系統及び機器のうち原子炉の高温停止及び低温停止を達成し, 維持するために必要な構築物, 系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物, 系統及び機器とする。【11条2】 原子炉の高温停止及び低温停止を達成し, 維持するために必要な構築物, 系統及び機器は, 発電用原子炉施設において火災が発生した場合に, 原子炉の高温停止及び	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 3. 火災防護の基本事項 3.1 火災防護対策を行う機器等の選定	2. 火災防護対策を行う機器等の選定

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>低温停止を達成し、維持するために必要な以下の機能を確保するための構築物、系統及び機器とする。</p> <p>①原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 ②過剰反応度の印加防止機能 ③炉心形状の維持機能 ④原子炉の緊急停止機能 ⑤未臨界維持機能 ⑥原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 ⑦原子炉停止後の除熱機能 ⑧炉心冷却機能 ⑨工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 ⑩安全上特に重要な関連機能 ⑪安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能 ⑫事故時のプラント状態の把握機能 ⑬制御室外からの安全停止機能【11条3】</p> <p>放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器は、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を確保するために必要な構築物、系統及び機器とする。【11条4】</p>		
	<p>重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないよう、重大事故等対処施設を設置する火災区域及び火災区画に対して、火災防護対策を講じる。【52条1】</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>3. 火災防護の基本事項</p> <p>3.1 火災防護対策を行う機器等の選定</p>	2. 火災防護対策を行う機器等の選定
	<p>建物等の火災区域は、耐火壁により囲まれ、他の区域と分離されている区域を、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設の配置を系統分離も考慮して設定する。【11条5】【52条2】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>建物内のうち、火災の影響軽減の対策が必要な火災防護上重要な機器等を設置する火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁として、3時間耐火に設計上必要なコンクリート壁厚である123mm以上の壁厚を有するコンクリート壁や火災耐久試験により3時間以上の</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>6. 火災の影響軽減対策</p>	<p>3. 火災区域及び火災区画の設定</p> <p>6. 火災の影響軽減対策</p> <p>6.1 火災の影響軽減対策が必要な火災区域の分離</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	耐火能力を有することを確認した耐火壁（耐火障壁，貫通部シール，防火扉，防火ダンパ）により隣接する他の火災区域と分離するように設定する。【11条6】	6.1 火災の影響軽減対策が必要な火災区域の分離 火災区域構造物及び火災区画構造物に係る機器の配置を明示した図面及び構造図 9.3.1.1 機器の配置を明示した図面及び構造図	
	火災区域又は火災区画のファンネルは，煙の流入防止装置の設置によって，他の火災区域又は火災区画からの煙の流入を防止する設計とする。【11条9】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 6. 火災の影響軽減対策 6.1 火災の影響軽減対策が必要な火災区域の分離	6. 火災の影響軽減対策 6.1 火災の影響軽減対策が必要な火災区域の分離
	屋外の火災区域は，他の区域と分離して火災防護対策を実施するために，火災防護上重要な機器等を設置する区域及び重大事故等対処施設の配置を考慮するとともに， <u>火災区域外への延焼防止を考慮した管理を踏まえた区域を火災区域として設定する。【11条7】【52条3】</u> <u>この延焼防止を考慮した管理については，保安規定に定めて，管理する。【11条7】【52条3】</u>	要目表 VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 3. 火災防護の基本事項 3.2 火災区域及び火災区画の設定 火災区域構造物及び火災区画構造物に係る機器の配置を明示した図面及び構造図 9.3.1.1 機器の配置を明示した図面及び構造図 <下線部> 運用に関する記載であり，保安規定にて対応	3. 火災区域及び火災区画の設定 <下線部> —
	火災区画は，建物内及び屋外で設定した火災区域を系統分離の状況及び壁の設置状況並びに重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置に応じて分割して設定する。【11条8】【52条4】	要目表 VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 3. 火災防護の基本事項 3.2 火災区域及び火災区画の設定 火災区域構造物及び火災区画構造物に係る機器の配置を明示した図面及び構造図 9.3.1.1 機器の配置を明示した図面及び構造図	3. 火災区域及び火災区画の設定
	設定する火災区域及び火災区画に対して，以下に示す火災の発生防止，火災の感知及び消火並びに火災の影響	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。【11条10】【52条5】		
	<p>なお、発電用原子炉施設のうち、火災防護上重要な機器等又は重大事故等対処施設に含まれない構築物、系統及び機器は、「消防法」、「建築基準法」及び一般社団法人日本電気協会電気技術規程・指針に基づき設備に応じた火災防護対策を講じる設計とする。【11条11】【52条6】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>発電用原子炉施設の火災防護上重要な機器等は、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づき、必要な運用管理を含む火災防護対策を講じることを保安規定に定めて、管理する。【11条12】</p> <p>重大事故等対処施設は、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火の必要な運用管理を含む火災防護対策を講じることを保安規定に定めて、管理する。</p> <p>重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備に対する火災防護対策についても保安規定に定めて、管理する。【52条7】</p> <p>その他の発電用原子炉施設については、「消防法」、「建築基準法」及び一般社団法人日本電気協会電気技術規程・指針に基づき設備に応じた火災防護対策を講じることを保安規定に定めて、管理する。【11条13】【52条8】</p> <p>外部火災については、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設を外部火災から防護するための運用等について保安規定に定めて、管理する。【11条14】【52条9】</p>	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
<p>2. 設計方針</p> <p>2.1 火災の発生防止</p> <p>2.1.1 予防措置</p> <p>(1) 可燃性または引火性の気体または液体を内包する系統は、下記のような方法を採用し、火災の発生を防止する。</p> <p>a. 可燃性または引火性の気体または液体を内包する系統は、原則として溶接構造とする。止むを得ず</p>	<p>1.1 火災発生防止</p> <p>1.1.1 火災の発生防止対策</p> <p>火災の発生防止における発火性又は引火性物質に対する火災の発生防止対策は、火災区域又は火災区画に設置する潤滑油又は燃料油を内包する設備及び水素ガスを内包する設備を対象とする。【11条15】【52条10】</p> <p>潤滑油又は燃料油を内包する設備は、溶接構造、シール構造の採用による漏えいの防止及び防爆の対策を講</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>4. 火災の発生防止</p> <p>4.1 発電用原子炉施設の火災の発生防止について</p>	<p>4. 火災の発生防止</p> <p>4.1 火災の発生防止対策の設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>機器等の接続部でフランジまたはネジ込み継手を使用し、下部に引火点を越える高温機器、配管等が設置されている場合には漏えいによる引火を防止するためオイルパン等を設ける。</p> <p>b. 可燃性または引火性の気体または液体を内包する系統は、プラントの運転に先立ち、完成後耐圧試験および水張試験等により漏えいのないことを確認する。</p> <p>c. 多量の可燃性または引火性の液体を内包する機器には、その損傷時、可燃物が流出しないよう原則として100%以上の容量の防油堤またはカーブを設ける。</p> <p>d. タービン発電機用水素の貯蔵設備は原子炉建物、タービン建物および廃棄物処理建物等の本館外に設置し、自然換気による換気を行う。</p> <p>e. 格納容器内雰囲気モニタ校正用、オフガス校正用水素ボンベは、その貯蔵量が少ないため、本館内の十分に換気された場所に設置する。</p> <p>f. バッテリー室には水素の蓄積を防止するために必要量以上の換気風量を確保する。</p>	<p>じるとともに、堰等を設置し、漏えいした潤滑油又は燃料油が拡大することを防止する設計とし、潤滑油又は燃料油を内包する設備の火災により発電用原子炉施設の安全機能及び重大事故等に対処する機能を損なわないよう、壁等の設置及び隔離による配置上の考慮を行う設計とする。【11条16】【52条11】</p> <p>潤滑油又は燃料油を内包する設備を設置する火災区域又は火災区画は、換気空調設備による機械換気又は自然換気を行う設計とする。【11条17】【52条13】</p> <p>潤滑油又は燃料油を貯蔵する設備は、貯蔵量を一定時間の運転に必要な量を貯蔵することを考慮した設計とする。【11条18】【52条21】</p>		
	<p>水素ガスを内包する設備のうち気体廃棄物処理設備、発電機水素ガス供給設備及び水素・酸素注入設備の配管等は溶接構造によって、水素ガスの漏えいを防止し、弁グランド部から水素ガスの漏えいの可能性のある弁は、ベローズ弁等を用いて防爆の対策を行う設計とし、水素ガスを内包する設備の火災により、発電用原子炉施設の安全機能及び重大事故等に対処する機能を損なわないよう、壁等の設置による配置上の考慮を行う設計とする。【11条19】【52条12】</p> <p>水素ガスを内包する設備である蓄電池、気体廃棄物処理設備、発電機水素ガス供給設備、水素・酸素注入設備及び水素ガスボンベを設置する火災区域又は火災区画は、送風機及び排風機による機械換気を行い、水素濃度を燃焼限界濃度以下とする設計とする。【11条20】【52</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>4. 火災の発生防止</p> <p>4.1 発電用原子炉施設の火災の発生防止について</p>	<p>4. 火災の発生防止</p> <p>4.1 火災の発生防止対策の設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>条14】 <u>水素ガスポンベは、運転上必要な量を考慮し貯蔵する設計とする。また、使用時を除きポンベ元弁を閉とする運用として保安規定に定めて、管理する。【11条22】【52条22】</u></p> <p>火災の発生防止における水素ガス漏えい検出は、蓄電池、発電機水素ガス供給設備、水素・酸素注入設備及び格納容器雰囲気モニタ校正用水素ガスポンベを設置する部屋の上部に水素濃度検知器を設置し、水素ガスの燃焼限界濃度である4vol%の1/4に達する前の濃度にて中央制御室（「1、2号機共用」（以下同じ。））に警報を発報する設計とする。【11条23】【52条26】</p> <p>気体廃棄物処理設備内の水素濃度については、燃焼限界濃度以下となるよう設計するとともに、水素濃度計により中央制御室で常時監視ができる設計とし、水素濃度が上昇した場合には中央制御室に警報を発報する設計とする。【11条24】</p> <p>蓄電池室の換気空調設備が停止した場合には、中央制御室に警報を発する設計とする。【11条21】【52条15】</p> <p>また、蓄電池室には、直流開閉装置やインバータを設置しない。【11条25】【52条16】</p>	<p><下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p><下線部> —</p>
	<p>放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備において、崩壊熱が発生し、火災事象に至るような放射性廃棄物を貯蔵しない設計とする。また、<u>放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂、チャコールフィルタ及びH E P Aフィルタは、固体廃棄物として処理を行うまでの間、金属容器や不燃シートに包んで保管することを保安規定に定めて、管理する。【11条26】【52条17】</u></p> <p>放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備を設置する火災区域又は火災区画の換気空調設備は、他の火災区域又は火災区画や環境への放射性物質の放出を防ぐために、換気空調設備を停止し、風量調整ダンパを閉止し、隔離できる設計とする。【11条27】【52条18】</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 4. 火災の発生防止 4.1 発電用原子炉施設の火災の発生防止について</p> <p><下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>4. 火災の発生防止 4.1 火災の発生防止対策の設計</p> <p><下線部> —</p>
	<p>火災の発生防止のため、火災区域又は火災区画におい</p>	<p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>—</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>て有機溶剤を使用する場合は必要量以上持ち込まない運用として保安規定に定めて、管理するとともに、可燃性の蒸気が滞留するおそれがある場合は、使用する作業場所において、換気、通風、拡散の措置を行うとともに、建物の送風機及び排風機による機械換気により滞留を防止する設計とする。【11条28】【52条23】</p>		
	<p>火災区域又は火災区画において、発火性又は引火性物質を内包する設備は、溶接構造の採用及び機械換気等により、「電気設備に関する技術基準を定める省令」第六十九条及び「工場電気設備防爆指針」で要求される爆発性雰囲気とならない設計とするとともに、当該の設備を設ける火災区域又は火災区画に設置する電気・計装品の必要な箇所には、接地を施す設計とする。【11条29】【52条24】</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>4. 火災の発生防止</p> <p>4.1 発電用原子炉施設の火災の発生防止について</p>	<p>4. 火災の発生防止</p> <p>4.1 火災の発生防止対策の設計</p>
	<p>火災の発生防止のため、可燃性の微粉が発生する設備及び静電気が溜まるおそれがある設備を火災区域又は火災区画に設置しないことにより、可燃性の微粉及び静電気による火災の発生を防止する設計とする。【11条30】【52条25】</p>	<p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>—</p>
	<p>火災の発生防止のため、発火源への対策として、設備を金属製の筐体内に収納する等、火花が設備外部に出ない設計とするとともに、高温部分を保温材で覆うことにより、可燃性物質との接触防止や潤滑油等可燃物の過熱防止を行う設計とする。【11条31】【52条27】</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>4. 火災の発生防止</p> <p>4.1 発電用原子炉施設の火災の発生防止について</p>	<p>4. 火災の発生防止</p> <p>4.1 火災の発生防止対策の設計</p>
<p>(2) 電気系統には適切に短絡または過電流を検出し、自動的に故障区間の切り離しを行う保護装置を設け、また、重要な電気系統には地絡検出器を設け、地絡電流による過熱を未然に防止できる設計とする。</p>	<p>火災の発生防止のため、発電用原子炉施設内の電気系統は、保護継電器及び遮断器によって故障回路を早期に遮断し、過電流による過熱及び焼損を防止する設計とする。【11条32】【52条19】</p> <p>電気室は、電源供給のみに使用する設計とする。【11条33】【52条20】</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>4. 火災の発生防止</p> <p>4.1 発電用原子炉施設の火災の発生防止について</p>	<p>4. 火災の発生防止</p> <p>4.1 火災の発生防止対策の設計</p>
	<p>火災の発生防止のため、放射線分解により水素ガスが発生する火災区域又は火災区画における、水素ガスの蓄積防止対策として、一般社団法人火力原子力発電技術協会「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>4. 火災の発生防止</p> <p>4.1 発電用原子炉施設の火災の発生防止について</p>	<p>4. 火災の発生防止</p> <p>4.1 火災の発生防止対策の設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	止に関するガイドライン（平成17年10月）」等に基づき、原子炉の安全性を損なうおそれがある場合には水素ガスの蓄積を防止する設計とする。【11条50】【52条44】 重大事故等時の原子炉格納容器内及び建物内の水素ガスについては、重大事故等対処施設にて、蓄積防止対策を行う設計とする。【52条45】		
2.1.2 難燃性材料および不燃性材料の使用 安全上重要な構築物、系統および機器は、実用上可能な限り不燃性または難燃性材料を選択し使用する。	1.1.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用 火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とし、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下「代替材料」という。）を使用する設計、若しくは、当該構築物、系統及び機器の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合は、当該構築物、系統及び機器における火災に起因して他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。【11条34】【52条28】	—	— (冒頭宣言)
(1) 機器、配管およびこれらの支持構造物等の主要な構造材は不燃性材料を使用する。 (2) 安全上重要な系統および機器は、非常用ガス処理系チャコール・フィルタ、ディーゼル発電機燃料、機器潤滑油、制御盤内記録紙等、実用上、難燃化、不燃化が困難なものを除いて、難燃性または不燃性のものを使用する。 (3) 塗料は、実用可能な限り、不燃性または難燃性のものを使用する。 (4) 保温材は、ロックウール等の不燃性材料を使用することを原則とする。 (5) 防露材は、難燃性材料を使用する。 (6) ケーブルは、米国IEEE規格383（原子力発電所用ケーブル等の型式試験）の垂直トレイ試験に合格した難燃性ケーブルを使用する。 (7) 原子炉格納容器内、高放射線区域（F区域）お	火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち、機器、配管、ダクト、トレイ、電線管、盤の筐体及びこれらの支持構造物の主要な構造材は、原則、ステンレス鋼、低合金鋼、炭素鋼等の金属材料又はコンクリート等の不燃性材料を使用する設計とする。【11条35】【52条32】 ただし、配管のパッキン類は、その機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難であるため、金属で覆われた狭隘部に設置し直接火炎にさらされることのない設計とする。【11条37】【52条33】 金属に覆われたポンプ及び弁等の駆動部の潤滑油並びに金属に覆われた機器躯体内部に設置する電気配線は、発火した場合でも他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に延焼しないことから、不燃性材料又は難燃性材料でない材料を使用する設計とする。【11条38】【52条34】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 4. 火災の発生防止 4.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用について	4. 火災の発生防止 4.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
<p>よび高温区域には可燃性材料の集積を行わない。 ここにいう可燃性材料の集積とは運手上ならびに保守上の要求に見合う量以上の油類，木材，紙およびケーブル等を指すものとする。</p> <p>(8) 回転機器の潤滑油とディーゼル用燃料油等の油類は，運転上の要求に見合う量以上貯蔵しない設計とする。(9) 屋内設置トランスは全て乾式とする。</p>			
	<p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用する保温材は，原則，平成12年建設省告示第1400号に定められたもの，「建築基準法」の不燃材料認定品又は「建築基準法」に基づく試験により不燃性材料であることを確認したものを使用する設計とする。【11条36】【52条29】</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>4. 火災の発生防止</p> <p>4.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用について</p>	<p>4. 火災の発生防止</p> <p>4.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用</p>
	<p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する建物の内装材は，原則，「建築基準法」で不燃性材料として認められたものを使用する設計とする。【11条42】【52条31】</p> <p>ただし，管理区域や非管理区域の床や，原子炉格納容器内の床や壁に使用する耐放射線性，除染性，防塵性又は耐腐食性のコーティング剤は，不燃性材料であるコンクリート表面に塗布すること，難燃性が確認された塗料であること，加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらないこと，原子炉格納容器内を含む建物内に設置する火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は，不燃性又は難燃性の材料を使用し，<u>その周辺における可燃物を管理することから</u>，難燃性材料を使用する設計とする。【11条43】【52条37】</p> <p>また，中央制御室の床面は，防災性能を有するカーペットを使用する設計とする。【11条44】【52条38】</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>4. 火災の発生防止</p> <p>4.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用について</p> <p><下線部> 運用に関する記載であり，保安規定にて対応</p>	<p>4. 火災の発生防止</p> <p>4.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用</p> <p><下線部> —</p>
	<p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用するケーブルは，実証試験により自己消火性（UL垂直燃焼試験）及び延焼性（IEEE383（光ファイバケーブルの場合はIEEE1202）垂直トレイ燃焼試験）を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>4. 火災の発生防止</p> <p>4.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用について</p>	<p>4. 火災の発生防止</p> <p>4.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	【11条41】【52条36】		
	火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち、換気空調設備のフィルタはチャコールフィルタを除き、日本規格協会「繊維製品の燃焼性試験方法」(JIS L 1091)又は公益社団法人日本空気清浄協会「空気清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針」(JACANo.11A)を満足する難燃性材料を使用する設計とする。【11条39】【52条30】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 4. 火災の発生防止 4.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用について	4. 火災の発生防止 4.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用
	火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち、建物内の変圧器及び遮断器は、可燃性物質である絶縁油を内包していないものを使用する設計とする。【11条40】【52条35】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 4. 火災の発生防止 4.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用について	4. 火災の発生防止 4.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用
2.1.3 自然事象による火災発生防止 原子炉施設内の構築物、系統および機器は、落雷、地震等の自然事象により火災を生ずることがないよう防護した設計とする。	1.1.3 落雷、地震等の自然現象による火災の発生防止 自然現象として、地震、津波、洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象及び森林火災を考慮する。【11条45】【52条39】	—	— (用語の定義のみ)
	これらの自然現象のうち、火災を発生させるおそれのある落雷、地震、竜巻(風(台風)を含む。)及び森林火災について、これらの現象によって火災が発生しないように、以下のとおり火災防護対策を講じる設計とする。【11条46】【52条40】	—	— (冒頭宣言)
(1) 安全上重要な構築物、系統および機器を内蔵した建物ならびにその他の建物には建築基準法に基づき避雷設備を設ける。	落雷によって、発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器に火災が発生しないよう、避雷設備の設置及び接地網の布設を行う設計とする。【11条47】【52条41】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 4. 火災の発生防止 4.3 落雷、地震等の自然現象による火災発生防止について	4. 火災の発生防止 4.3 落雷・地震等の自然現象による火災発生防止について
(2) 安全上重要な構築物、系統および機器は「耐震設計基本方針」に基づき設計し、破損または倒壊を防ぐことにより火災発生を防止する。 (3) 安全上重要な構築物、系統および機器は、それ以外の設備の破損・発火によっても悪影響を受けないよう適切な配置設計、耐震設計を行う。	火災防護上重要な機器等は、耐震クラスに応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」(平成25年6月19日原子力規制委員会)に従い、耐震設計を行う設計とする。【11条48】 重大事故等対処施設は、施設の区分に応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに、「実	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 4. 火災の発生防止 4.3 落雷、地震等の自然現象による火災発生防止について	4. 火災の発生防止 4.3 落雷・地震等の自然現象による火災発生防止について

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」(平成25年6月19日原子力規制委員会)に従い、耐震設計を行う設計とする。【52条42】		
	火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は、森林火災から、防火帯による防護等により、火災発生防止を講じる設計とし、竜巻(風(台風)を含む)から、竜巻防護対策施設の設置及び固縛により、火災の発生防止を講じる設計とする。【11条49】【52条43】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 4. 火災の発生防止 4.3 落雷、地震等の自然現象による火災発生防止について <下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	4. 火災の発生防止 4.3 落雷・地震等の自然現象による火災発生防止について <下線部> —
2.2 火災検知および消火 2.2.1 火災検出装置および消火装置 火災検出装置および消火装置は、安全上重要な構築物、系統および機器に対する火災の悪影響を限定し、早期消火を行える設計とする。	1.2 火災の感知及び消火 火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対して火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行う設計とする。【11条51】【52条46】 火災感知設備及び消火設備は、「1.1.3 落雷、地震等の自然現象による火災の発生防止」で抽出した自然現象に対して、火災感知及び消火の機能、性能が維持できる設計とする。【52条97】【11条94】	—	— (冒頭宣言)
	火災感知設備及び消火設備については、火災区域及び火災区画に設置された火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて、地震に対して機能を維持できる設計とする。【11条95】【52条88】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 5. 火災の感知及び消火 5.1 火災感知設備について 5.1.1 要求機能及び性能目標 5.1.2 機能設計 5.1.3 構造強度設計 5.2 消火設備について 5.2.1 要求機能及び性能目標 5.2.2 機能設計 5.2.3 構造強度設計 VI-2-別添1-2-1 火災感知器の耐震性についての計算書	5. 火災の感知及び消火 5.1 要求機能及び性能目標 5.2 火災感知設備 5.3 消火設備 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 4. 地震による損傷防止に関する設計 4.11 耐震設計の基本方針を準用して行う耐震評価

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		VI-2-別添 1-2-2 火災受信機盤の耐震性についての計算書 VI-2-別添 1-3-1 ボンベラックの耐震性についての計算書 VI-2-別添 1-3-2 選択弁の耐震性についての計算書 VI-2-別添 1-3-3 制御盤の耐震性についての計算書 VI-2-別添 1-3-4 管の耐震性についての計算書 VI-2-別添 1-4 火災防護設備の水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価	
(1) 火災検出装置 a. 自動火災報知設備の火災感知器の種類は、可燃物の火災による性質、放射線、温度、湿度、空気流等、環境条件を考慮したうえで煙感知器、熱感知器等の種類を決定する。 b. 自動火災報知設備の電源には、常用電源が喪失した場合でも、本設備を有効に10分間作動できる容量以上の蓄電池設備を設ける。 c. 自動火災報知設備の受信機は中央制御室に設置する。 d. 受信機の警報装置はプラントの警報と混同しないように設計する。 e. 空調換気系のダクトには必要に応じて熱または煙感知器と連動する防火ダンパを設置する。	1.2.1 火災感知設備 火災感知設備の火災感知器は、火災区域又は火災区画における放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件、予想される火災の性質を考慮し、火災感知器を設置する火災区域又は火災区画の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設の種類のに応じ、火災を早期に感知できるよう、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器、又は炎が発する赤外線又は紫外線を検知するため炎が生じた時点で感知することができ火災の早期感知が可能である非アナログ式の炎感知器から、異なる感知方式の火災感知器を組み合わせで設置する設計とする。【11条52】【52条51】 なお、基本設計のとおり火災感知器を設置できない箇所は、上記感知器の代わりに環境条件や火災の性質を考慮し、光電分離型煙感知器、煙吸引式検出設備、熱感知カメラ、非アナログ式の防爆型煙感知器、非アナログ式の防爆型熱感知器及び非アナログ式の熱感知器も含めた組合せで設置する設計とする。【11条54】【52条52】 火災感知器については、「消防法施行規則」に従い設置する、又は火災区域内の感知器の網羅性及び「火災報知設備の感知器及び発信機に係る技術上の規格を定める省令」に定める感知性能と同等以上の方法により設置する設計とする。【11条55】【52条53】 ただし、火災感知器を設置する場所の環境条件により火災感知器を「消防法施行規則」に従い設置できない又	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 5. 火災の感知及び消火 5.1 火災感知設備について 5.1.2 機能設計	5. 火災の感知及び消火 5.1 要求機能及び性能目標 5.2 火災感知設備

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>は設置することが適切ではない場所は、火災感知器を適切な場所に設置することにより、発生する火災をもれなく確実に感知できる設計とする。【11条55】【52条53】</p> <p>非アナログ式の火災感知器は、環境条件等を考慮することにより誤作動を防止する設計とする。【11条53】【52条55】</p> <p>なお、光電分離型煙感知器、熱感知カメラ及び炎感知器は、監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。【11条56】【52条54】</p> <p>また、<u>発火源となるようなものがない火災区域又は火災区画は、可燃物管理により可燃物を持ち込まない運用として保安規定に定めて、管理することから、火災感知器を設置しない設計とする。【11条57】【52条56】</u></p>	<p><下線部></p> <p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p><下線部></p> <p>—</p>
	<p>火災感知設備のうち火災受信機盤は中央制御室に設置し、火災感知設備の作動状況を常時監視できる設計とする。また、火災受信機盤は、構成されるアナログ式の受信機により作動した火災感知器を1つずつ特定できる設計とする。【11条58】【52条48】</p> <p>屋外区域熱感知カメラの火災受信機盤においては、カメラ機能による映像監視（熱サーモグラフィ）により火災発生箇所の特特定が可能となる設計とする。【11条59】</p> <p>火災感知器は、自動試験機能又は遠隔試験機能により点検ができる設計とする。自動試験機能又は遠隔試験機能を持たない火災感知器は、機能に異常がないことを確認するため、「消防法施行規則」に準じ、煙等の火災を模擬した試験を実施する。【11条60】【52条49】</p> <p>火災感知設備は、外部電源喪失時又は全交流動力電源喪失時においても火災の感知が可能となるように蓄電池を設け、電源を確保する設計とする。また、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備の電源は、非常用電源からの受電も可能な設計とする。【11条61】【52条50】</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.1 火災感知設備について</p> <p>5.1.2 機能設計</p>	<p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.1 要求機能及び性能目標</p> <p>5.2 火災感知設備</p>
	<p>火災区域又は火災区画の火災感知設備は、凍結等の自然現象によっても、機能、性能が維持できる設計とする。</p>	<p>—</p>	<p>—</p> <p>(冒頭宣言)</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	【11条96】【52条89】		
	<p>屋外に設置する火災感知設備は-8.7℃まで気温が低下しても使用可能な火災感知設備を設置する設計とする。【52条90】【11条97】</p> <p><u>屋外の火災感知設備は、火災感知器の予備を保有し、万一、風水害の影響を受けた場合にも、早期に取替えを行うことにより機能及び性能を復旧する設計とする。</u></p> <p>【52条91】【11条98】</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.1 火災感知設備について</p> <p>5.1.2 機能設計</p> <p><下線部></p> <p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.1 要求機能及び性能目標</p> <p>5.2 火災感知設備</p> <p><下線部></p> <p>—</p>
<p>(2) 消火装置</p> <p>a. 消火用水供給系</p> <p>(a) 消火用タンクは耐震設計の指針に従い耐震設計を行う。</p> <p>(b) 消火用タンクの水源容量は、消防法に基づき20分以上放水可能な容量以上確保する。</p> <p>(c) 消火用タンクを他設備の水源と共用している場合は、常に前項(b)の要求容量を確保する。</p> <p>(d) 消火用タンクは1サイトで2基以上設置する。</p> <p>(e) 消火ポンプの定格吐出量は、各消火設備に必要量のうち、最大必要消火設備へ供給可能なように設計する。</p> <p>(f) 消火ポンプの定格揚程は、消防法で要求される必要圧力が供給可能なように設計する。</p> <p>(g) 消火水系が他のユーティリティ系と共用している場合は、ユーティリティ系分岐部に隔離弁(手動弁で可)を設置する。</p> <p>(h) 消火ポンプの構成は、十分に多重性を持たせた設計とする。</p> <p>(i) 消火ポンプの故障時には中央制御室に警報を表示する。</p> <p>(j) 消火ポンプの構成は、常用電源が喪失してもその機能を失うことのないように設計する。</p> <p>(k) 屋外の消火水供給母管はループ状とし破断等でその機能を失うことのないように設計する。</p>	<p>1.2.2 消火設備</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、原子炉を安全に停止させるための機能又は重大事故等に対処するために必要な機能を有する電気及び機械設備に影響を与えない設計とし、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる場所は、自動消火設備又は中央制御室からの手動起動による固定式消火設備である全域ガス消火設備又はケーブルトレイ消火設備を設置して消火を行う設計とする。【11条61】【52条58】</p> <p><u>火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならないところは、消火器、移動式消火設備又は消火栓により消火を行う設計とする。【11条63】</u></p> <p>【52条83】</p> <p>なお、消火設備の破損、誤作動又は誤操作に伴う溢水による安全機能及び重大事故等に対処する機能への影響については、浸水防護施設の基本設計方針にて示す。</p> <p>【11条104】【52条47】</p> <p>原子炉格納容器は、運転中は窒素ガスに置換され火災は発生せず、内部に設置された火災防護上重要な機器等が火災により機能を損なうおそれはないことから、原子炉起動中並びに低温停止中の状態に対して措置を講じる設計とし、<u>消火については、消火器又は消火栓を用いた設計とし、運転員及び初期消火要員による速やかな初</u></p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.2 消火設備について</p> <p>5.2.2 機能設計</p> <p>消火設備に係る機器の配置を明示した図面、主配管の配置を明示した図面、消火設備系統図及び構造図</p> <p>9.3.2.1 水消火設備</p> <p>9.3.2.1.1 2号炉廻り</p> <p>9.3.2.1.2 サイトバンカ建物</p> <p>9.3.2.1.3 44m盤</p> <p>9.3.2.1.4 45m盤</p> <p>9.3.2.1.5 50m盤</p> <p>9.3.2.2 ハロゲン化物消火設備</p> <p>9.3.2.2.1 原子炉建物</p> <p>9.3.2.2.2 廃棄物処理建物</p> <p>9.3.2.2.3 制御室建物</p> <p>9.3.2.2.4 タービン建物</p> <p>9.3.2.2.5 ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクエリア</p> <p>9.3.2.2.6 格納槽</p> <p>9.3.2.2.7 ガスタービン発電機建物</p> <p>9.3.2.2.8 緊急時対策所</p>	<p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.1 要求機能及び性能目標</p> <p>5.3 消火設備</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
<p>b. 消火器および消火栓設備</p> <p>(a) 消火器および屋内消火栓は、原則として、原子炉建物（原子炉格納容器内は除く）、タービン建物および廃棄物処理建物の各階に設置する。</p> <p>(b) 屋外消火栓は、原則として、原子炉建物、タービン建物および廃棄物処理建物の周囲に設置する。</p> <p>(c) 消火器は、防火対象物の危険性等を考慮し、適切な選定および配置を行う。</p> <p>c. 固定特殊消火設備</p> <p>(a) ハロゲン化物消火設備は、ディーゼル発電機室、ディーゼル発電機デイトンク室、廃棄物処理建物ケーブル処理室およびP L R ポンプMGセット室等に設置する。</p> <p>(b) 二酸化炭素消火設備は、制御室建物ケーブル処理室に設置する。</p> <p>(c) 警報装置は、起動スイッチの作動と連動して自動的に警報を発するようにする。</p> <p>(d) 音響装置は、防護対象室内にいるすべての人に消火剤が放出される旨を有効に報知できるように設ける。</p> <p>2.2.2 消火装置の破損、誤動作および誤操作対策</p> <p>消火装置は、その破損、誤動作または誤操作によって安全上重要な構築物、系統および機器の安全機能を失わない設計とする。</p> <p>(1) 消火栓配管のうち、安全上重要な構築物、系統および機器の設置エリアを通過する配管については、耐震性を考慮した配管サポート設計を行う。</p> <p>(2) 安全上重要な構築物、系統および機器が配置されているエリアのドレン系は多重性のある安全系の機能を同時に阻害しないよう分離する。</p> <p>(3) ディーゼル発電機室については、ハロゲン化物消火設備の破損、誤動作または誤操作により、た</p>	<p><u>期消火活動を行う設計とする。【11条65】</u></p> <p>なお、原子炉格納容器内において火災が発生した場合、原子炉格納容器の空間体積（7900m³）に対してパージ用排風機の容量が25000m³/hであることから、煙が充満しないため、消火活動が可能であることから、消火器又は消火栓を用いた消火ができる設計とする。【11条66】【52条76】</p>	<p><下線部></p> <p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p><下線部></p> <p>—</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
だちにディーゼル発電機の機能を損なうことのないように、ディーゼルエンジンの吸排気口をディーゼル発電機室外に設置する。 (4) 消火水等、汚染の可能性がある水のプラント外への流出を防止するため、放射性物質を内包する建物またはエリアの屋外出入口部にはカーブまたはスロープ付カーブを設ける。			
	中央制御室は、消火器で消火を行う設計とし、中央制御室制御盤内の火災については、電気機器への影響がない二酸化炭素消火器で消火を行う設計とする。また、中央制御室及び補助盤室の床下のケーブル処理室及び計算機室については、中央制御室からの手動操作により早期の起動も可能な全域ガス消火設備を設置する設計とする。【11条64】【52条75】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-8-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（火災防護設備））</p> <p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.2 消火設備について</p> <p>5.2.2 機能設計</p> <p>消火設備に係る機器の配置を明示した図面、主配管の配置を明示した図面、消火設備系統図及び構造図</p> <p>9.3.2.2 ハロゲン化物消火設備</p> <p>9.3.2.2.2 廃棄物処理建物</p> <p>9.3.2.2.3 制御室建物</p> <p><下線部></p> <p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	<p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.1 要求機能及び性能目標</p> <p>5.3 消火設備</p> <p><下線部></p> <p>—</p>
	火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の消火設備は、以下の設計を行う。【11条67】	—	— (冒頭宣言)
	(1) 消火設備の消火剤の容量 消火設備の消火剤は、想定される火災の性質に応じた十分な容量を確保するため、「消防法施行規則」又は試験結果に基づく容量を配備する設計とする。【11条67】	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-8-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（火</p>	<p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.1 要求機能及び性能目標</p> <p>5.3 消火設備</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>【52条60】 消火用水供給系は、2時間の最大放水量を確保する設計とする。【11条69】【52条59】 屋内、屋外の消火栓は、「消防法施行令」に基づく最大放水量を確保する設計とする。【11条70】【52条87】</p>	<p>災防護設備)) VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 5. 火災の感知及び消火 5.2 消火設備について 5.2.2 機能設計</p>	
	<p>(2) 消火設備の系統構成 a. 消火用水供給系の多重性又は多様性 消火用水供給系の水源は、2号炉廻り消火系に補助消火水槽を2基、4.4m盤消火系に4.4m盤消火タンクを2基、4.5m盤消火系に4.5m盤消火タンクを2基、サイトバンカ建物消火系にサイトバンカ建物消火タンクを2基、5.0m盤消火系に5.0m盤消火タンクを2基設置し多重性を有する設計とする。【11条71】【52条61】 消火用水供給系の消火ポンプは、2号炉廻り消火系、4.4m盤消火系、4.5m盤消火系、サイトバンカ建物消火系及び5.0m盤消火系に対して電動機駆動消火ポンプを2台ずつ設置し、多重性を有する設計とする。【11条72】【52条62】</p>	<p>要目表 VI-1-1-5-8-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（火災防護設備）） VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 5. 火災の感知及び消火 5.2 消火設備について 5.2.2 機能設計 消火設備に係る機器の配置を明示した図面、主配管の配置を明示した図面、消火設備系統図及び構造図 9.3.2.1 水消火設備 9.3.2.1.1 2号炉廻り 9.3.2.1.2 サイトバンカ建物 9.3.2.1.3 4.4m盤 9.3.2.1.4 4.5m盤 9.3.2.1.5 5.0m盤</p>	<p>5. 火災の感知及び消火 5.1 要求機能及び性能目標 5.3 消火設備</p>
	<p>b. 系統分離に応じた独立性 原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器の相互の系統分離を行うために設けられた火災区域又は火災区画に設置される全域ガス消火設備は、以下に示すとおり系統分離に応じた独立性を備えた設計とする。【11条73】 (a) 動的機器である選択弁は多重化する。</p>	<p>要目表 VI-1-1-5-8-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（火災防護設備）） VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明</p>	<p>5. 火災の感知及び消火 5.1 要求機能及び性能目標 5.3 消火設備</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>(b) 容器弁及びポンペを必要数より1つ以上多く設置する。【11条74】</p> <p>重大事故等対処施設は、重大事故に対処する機能と設計基準事故対処設備の安全機能が単一の火災によって同時に機能喪失しないよう、区分分離や位置的分散を図る設計とする。【52条84】</p> <p>重大事故等対処施設のある火災区域又は火災区画、及び設計基準事故対処設備のある火災区域又は火災区画に設置する全域ガス消火設備は、上記の区分分離や位置的分散に応じた独立性を備えた設計とする。【52条85】</p>	<p>書</p> <p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.2 消火設備について</p> <p>5.2.2 機能設計</p> <p>消火設備に係る機器の配置を明示した図面、主配管の配置を明示した図面、消火設備系統図及び構造図</p> <p>9.3.2.2 ハロゲン化物消火設備</p> <p>9.3.2.2.1 原子炉建物</p> <p>9.3.2.2.2 廃棄物処理建物</p> <p>9.3.2.2.3 制御室建物</p> <p>9.3.2.2.4 タービン建物</p>	
	<p>c. 消火用水の優先供給</p> <p>消火用水供給系は、水道水系等と共用する場合には、隔離弁を設置して遮断する措置により、消火用水供給系の供給を優先する設計とする。【11条75】【52条63】</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.2 消火設備について</p> <p>5.2.2 機能設計</p>	<p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.1 要求機能及び性能目標</p> <p>5.3 消火設備</p>
	<p>(3) 消火設備の電源確保</p> <p>電動機駆動消火ポンプは、外部電源喪失時にも起動できるように非常用電源により電源を確保する設計とする。【11条76】【52条64】</p> <p>全域ガス消火設備は、外部電源喪失時にも消火ができるように、非常用電源から受電するとともに、設備の動作に必要な電源を供給する蓄電池も設け、全交流動力電源喪失時にも電源を確保する設計とする。ケーブルトレイ消火設備については、動作に電源が不要な設計とする。【11条77】【52条65】</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.2 消火設備について</p> <p>5.2.2 機能設計</p>	<p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.1 要求機能及び性能目標</p> <p>5.3 消火設備</p>
	<p>(4) 消火設備の配置上の考慮</p> <p>a. 火災による二次的影響の考慮</p> <p>全域ガス消火設備のポンペ及び制御盤は、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさないよう、消火ガス放出エリアとは別のエリアに設置する設計とする。【11条78】【52条66】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-8-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（火災防護設備））</p>	<p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.1 要求機能及び性能目標</p> <p>5.3 消火設備</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>また、全域ガス消火設備は、電気絶縁性の高いガスを採用し、火災の火炎、熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体、断線及び爆発等の二次的影響が、火災が発生していない火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に影響を及ぼさない設計とする。【11条79】【52条67】</p> <p>ケーブルトレイ消火設備は、電気絶縁性の高いガスを採用するとともに、ケーブルトレイ内に消火剤を留める設計とする。【11条80】【52条68】</p> <p>消火設備のボンベは、火災による熱の影響を受けても破損及び爆発が発生しないよう、ボンベに接続する安全弁によりボンベの過圧を防止する設計とする。【11条81】【52条69】</p> <p>また、防火ダンパを設け、煙の二次的影響が火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさない設計とする。【11条82】【52条70】</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.2 消火設備について</p> <p>5.2.2 機能設計</p> <p>消火設備に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>9.3.2.2 ハロゲン化物消火設備</p> <p>9.3.2.2.1 原子炉建物</p> <p>9.3.2.2.2 廃棄物処理建物</p> <p>9.3.2.2.3 制御室建物</p> <p>9.3.2.2.4 タービン建物</p> <p>9.3.2.2.5 ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクエリア</p> <p>9.3.2.2.6 格納槽</p> <p>9.3.2.2.7 ガスタービン発電機建物</p> <p>9.3.2.2.8 緊急時対策所</p>	
	<p>b. 管理区域内からの放出消火剤の流出防止</p> <p>管理区域内で放出した消火剤は、放射性物質を含むおそれがあることから、管理区域外への流出を防止するため、管理区域と非管理区域の境界に堰等を設置するとともに、各フロアのドレン系により液体廃棄物処理系に回収し、処理する設計とする。【11条83】【52条71】</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.2 消火設備について</p> <p>5.2.2 機能設計</p>	<p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.1 要求機能及び性能目標</p> <p>5.3 消火設備</p>
	<p>c. 消火栓の配置</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画に設置する屋内、屋外の消火栓は、「消防法施行令」に準拠し、配置する設計とする。【11条84】【52条86】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-8-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（火災防護設備））</p> <p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.2 消火設備について</p> <p>5.2.2 機能設計</p>	<p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.1 要求機能及び性能目標</p> <p>5.3 消火設備</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
		消火設備に係る主配管の配置を明示した図面及び消火設備系統図 9.3.2.1 水消火設備 9.3.2.1.1 2号炉廻り 9.3.2.1.2 サイトバンカ建物 9.3.2.1.3 44m盤 9.3.2.1.4 45m盤 9.3.2.1.5 50m盤	
	(5) 消火設備の警報 a. 消火設備の故障警報 電動機駆動消火ポンプ、全域ガス消火設備及びケーブルトレイ消火設備は、電源断等の故障警報を中央制御室に発する設計とする。【11条85】【52条72】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 5. 火災の感知及び消火 5.2 消火設備について 5.2.2 機能設計	5. 火災の感知及び消火 5.1 要求機能及び性能目標 5.3 消火設備
	b. 固定式ガス消火設備の職員退避警報 全域ガス消火設備は、作動前に職員等の退出ができるように警報を発する設計とする。【11条86】【52条77】 ケーブルトレイ消火設備は、消火剤に毒性がなく、消火時に生成されるフッ化水素は延焼防止シートを設置したケーブルトレイ内に留まり、外部に有意な影響を及ぼさないため、消火設備作動前に退避警報を発しない設計とする。【11条87】【52条78】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 5. 火災の感知及び消火 5.2 消火設備について 5.2.2 機能設計	5. 火災の感知及び消火 5.1 要求機能及び性能目標 5.3 消火設備
2.2.3 自然事象による消火装置の機能維持 消火装置は、火災と同時に有意に起こると考えられる自然事象によっても、その機能が著しく阻害されることがないように「耐震設計基本方針」に基づき耐震Cクラスで設置する。	(6) 消火設備に対する自然現象の考慮 a. 凍結防止対策 屋外消火設備の配管は、保温材等により配管内部の水が凍結しない設計とする。【11条99】【52条92】 屋外消火栓は、凍結を防止するため、自動排水機構により消火栓内部に水が溜まらないような構造とする設計とする。【11条100】【52条93】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 5. 火災の感知及び消火 5.2 消火設備について 5.2.2 機能設計	5. 火災の感知及び消火 5.1 要求機能及び性能目標 5.3 消火設備
	b. 風水害対策 消火用水供給系の消火設備を構成する電動機駆動消火ポンプ、全域ガス消火設備及びケーブルトレイ消火設備は、風水害により性能が著しく阻害されることがないように、建物内に設置する設計とする。【11条101】【52条94】	要目表 VI-1-1-5-8-2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（火災防護設備））	5. 火災の感知及び消火 5.1 要求機能及び性能目標 5.3 消火設備

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
		VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 5. 火災の感知及び消火 5.2 消火設備について 5.2.2 機能設計 消火設備に係る機器の配置を明示した図面 9.3.2.1 水消火設備 9.3.2.1.1 2号炉廻り 9.3.2.1.2 サイトバンカ建物 9.3.2.1.3 44m盤 9.3.2.1.4 45m盤 9.3.2.1.5 50m盤 9.3.2.2 ハロゲン化物消火設備 9.3.2.2.1 原子炉建物 9.3.2.2.2 廃棄物処理建物 9.3.2.2.3 制御室建物 9.3.2.2.4 タービン建物 9.3.2.2.5 ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクエリア 9.3.2.2.6 格納槽 9.3.2.2.7 ガスタービン発電機建物 9.3.2.2.8 緊急時対策所	
	c. 地盤変位対策 地震時における地盤変位対策として、屋外消火配管は、タンクと配管の継手部へのフレキシブル継手を採用することで、地盤変位による変形を配管系統全体で吸収する設計とする。【11条102】【52条95】 さらに、屋外消火配管が破断した場合でも移動式消火設備を用いて屋内消火栓へ消火水の供給ができるよう、建物に連結送水口を設置する設計とする。【11条103】【52条96】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 5. 火災の感知及び消火 5.2 消火設備について 5.2.2 機能設計	5. 火災の感知及び消火 5.1 要求機能及び性能目標 5.3 消火設備
	(7) その他 a. 移動式消火設備 移動式消火設備は、恒設の消火設備の代替として消火	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 5. 火災の感知及び消火	5. 火災の感知及び消火 5.1 要求機能及び性能目標 5.3 消火設備

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	新燃料貯蔵設備については、消火活動により消火水が噴霧され、水分雰囲気に満たされた状態となっても未臨界性が確保される設計とする。【11条92】【52条81】	5.2.2 機能設計	
	e. ケーブル処理室 ケーブル処理室は、消火活動のため2箇所の入口を設置する設計とする。【11条93】【52条82】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 5. 火災の感知及び消火 5.2 消火設備について 5.2.2 機能設計	5. 火災の感知及び消火 5.1 要求機能及び性能目標 5.3 消火設備
2.3 火災の影響軽減 2.3.1 火災の影響軽減対策 安全上重要な構築物、系統および機器を含む区域はその重要度に応じ、隣接区域の火災による影響も含めて火災の影響を軽減するため耐火壁、隔壁、間隔、消火設備を設ける設計とする。 (1) 火災の影響を軽減するために耐火壁のみを利用する場合には、耐火壁は火災影響評価により算定した火災荷重に基づく耐火能力を有する設計とする。 配管、ケーブルが耐火壁を貫通する場合、貫通部の耐火能力も耐火壁と同等とする。また、必要に応じて空調換気系ダクトの貫通部には防火ダンパを設置する。 (2) 火災の影響を軽減するために耐火壁を利用する場合にも適切な消火設備を設ける。 (3) 火災の影響を軽減するため耐火壁、間隔、隔壁および消火装置の組合せを利用する火災区域では、火災の影響評価を行う。 (4) 空調換気系に利用するフィルタは、火災の延焼から防護するために、ダンパによる隔離または不燃性材料の使用等の処置を行う。 (5) 火災による煙の処理は、通常空調換気系で行うものとする。 ただし、排煙を空調換気系の設計ベースとはしない。	1.3 火災の影響軽減 1.3.1 火災の影響軽減対策 火災の影響軽減対策の設計に当たり、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な火災防護上重要な機器等及び火災防護上重要な機器等に使用するケーブル（以下「火災防護対象ケーブル」という。）並びにこれらに関連する非安全系ケーブルを火災防護対象機器等とする。【11条105】	—	— (用語の定義のみ)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
<p>(6) 中央制御室の空調換気系は、他の区域において発生した火災の煙による影響を受けないように設計する。</p> <p>(7) 火災に関連した爆発の潜在的可能性を可能な限り排除する。</p> <p>(8) 原子炉施設周辺には、可燃性物質の配置を少なくし、外部での火災の影響がないよう配慮する。</p> <p>(9) 軽油、重油タンクは、消防法に準じ建物から離して設置し、必要な消火装置を設ける。</p> <p>(10) 空調換気系の外気取入口近傍には、可燃性物質をできるだけ配置しないよう配慮する。</p>			
	<p>火災が発生しても原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するためには、プロセスを監視しながら原子炉を停止し、冷却を行うことが必要であり、このためには、手動操作に期待してでも原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な機能を少なくとも1つ確保するように系統分離対策を講じる必要がある。【11条106】</p> <p>このため、火災防護対象機器等に対して、以下に示す火災の影響軽減対策を講じる設計とする。【11条107】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>(1) 火災防護対象機器等の系統分離対策</p> <p>中央制御室、補助盤室及び原子炉格納容器内を除いて、火災防護対象機器等は、原則として安全系区分Ⅱとその他の区分を境界とし、以下の系統分離によって、火災の影響を軽減するための対策を講じる。【11条108】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>a. 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等</p> <p>互いに相違する系列の火災防護対象機器等は、火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を確認した隔壁等で分離する設計とする。【11条109】</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>6. 火災の影響軽減対策</p> <p>6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離</p>	<p>6. 火災の影響軽減対策</p> <p>6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離</p>
	<p>b. 1時間耐火隔壁等、火災感知設備及び自動消火設備</p> <p>互いに相違する系列の火災防護対象機器等は、火災耐久試験により1時間以上の耐火能力を確認した隔壁等で分離する設計とする。</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>6. 火災の影響軽減対策</p> <p>6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統</p>	<p>6. 火災の影響軽減対策</p> <p>6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	火災感知設備は、自動消火設備を動作させるために設置し、自動消火設備の誤作動防止を考慮した火災感知器の作動信号により自動消火設備を動作させる設計とする。【11条110】	分離	
	(2) 中央制御室の火災の影響軽減のための対策 中央制御室制御盤内の火災防護対象機器等は、実証試験結果に基づく離隔距離等による分離対策、高感度煙検出設備の設置による早期の火災感知及び中央制御室に常駐する運転員による早期の消火活動に加え、火災により中央制御室制御盤の1つの区画の安全機能がすべて喪失しても、他の区画の制御盤は機能が維持されることを確認することにより、原子炉の高温停止及び低温停止の達成、維持ができることを確認し、上記(1)と同等の火災の影響軽減対策を講じる設計とする。【11条111】	—	— (冒頭宣言)
	離隔距離等による分離として、中央制御室制御盤については、安全系区分ごとに別々の盤で分離する設計とし、1つの制御盤内に複数の安全系区分のケーブルや機器を設置しているものは、安全系区分間に金属製の仕切りを設置する。ケーブルは、当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲へ火災の影響を与えない金属外装ケーブル、難燃ビニル電線、テフゼル電線及び難燃性ポリフレックス電線を使用し、操作スイッチの離隔等により系統分離する設計とする。【11条112】 中央制御室内には、異なる感知方式の火災感知器を設置する設計とするとともに、 <u>火災発生時には中央制御室に常駐する運転員による早期の消火活動によって、異なる安全系区分への影響を軽減する設計とする。</u> これらの火災感知器は、アナログ機能を有するものとする。これに加えて盤内へ高感度煙検出設備を設置する設計とする。【11条113】 <u>火災の発生箇所の特定が困難な場合も想定し、サーモグラフィカメラの配備によって、火災の発生箇所を特定できる設計とする。【11条114】</u>	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 6. 火災の影響軽減対策 6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離 <下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	6. 火災の影響軽減対策 6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離 <下線部> —
	(3) 補助盤室の火災の影響軽減のための対策	—	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>補助盤室制御盤内の火災防護対象機器等は、実証試験結果に基づく離隔距離等による分離対策、高感度煙検出設備の設置による早期の火災感知及び全域ガス消火設備による消火に加え、火災により補助盤室制御盤の1つの区画の安全機能がすべて喪失しても、他の区画の制御盤は機能が維持されることを確認することにより、原子炉の高温停止及び低温停止の達成、維持ができることを確認し、上記(1)と同等の火災の影響軽減対策を講じる設計とする。【11条115】</p>		(冒頭宣言)
	<p>離隔距離等による分離として、補助盤室制御盤については、安全系区分ごとに別々の盤で分離する設計とし、1つの制御盤内に複数の安全系区分のケーブルや機器を設置しているものは、安全系区分間に金属製の仕切りを設置する。ケーブルは、当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲へ火災の影響を与えない金属外装ケーブル、難燃ビニル電線、テフゼル電線及び難燃性ポリフレックス電線を使用し、操作スイッチの離隔により系統分離する設計とする。【11条116】</p> <p>補助盤室内には、異なる感知方式の火災感知器を設置する設計とするとともに、火災発生時には全域ガス消火設備による消火によって、異なる安全系区分への影響を軽減する設計とする。これらの火災感知器は、アナログ機能を有するものとする。これに加えて盤内へ高感度煙検出設備を設置する設計とする。【11条117】</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>6. 火災の影響軽減対策</p> <p>6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離</p>	<p>6. 火災の影響軽減対策</p> <p>6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離</p>
	<p>(4) 原子炉格納容器内の火災の影響軽減のための対策</p> <p>原子炉格納容器内は、プラント運転中は窒素ガスが封入され、火災の発生は想定されない。窒素ガスが封入されていない期間のほとんどは原子炉が低温停止期間であるが、わずかに低温停止状態ではない期間もあることを踏まえ、上記(1)と同等の火災の影響軽減対策を講じる設計とする。【11条118】</p>	—	(冒頭宣言)
	<p>また、原子炉格納容器内への持込み可燃物は、持込み期間、可燃物量等、運用について保安規定に定めて、管理する。【11条119】</p>	<p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	a. 原子炉格納容器内の火災防護対象機器等の系統分離は以下のとおり対策を行う設計とする。【11条120】	—	— (冒頭宣言)
	(a) 火災防護対象機器等は、難燃ケーブルを使用するとともに、耐火性能を確認した電線管又は金属製の蓋付ケーブルトレイの使用により火災の影響軽減対策を行う設計とする。【11条121】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 6. 火災の影響軽減対策 6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離	6. 火災の影響軽減対策 6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離
	(b) 原子炉格納容器内の火災防護対象機器等は、系統分離の観点から安全系区分Ⅰと安全系区分Ⅱ機器を可能な限り離隔して配置し、異なる安全系区分の機器間にある介在物（ケーブル、電磁弁）については、金属製の筐体に収納することで延焼防止対策を行う設計とする。【11条122】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 6. 火災の影響軽減対策 6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離	6. 火災の影響軽減対策 6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離
	(c) 原子炉格納容器内の火災防護対象ケーブルは、1m以上の距離的分離を図る設計とする。【11条123】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 6. 火災の影響軽減対策 6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離	6. 火災の影響軽減対策 6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離
	(d) 原子炉圧力容器下部においては、火災防護上重要な機器等である中性子源領域計装の核計装ケーブルを一部露出して布設するが、火災の影響軽減の観点から、中性子源領域計装はチャンネルごとに位置的分散を図って設置する設計とする。【11条124】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 6. 火災の影響軽減対策 6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離	6. 火災の影響軽減対策 6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離
	b. 火災感知設備については、異なる感知方式の火災感知器を設置する設計とする。これらの火災感知器は、アナログ機能を有するものとする。【11条125】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 6. 火災の影響軽減対策 6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離	6. 火災の影響軽減対策 6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離
	c. 原子炉格納容器内の消火については、 <u>運転員及び初期消火要員による消火器又は消火栓を用いた速やかな消火活動により消火ができる設計とする。【11条126】</u> なお、原子炉格納容器内点検終了後から窒素ガス置換完了までの間で原子炉格納容器内の火災が発生した場合には、火災による延焼防止の観点から窒素ガス封	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 6. 火災の影響軽減対策 6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離	6. 火災の影響軽減対策 6.2 火災の影響軽減のうち火災防護対象機器等の系統分離

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	入作業の継続による窒息消火を行う。【11条127】	<下線部> 運用に関する記載であり、保安規定にて対応	<下線部> —
	(5) 換気設備に対する火災の影響軽減のための対策 火災防護上重要な機器等を設置する火災区域又は火災区画に関連する換気空調設備には、他の火災区域又は火災区画からの境界となる箇所に3時間耐火性能を有する防火ダンパを設置する設計とする。【11条128】 換気空調設備のフィルタは、チャコールフィルタを除き難燃性のものを使用する設計とする。【11条129】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 6. 火災の影響軽減対策 6.3 換気設備に対する火災の影響軽減対策	6. 火災の影響軽減対策 6.3 換気設備に対する火災の影響軽減対策
	(6) 煙に対する火災の影響軽減のための対策 運転員が常駐する中央制御室には、火災発生時の煙を排気するため、「建築基準法」に準拠した容量の排煙設備を設置する設計とする。【11条130】 火災防護上重要な機器等を設置する火災区域又は火災区画のうち、電気ケーブルや引火性液体が密集する火災区域又は火災区画については、全域ガス消火設備による早期の消火により火災発生時の煙の発生が抑制されることから、煙の排気は不要である。【11条131】 なお、引火性液体が密集するディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、屋外の地下埋設構造であり、上部の開口部であるマンホールの隙間等から煙が大気に放出されることから、排煙設備を設置しない設計とする。【11条132】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 6. 火災の影響軽減対策 6.4 煙に対する火災の影響軽減対策	6. 火災の影響軽減対策 6.4 煙に対する火災の影響軽減対策
	(7) 油タンクに対する火災の影響軽減のための対策 火災区域又は火災区画に設置される油タンクは、換気空調設備による排気又はベント管により屋外に排気する設計とする。【11条133】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 6. 火災の影響軽減対策 6.5 油タンクに対する火災の影響軽減対策	6. 火災の影響軽減対策 6.5 油タンクに対する火災の影響軽減対策
	(8) ケーブル処理室に対する火災の影響軽減のための対策 ケーブル処理室は、異なる区分のケーブルトレイが布設されているため、IEEE384に基づき、互いに相違する系列間を水平方向0.9m、垂直方向1.5mの最小分離距離を確保する設計とする。【11条134】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 6. 火災の影響軽減対策 6.6 ケーブル処理室に対する火災の影響軽減対策	6. 火災の影響軽減対策 6.6 ケーブル処理室に対する火災の影響軽減対策
	1.3.2 原子炉の安全確保	—	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>(1) 原子炉の安全停止対策</p> <p>a. 火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物，系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定した設計</p> <p>発電用原子炉施設内の火災によって，安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には，火災が発生した火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物，系統及び機器を除く全機器の動的機能喪失を想定しても，火災の影響軽減のための系統分離対策によって，多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく，原子炉の高温停止及び低温停止が達成できる設計とする。【11条135】</p>		(冒頭宣言)
	<p>b. 設計基準事故等に対処するための機器に単一故障を想定した設計</p> <p>発電用原子炉施設内の火災によって運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合に，「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき，運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器に単一故障を想定しても，制御盤間の離隔距離，盤内の延焼防止対策又は現場操作によって，多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく，原子炉の高温停止，低温停止を達成できる設計とする。【11条136】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>(2) 火災の影響評価</p> <p>a. 火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物，系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定した設計に対する評価</p> <p>設備等の設置状況を踏まえた可燃性物質の量等を基に想定される発電用原子炉施設内の火災によって，安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には，火災による影響を考慮しても，多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく，原子炉の高温停止及び低温停止を達成し，維持できることを，以下に示す火災影響評価により確認する。【11条137】</p>	<p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>7. 原子炉の安全確保について</p> <p>7.1 火災に対する原子炉の安全停止対策</p> <p>7.2 火災の影響評価</p>	<p>7. 原子炉の安全確保</p> <p>7.1 原子炉の安全停止対策</p> <p>7.2 火災の影響評価</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	(a) 隣接する火災区域又は火災区画に影響を与えない場合 当該火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても、原子炉の高温停止及び低温停止の達成、維持が可能であることを確認する。【11条138】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 7. 原子炉の安全確保について 7.1 火災に対する原子炉の安全対策 7.2 火災の影響評価	7. 原子炉の安全確保 7.1 原子炉の安全停止対策 7.2 火災の影響評価
	(b) 隣接する火災区域又は火災区画に影響を与える場合 当該火災区域又は火災区画と隣接火災区域又は火災区画の2区画内の火災防護対象機器等の有無の組み合わせに応じて、火災区域又は火災区画内に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても、原子炉の高温停止及び低温停止の達成、維持が可能であることを確認する。【11条139】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 7. 原子炉の安全確保について 7.1 火災に対する原子炉の安全対策 7.2 火災の影響評価	7. 原子炉の安全確保 7.1 原子炉の安全停止対策 7.2 火災の影響評価
	b. 設計基準事故等に対処するための機器に単一故障を想定した設計に対する評価 内部火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生する可能性があるため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器に対し単一故障を想定しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止及び低温停止を達成できることを火災影響評価により確認する。【11条140】	VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書 7. 原子炉の安全確保について 7.1 火災に対する原子炉の安全対策 7.2 火災の影響評価	7. 原子炉の安全確保 7.1 原子炉の安全停止対策 7.2 火災の影響評価
	2. 設備の共用 消火設備のうち、2号炉廻り消火系及びサイトバンカ建物消火系は、1号機及び2号機間で相互に接続するが、号機間の接続部に逆止弁を設ける設計とすることで、1号機側において何らかの要因で設備が破損した場合にも、2号機側に影響を及ぼすことはなく、安全性を損なわない設計とする。【15条34】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.7 その他発電用原子炉の附属施設 3.7.3 火災防護設備	8. 設備共用の設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式－1 11. 健全性に係る設計
3. 主要対象設備	3. 主要対象設備	—	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
火災防護設備の対象となる主要な設備について、「表1 火災防護設備の主要設備リスト」に示す。	火災防護設備の対象となる主要な設備について、「表1 火災防護設備の主要設備リスト」に示す。		(「設備リスト」による)

基本設計方針から設工認添付書類及び様式－ 1 への展開表
(浸水防護施設)

「基本設計方針から設工認添付書類及び様式－1への展開表」【浸水防護施設】

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	—	— (用語の定義のみ)
	<p>第1章 共通項目</p> <p>浸水防護施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く。), 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件を除く。), 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	—	1. 共通的に適用される設計
	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 津波による損傷の防止</p> <p>1.1 耐津波設計の基本方針</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設が設置(変更)許可を受けた基準津波によりその安全性又は重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう, 遡上への影響要因及び流入経路等を考慮して, 設計時にそれぞれの施設に対して入力津波を設定するとともに津波防護対象設備に対する入力津波の影響を評価し, 影響に応じた津波防護対策を講じる設計とする。【6条1】【51条1】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>1.1.1 津波防護対象設備</p> <p>設計基準対象施設が, 基準津波により, その安全性が損なわれるおそれがないよう, 津波から防護を検討する対象となる設備は, クラス1, クラス2及びクラス3設備並びに耐震Sクラスに属する設備(津波防護施設, 浸水防止設備及び津波監視設備を除く。)とする。このうち, クラス3設備については, 安全評価上その機能を期待する設備は, 津波に対してその機能を維持できる設計とし, その他の設備は損傷した場合を考慮して, 代替設備により必要な機能を確保する等の</p>	<p>VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針</p> <p>2. 耐津波設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.1 津波防護対象設備</p>	<p>2. 耐津波設計</p> <p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.2 津波防護対象設備の選定</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	対応を行う設計とする。これより、津波から防護すべき施設は、設計基準対象施設のうち「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」で規定されているクラス1及びクラス2に該当する構築物、系統及び機器（以下「津波防護対象設備」という。）とする。【6条2】		
	津波防護対象設備の防護設計においては、津波により津波防護対象設備に波及的影響を及ぼすおそれのある津波防護対象設備以外の施設についても考慮する。【6条3】【51条2】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.1 津波防護対象設備	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.2 津波防護対象設備の選定
	また、重大事故等対処施設についても、設計基準対象施設と同時に必要な機能が損なわれるおそれがないよう、津波防護対象設備に含める。【51条2】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.1 津波防護対象設備	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.2 津波防護対象設備の選定
	さらに、津波が地震の随件事象であることを踏まえ、Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）を含めて津波防護対象設備とする。【6条4】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.1 津波防護対象設備	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.2 津波防護対象設備の選定
	1.2 入力津波の設定 各施設・設備の設計又は評価に用いる入力津波として、敷地への遡上に伴う津波（以下「遡上波」という。）による入力津波と取水路、放水路等の経路からの流入に伴う津波（以下「経路からの津波」という。）による入力津波を設定する。【6条5】【51条3】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.2 入力津波の設定	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.3 入力津波の設定
	入力津波の設定の諸条件の変更により、評価結果が影響を受けないことを確認するために、評価条件変更の都度、津波評価を実施する運用とする。 【6条6】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	なお、各施設・設備の設計又は評価において、津波が到達する場合は、津波荷重と余震荷重の重畳の要否を検討する必要があるが、海域活断層を波源とする水位上昇側の基準津波が策定されていないことから、海域活断層上昇側最大ケースの津波についても、入力津波の検討対象とする。【6条6】【51条4】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 42. 耐津波設計の基本方針 42.1 基本方針 2.1.2 入力津波の設定	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.3 入力津波の設定

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	(1) 遡上波による入力津波については、遡上への影響要因として、敷地及び敷地周辺の地形、標高及び河川等の存在、設備等の設置状況並びに地震による広域的な隆起・沈降を考慮して、遡上波の回り込みを含め敷地への遡上の可能性を評価する。 【6条7】 【51条5】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.2 入力津波の設定	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.3 入力津波の設定
	遡上する場合は、基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される津波高さとして設定する。【6条8】 【51条6】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.2 入力津波の設定	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.3 入力津波の設定
	また、地震による変状又は繰返し来襲する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を評価する。【6条8】 【51条6】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.2 入力津波の設定	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.3 入力津波の設定
	(2) 経路からの津波による入力津波については、流入経路を特定し、基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される時刻歴波形及び津波高さとして設定する。【6条9】 【51条7】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.2 入力津波の設定	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.3 入力津波の設定
	(3) 上記(1)及び(2)においては、水位変動として、朔望平均満潮位EL0.58m、朔望平均干潮位EL-0.02mを考慮する。【6条10】 【51条8】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.2 入力津波の設定	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.3 入力津波の設定
	上昇側の水位変動に対しては、潮位のばらつきとして朔望平均満潮位の標準偏差0.14mを考慮して設定する。 下降側の水位変動に対しては、潮位のばらつきとして朔望平均干潮位の標準偏差0.17mを考慮して設定する。【6条10】 【51条8】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.2 入力津波の設定	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.3 入力津波の設定
	地殻変動については、津波波源となる海域活断層から想定される地震による地殻変動を考慮するとともに、津波が起きる前に基準地震動 S_s の震源となる敷地周辺の活断層から想定される地震が発生した場合を想定し、宍道断層及び海域活断層から想定される地震による地殻変動を考慮する。	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.2 入力津波の設定	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.3 入力津波の設定

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>なお、日本海東縁部に想定される地震による津波については、起因となる波源が敷地から十分に離れており、敷地への地震による地殻変動の影響は十分に小さいため、地殻変動量を考慮しない。</p> <p>敷地地盤の地殻変動量は、Mansinha and Smylie(1971)の方法により算定しており、海域活断層から想定される地震による地殻変動量は0.34mの隆起を考慮する。また、宍道断層から想定される地震による地殻変動量は0.02m以下の沈降であり、敷地への影響が十分小さいことから考慮しない。</p> <p>基準地震動S_sの評価における検討用地震の震源において最近地震は発生していないことから、広域的な余効変動は生じておらず、津波に対する安全性評価に影響を及ぼすことはない。</p> <p>下降側の水位変動に対して安全側に評価するため、地殻変動量について、海域活断層から想定される地震による0.34mの隆起を考慮する。【6条10】 【51条8】</p>		
	<p>また、基準津波による入力津波が有する数値計算上の不確かさを考慮することを基本とする。【6条10】 【51条8】</p>	<p>VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針</p> <p>2. 耐津波設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.2 入力津波の設定</p>	<p>2. 耐津波設計</p> <p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.3 入力津波の設定</p>
	<p>1.3 津波防護対策</p> <p>「1.2 入力津波の設定」で設定した入力津波による津波防護対象設備への影響を、津波の敷地への流入の可能性の有無、漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無、地震による溢水に加えて津波の流入の重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無並びに水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無の観点から評価することにより、津波防護対策が必要とな</p>	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	る箇所を特定して必要な津波防護対策を実施する設計とする。【6条11】【51条9】		
	入力津波の変更が津波防護対策に影響を与えないことを確認することとし、定期的な評価及び改善に関する手順を定める。【6条12】【51条10】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	<p>1.3.1 敷地への流入防止（外郭防護1）</p> <p>(1) 遡上波の地上部からの到達，流入の防止</p> <p>遡上波による敷地周辺の遡上の状況を加味した浸水の高さ分布を基に，津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地において，遡上波の地上部からの到達，流入の可能性の有無を評価する。【6条13】【51条11】</p>	<p>VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針</p> <p>2. 耐津波設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3.2 敷地への浸水防止（外郭防護1）に係る評価</p> <p>3.2(3) 評価結果</p>	<p>2. 耐津波設計</p> <p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施</p>
	流入の可能性に対する裕度評価において，高潮ハザードの再現期間100年に対する期待値と，入力津波で考慮した朔望平均満潮位及び潮位のばらつきを踏まえた水位の合計との差を参照する裕度として，設計上の裕度の判断の際に考慮する。【6条13】【51条11】	<p>VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針</p> <p>2. 耐津波設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3.2 敷地への浸水防止（外郭防護1）に係る評価</p> <p>3.2(3) 評価結果</p>	<p>2. 耐津波設計</p> <p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施</p>
	評価の結果，遡上波が地上部から到達し流入する可能性があるため，津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画が設置された敷地に，津波による遡上波の地上部から到達，流入を防止するため，津波防護施設として，防波壁及び防波壁通路防波扉を設置する。【6条14】【51条12】	<p>VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針</p> <p>2. 耐津波設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p>	<p>2. 耐津波設計</p> <p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		<p>の影響評価</p> <p>3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3.2 敷地への浸水防止（外郭防護1）に係る評価</p> <p>3.2(3) 評価結果</p>	
	<p>また、津波防護施設の防波壁通路防波扉は、遡上波の地上部からの到達、流入を防止するため、扉の閉止運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>【6条14】【51条12】</p>	<p>運用に関する記載であり、保安規定にて対応</p>	—
	<p>(2) 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止</p> <p>津波の流入の可能性のある経路につながる循環水系、海水系、排水管及びそれ以外の屋外排水路の標高に基づき、許容される津波高さと経路からの津波高さを比較することにより、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地への津波の流入の可能性の有無を評価する。【6条15】【51条13】</p>	<p>VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針</p> <p>2. 耐津波設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3.2 敷地への浸水防止（外郭防護1）に係る評価</p> <p>3.2(3) 評価結果</p>	<p>2. 耐津波設計</p> <p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施</p>
	<p>流入の可能性に対する裕度評価において、高潮ハザードの再現期間100年に対する期待値と、入力津波で考慮した朔望平均満潮位及び潮位のばらつきを踏まえた水位の合計との差を参照する裕度とし、設計上の裕度の判断の際に考慮する。【6条15】【51条13】</p>	<p>VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針</p> <p>2. 耐津波設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p>	<p>2. 耐津波設計</p> <p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施</p>
	<p>評価の結果、流入する可能性のある経路が特定されたことから、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画への流入を防止するため、津波防護施設として、流路縮小工を設置し、浸水防止設備として、防水壁、水密扉、屋外排水路逆止弁及び床ドレン逆止弁を設置し、貫通部止水処置を実施する設計とする。【6条16】【51条14】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針</p> <p>2. 耐津波設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p>	<p>2. 耐津波設計</p> <p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施</p> <p>2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		3.2 敷地への浸水防止（外郭防護1）に係る評価 3.2(3) 評価結果 3.2(4) 津波防護対策 浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面 9.4.1 外郭浸水防護設備	
	また、浸水防止設備の水密扉は、経路からの津波の流入を防止するため、扉の閉止運用を保安規定に定めて管理する。【6条16】【51条14】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	上記(1)及び(2)において、外郭防護として設置する津波防護施設及び浸水防止設備については、各施設の入力津波に対し、設計上の裕度を考慮する。【6条16】【51条14】	要目表 VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 3.2 敷地への浸水防止（外郭防護1）に係る評価 3.2(4) 津波防護対策 VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針 4. 機能設計 4.2 浸水防止設備 構造図 9.4.1 外郭浸水防護設備	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施 2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定
	1.3.2 漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護2） (1) 漏水対策 経路からの津波が流入する可能性のある取水・放水設備の構造上の特徴を考慮し、取水・放水施設、地下	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	部等において、津波による漏水が継続することによる浸水の範囲を想定し、当該想定される浸水範囲（以下「浸水想定範囲」という。）の境界において浸水想定範囲外に流出する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して、浸水防止設備を設置することにより、浸水範囲を限定する設計とする。【6条17】【51条15】	VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 3.3 漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護2）に係る評価 3.3(1) 評価方針	
	さらに、浸水想定範囲及びその周辺にある津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）に対しては、浸水防止設備として、防水区画化するための設備を設置するとともに、防水区画内への浸水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無を評価する。【6条18】【51条16】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 3.3 漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護2）に係る評価 3.3(1) 評価方針	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施
	評価の結果、浸水想定範囲における長期間の浸水が想定される場合は、重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響がないよう、排水設備を設置する設計とする。【6条19】【51条16】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 3.3 漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護2）に係る評価 3.3(1) 評価方針	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施
	1.3.3 重要な安全機能及び重大事故等に対処するた	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針	2. 耐津波設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>めに必要な機能を有する施設の隔離（内郭防護）</p> <p>(1) 浸水防護重点化範囲の設定</p> <p>津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画を浸水防護重点化範囲として設定する。【6条20】【51条17】</p>	<p>2. 耐津波設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3.4 津波による溢水の重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（内郭防護）に係る評価</p> <p>3.4(1) 評価方針</p>	<p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施</p>
	<p>(2) 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策</p> <p>経路からの津波の流入を考慮した浸水範囲及び浸水量を基に、浸水防護重点化範囲に流入する可能性の有無を評価する。浸水範囲及び浸水量については、地震による溢水の影響も含めて確認する。【6条21】【51条18】</p>	<p>VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針</p> <p>2. 耐津波設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3.4 津波による溢水の重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（内郭防護）に係る評価</p> <p>3.4(3) 評価結果</p> <p>3.4(4) 津波防護対策</p>	<p>2. 耐津波設計</p> <p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施</p>
	<p>地震による溢水のうち、津波による影響を受けない範囲の評価については、「2. 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止」に示す。【6条21】【51条18】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>評価の結果、浸水防護重点化範囲に流入する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）が特定されたことから、地震による設備の損傷箇所からの津波の流入を防止するための浸水防止設備として、防水壁、水密</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針</p> <p>2. 耐津波設計の基本方針</p>	<p>2. 耐津波設計</p> <p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	扉，床ドレン逆止弁及び隔離弁を設置するとともに，バウンダリ機能を保持するポンプ及び配管を設置し，貫通部止水処置を実施する設計とする。【6条22】【51条19】	<p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3.4 重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を有する施設の隔離(内郭防護)に係る評価</p> <p>3.4(4) 津波防護対策</p> <p>VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針</p> <p>4. 機能設計</p> <p>4.2 浸水防止設備</p>	2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定
	隔離弁のうち，タービン補機海水ポンプ出口弁は，浸水防護重点化範囲への津波の流入を防止するため，タービン補機海水系隔離システム(漏えい検知器，タービン補機海水ポンプ出口弁及び制御盤で構成し，タービン補機海水系配管の破損箇所からの溢水を検知し，漏えい検知信号及び地震大信号(原子炉スクラム信号)発信後約60秒で自動閉止するインターロック)により，津波来襲前に閉止する設計とする。【6条22】【51条19】	<p>VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針</p> <p>2. 耐津波設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3.4 重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を有する施設の隔離(内郭防護)に係る評価</p>	<p>2. 耐津波設計</p> <p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施</p>
	タービン補機海水ポンプ出口弁は，浸水防護重点化範囲への津波の流入を防止する重要な設備であり，津波来襲前に確実に閉止するため，多重化を図るとともに地震時に想定される溢水に対し機能を保持する設計とする。【6条22】【51条19】	<p>VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針</p> <p>2. 耐津波設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p>	<p>2. 耐津波設計</p> <p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施</p>
	また，浸水防止設備として設置する水密扉については，津波の流入を防止するため，扉の閉止運用を保安	運用に関する記載であり，保安規定にて対応	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	規定に定めて管理する。【6条23】【51条20】		
	<p>1.3.4 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止</p> <p>(1) 原子炉補機海水ポンプ，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ並びに大型送水ポンプ車及び大量送水車の付属品である水中ポンプの取水性</p> <p>原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプについては，評価水位として，取水槽での下降側水位と同ポンプ取水可能水位を比較し，評価水位が同ポンプ取水可能水位を下回る可能性の有無を評価する。【6条24】【51条21】</p>	<p>VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針</p> <p>2. 耐津波設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3.5 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価</p> <p>3.5(3) 評価結果</p>	<p>2. 耐津波設計</p> <p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施</p>
	<p>評価の結果，日本海東縁部に想定される地震による津波の取水槽の下降側の評価水位が原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの取水可能水位に対して余裕がないため，大津波警報が発令された際には，津波到達予想時刻の5分前までに循環水ポンプを停止することで，取水性を確保する設計とする。【6条24】【51条21】</p>	<p>VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針</p> <p>2. 耐津波設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3.5 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価</p> <p>3.5(3) 評価結果</p> <p>3.5(4) 津波防護対策</p> <p>VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針</p> <p>4. 機能設計</p> <p>4.2 浸水防止設備</p>	<p>2. 耐津波設計</p> <p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施</p> <p>2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面 9.4 浸水防護施設	
	また、大津波警報が発令された場合に循環水ポンプを停止する手順を保安規定に定めて管理する。【6条24】【51条21】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプについては、津波による上昇側の水位変動に対しても、取水機能が保持できる設計とする。【6条25】【51条22】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 3.5 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価 3.5(3) 評価結果	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施
	大型送水ポンプ車及び大量送水車の付属品である水中ポンプについても、入力津波の水位に対して、取水性を確保できるものを用いる設計とする。【51条22】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 3.5 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価 3.5(3) 評価結果	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施
	(2) 津波の二次的な影響による原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ並びに大型送水ポンプ車及び大量送水車の付属品である水	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>中ポンプの機能保持確認</p> <p>基準津波による水位変動に伴う海底の砂移動・堆積に対して、取水口、取水管及び取水槽が閉塞することなく取水口、取水管及び取水槽の通水性が確保できる設計とする。【6条26】【51条23】</p>	<p>2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3.5 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価</p> <p>3.5(3) 評価結果</p>	<p>の実施</p>
	<p>また、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、取水時に浮遊砂が軸受に混入した場合においても、軸受部の異物逃がし溝から浮遊砂を排出することで、機能を保持できる設計とする。【6条26】【51条23】</p>	<p>VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針</p> <p>2. 耐津波設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3.5 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価</p> <p>3.5(3) 評価結果</p>	<p>2. 耐津波設計</p> <p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施</p>
	<p>大型送水ポンプ車、大量送水車及びその付属品である水中ポンプは、浮遊砂の混入に対して、取水性能が保持できるものを用いる設計とする。【6条26】【51条23】</p>	<p>VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針</p> <p>2. 耐津波設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3.5 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処</p>	<p>2. 耐津波設計</p> <p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		するために必要な機能への影響防止に係る評価 3.5(3) 評価結果	
	漂流物に対しては、発電所構内及び構外で漂流物となる可能性のある施設・設備を抽出し、抽出された漂流物となる可能性のある施設・設備が漂流した場合に、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプへの衝突並びに取水口、取水管及び取水槽の閉塞が生じることがなく原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの取水性確保並びに取水口、取水管及び取水槽の通水性が確保できる設計とする。【6条27】【51条24】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 3.5 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止に係る評価 3.5(3) 評価結果	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施
	また、漂流物化させない運用を行う施設・設備については、漂流物化防止対策の運用を保安規定に定めて管理する。【6条28】【51条25】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	発電所敷地内及び敷地外の人工構造物については、設置状況を定期的に確認し評価する運用を保安規定に定めて管理する。【6条28】【51条25】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	さらに、従前の評価結果に包絡されない場合は、漂流物となる可能性、原子炉補機海水ポンプ等の取水性及び浸水防護施設の健全性への影響評価を行い、影響がある場合は漂流物対策を実施する。【6条28】【51条25】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施
	1.3.5 津波監視 津波監視設備として、敷地への津波の繰返しの来襲を察知するとともに、来襲状況を把握し、津波防護施設及び浸水防止設備の機能を確実に確保するため、津波監視カメラ及び取水槽水位計を設置する。【6条29】【51条26】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価 2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針 VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備へ	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施 2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		<p>の影響評価</p> <p>3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3.1 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の基本方針</p> <p>VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針</p> <p>4. 機能設計</p> <p>4.3 津波監視設備</p> <p>浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>1.5 環境測定装置の構造図及び取付箇所を明示した図面</p> <p>構造図</p> <p>1.5 環境測定装置の構造図及び取付箇所を明示した図面</p>	
	<p>1.3.6 漂流防止装置</p> <p>漂流防止装置として、漂流物のうち燃料輸送船及びLLW輸送船（以下「燃料等輸送船」という。）を漂流させない機能を確実に確保するため、漂流防止装置（係船柱）を設置する。【6条30】【51条27】</p>	<p>VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針</p> <p>2. 耐津波設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.3 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針</p> <p>VI-1-1-3-2-4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3. 入力津波による津波防護対象設備への影響評価</p> <p>3.1 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の基本方針</p> <p>VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針</p> <p>4. 機能設計</p> <p>4.4 漂流防止装置</p>	<p>2. 耐津波設計</p> <p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.4 入力津波による津波防護対象設備への影響評価の実施</p> <p>2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定</p>
	<p>1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計</p> <p>1.4.1 設計方針</p> <p>津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び漂流防止装置については、「1.2 入力津波の設定」で設</p>	—	— (冒頭宣言)

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	定している繰返しの来襲を想定した入力津波に対して、津波防護対象設備の要求される機能を損なうおそれがないよう以下の機能を満足する設計とする。【6条31】【51条28】		
	<p>(1) 津波防護施設</p> <p>津波防護施設は、津波の流入及び漏水を防止する設計とする。</p> <p>津波防護施設として設置する防波壁、防波壁通路防波扉及び流路縮小工については、津波による水位上昇に対して、敷地への津波の流入を防止する設計とする。また、流路縮小工は、1号機の性能維持施設である1号機原子炉補機海水ポンプの取水機能に影響を与えない設計とする。【6条32】【51条29】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針</p> <p>2. 耐津波設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針</p> <p>VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針</p> <p>3. 要求機能及び性能目標</p> <p>3.1 津波防護施設</p> <p>構造図</p> <p>9.4.1 外郭浸水防護設備</p>	<p>2. 耐津波設計</p> <p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定</p>
	<p>主要な構造体の境界部には、想定される荷重の作用及び相対変位を考慮し、試験等にて止水性を確認した止水目地等を設置し、止水処置を講じる設計とする。【6条33】【51条30】</p>	<p>VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針</p> <p>2. 耐津波設計の基本方針</p> <p>2.1 基本方針</p> <p>2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針</p> <p>VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針</p> <p>3. 要求機能及び性能目標</p> <p>3.1 津波防護施設</p> <p>浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>9.4.3 浸水防護施設に係る設備</p>	<p>2. 耐津波設計</p> <p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定</p>
	<p>(2) 浸水防止設備</p> <p>浸水防止設備は、浸水想定範囲等における津波や浸水による荷重等に対する耐性等を評価し、津波の流入による浸水及び漏水を防止する設計とする。【6条34】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針</p> <p>2. 耐津波設計の基本方針</p>	<p>2. 耐津波設計</p> <p>2.1 耐津波設計の基本方針の設定</p> <p>2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	【51条31】	2.1 基本方針 2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針 VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針 4. 機能設計 4.2 浸水防止設備 構造図 9.4.1 外郭浸水防護設備 9.4.2 内郭浸水防護設備	
	また、津波防護対象設備を内包する建物及び区画に浸水時及び浸水後に津波が流入することを防止するため、当該区画への流入経路となる開口部に浸水防止設備を設置し、止水性を保持する設計とする。【6条34】【51条31】	要目表 VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針 VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針 4. 機能設計 4.2 浸水防止設備 浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面 9.4.2 内郭浸水防護設備 構造図 9.4.1 外郭浸水防護設備	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定
	屋外排水路の浸水防止設備については、外郭防護としてEL12.6m以下の流入経路となる開口部に設置する設計とする。【6条35】【51条32】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針 4. 機能設計 4.2 浸水防止設備 構造図 9.4.1 外郭浸水防護設備	
	取水槽の浸水に対する浸水防止設備については、外郭防護としてEL11.3m以下の流入経路となる開口部に設置する設計とし、内郭防護としてEL11.3m以下の流入経路となる開口部に設置する設計とする。【6条36】 【51条33】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針 VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針 4. 機能設計 4.2 浸水防止設備 構造図 9.4.1 外郭浸水防護設備 9.4.2 内郭浸水防護設備	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定
	放水槽の浸水に対する浸水防止設備については、外郭防護としてEL8.6m以下の流入経路となる開口部に設置する設計とし、内郭防護としてEL8.6m以下の流入経路となる開口部に設置する設計とする。【6条37】 【51条34】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針 VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針 4. 機能設計 4.2 浸水防止設備 構造図 9.4.1 外郭浸水防護設備 9.4.2 内郭浸水防護設備	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定
	タービン建物（復水器を設置するエリア）の浸水に対する浸水防止設備については、内郭防護として	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	EL5.3m以下の流入経路となる開口部に設置する設計とする。【6条38】【51条35】	2.1 基本方針 2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針 VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針 4. 機能設計 4.2 浸水防止設備 構造図 9.4.2 内郭浸水防護設備	2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定
	浸水防止設備は、耐性等を評価又は試験等により止水性を確認した方法により止水性を保持する設計とする。【6条39】【51条36】	要目表 VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針 VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針 3. 要求機能及び性能目標 3.2 性能目標 4. 機能設計 4.2 浸水防止設備 構造図 9.4.1 外郭浸水防護設備 9.4.2 内郭浸水防護設備	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定
	(3) 津波監視設備 津波監視設備は、津波の来襲状況を監視可能な設計とする。【6条40】【51条37】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針 VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		4. 機能設計 4.3 津波監視設備 構造図 1.5 環境測定装置の構造図及び取付箇所を明示した図面	
	津波監視カメラは、波力及び漂流物の影響を受けない位置、取水槽水位計は波力及び漂流物の影響を受けない位置に設置し、津波監視機能が十分に保持できる設計とする。また、基準地震動 S_s に対して、機能を喪失しない設計とする。設計にあたっては、自然条件（風、積雪）との組合せを適切に考慮する。【6条40】【51条37】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針 VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針 3. 要求機能及び性能目標 3.3 津波監視設備 構造図 1.5 環境測定装置の構造図及び取付箇所を明示した図面	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定
	津波監視設備のうち津波監視カメラは、非常用電源設備から給電し、暗視機能を有したカメラにより、昼夜にわたり中央制御室から監視可能な設計とする。【6条41】【51条38】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針 VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針 4. 機能設計 4.3 津波監視設備 構造図 1.5 環境測定装置の構造図及び取付箇所を明示した図面	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定
	津波監視設備のうち取水槽水位計は、非常用電源設備から給電し、EL-9.3m～EL 10.7mを測定範囲として、	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが設置された取水槽の上昇側及び下降側の水位を中央制御室から監視可能な設計とする。【6条42】【51条39】	2.1 基本方針 2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針 VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針 4. 機能設計 4.3 津波監視設備 構造図 1.5 環境測定装置の構造図及び取付箇所を明示した図面	2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定
	(4) 漂流防止装置 漂流防止装置は、海域活断層に想定される地震による津波に対して、燃料等輸送船を係留する機能を保持する設計とする。【6条43】【51条40】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針 VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針 4. 機能設計 4.4 漂流防止装置	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定
	1.4.2 荷重の組合せ及び許容限界 津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び漂流防止装置の設計にあたっては、津波による荷重及び津波以外の荷重を適切に設定し、それらの組合せを考慮する。【6条44】【51条41】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定
	また、想定される荷重に対する部材の健全性や構造安定性について適切な許容限界を設定する。【6条44】【51条41】	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定
	(1) 荷重の組合せ 津波と組み合わせる荷重については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」のうち「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」で設定して	要目表 VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針	2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	いる自然条件（風，積雪）及び余震として考えられる地震に加え，漂流物による荷重を考慮する。【6条45】 【51条42】	2.1 基本方針 2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針 構造図 9.4.1 外郭浸水防護設備 9.4.2 内郭浸水防護設備	
	津波による荷重の設定にあたっては，各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介入する不確かさを考慮し，余裕の程度を検討した上で安全側の設定を行う。【6条45】【51条42】	要目表 VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針 4. 機能設計 4.2 浸水防止設備 VI-3-別添3 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算書 構造図 9.4.1 外郭浸水防護設備 9.4.2 内郭浸水防護設備	2. 耐津波設計 2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 12. 材料及び構造に係る設計 12.4 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価
	(2) 許容限界 津波防護施設，浸水防止設備，津波監視設備及び漂流防止装置の許容限界は，地震後，津波後の再使用性や，津波の繰返し作用を想定し，施設・設備を構成する材料がおおむね弾性状態にとどまることを基本とする。【6条46】【51条43】	要目表 VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針 VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針 3. 要求機能及び性能目標 3.2 浸水防止設備 VI-2-10-2 浸水防護施設の耐震性に関する説明書 VI-3-別添3 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算書	1. 共通的に適用される設計 2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 12. 材料及び構造に係る設計 12.4 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		構造図 9.4.1 外郭浸水防護設備 9.4.2 内郭浸水防護設備	
	<p>また、浸水防止設備のうち、機器・配管系に属する隔離弁、ポンプ及び配管は、基準地震動S_sによる地震力に対しては、塑性ひずみが生じる場合であっても塑性ひずみが小さなレベルにとどまることを基本とし、弾性設計用地震動S_dによる地震力又はSクラスの施設に適用する静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しては、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられることを確認する。津波荷重（余震荷重含む）に対しては、機器・配管系を構成する材料が弾性域内に収まることを基本とする。隔離弁については、基準地震動S_sによる応答に対して、当該機器に要求される機能を保持する設計とする。【6条47】【51条44】</p>	VI-1-1-3-2-1 耐津波設計の基本方針 2. 耐津波設計の基本方針 2.1 基本方針 2.1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計方針 VI-1-1-3-2-5 津波防護に関する施設の設計方針 3. 要求機能及び性能目標 3.2 浸水防止設備 VI-2-10-2 浸水防護施設の耐震性に関する説明書 VI-3-別添3 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算書	1. 共通的に適用される設計 2. 耐津波設計 2.1 耐津波設計の基本方針の設定 2.5 津波防護に関する施設の設計方針の設定 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 12. 材料及び構造に係る設計 12.4 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価
	2. 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止 2.1 溢水防護等の基本方針 <p>設計基準対象施設が、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、その安全性を損なうおそれがない設計とする。【12条1】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>そのために、溢水防護に係る設計時に発電用原子炉施設内で発生が想定される溢水の影響を評価（以下「溢水評価」という。）し、運転状態にある場合には、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。【12条2】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。【12条2】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>さらに、燃料プールにおいては、燃料プール冷却機</p>	—	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	能及び燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。【12条2】		(冒頭宣言)
	これらの機能を維持するために必要な設備（以下「溢水防護対象設備」という。）が、発生を想定する没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なうおそれがない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその機能を損なうおそれがない設計）とする。【12条3】	—	— (冒頭宣言)
	また、溢水の影響により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき必要な機器の単一故障を考慮しても発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い、炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とする。【12条4】	—	— (冒頭宣言)
	重大事故等対処設備の機能については、溢水影響を受けて設計基準対象施設の安全機能並びに燃料プールの燃料プール冷却機能及び燃料プールへの給水機能と同時に機能を損なうおそれがないよう、没水、被水及び蒸気の影響に対しては可能な限り設計基準事故対処設備等の配置を含めて位置的分散を図る設計とする。【12条5】	—	— (冒頭宣言)
	溢水影響に対し防護すべき設備（以下「防護すべき設備」という。）として溢水防護対象設備及び重大事故等対処設備を設定する。【12条5】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.1 防護すべき設備の設定 VI-1-1-9-2 防護すべき設備の設定 2. 防護すべき設備の設定 2.1 防護すべき設備の設定方針 2.2 防護すべき設備の抽出	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.2 防護すべき設備の設定
	発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備（ポンプ、弁、燃料プール、サイトバンカ貯蔵プール、原子炉ウェル、気水	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.3 溢水評価及び防護設計方針	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	分離器・蒸気乾燥器ピット) から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止する設計とする。【12条6】	2.3.4 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価及び防護設計方針	
	2.2 防護すべき設備の抽出 溢水によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(以下「重要度分類審査指針」という。)における分類のクラス1, クラス2及びクラス3に属する構築物, 系統及び機器とする。【12条7】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.1 防護すべき設備の設定 VI-1-1-9-2 防護すべき設備の設定 2. 防護すべき設備の設定 2.2 防護すべき設備の抽出	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.2 防護すべき設備の設定
	この中から、溢水防護上必要な機能を有する構築物, 系統及び機器を選定する。具体的には、運転状態にある場合には原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止及び放射性物質の閉じ込め機能を維持するため、また、停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するため、燃料プールの燃料プール冷却機能及び燃料プールへの給水機能を維持するために必要となる、重要度分類審査指針における分類のクラス1, 2に属する構築物, 系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物, 系統及び機器を抽出する。【12条7】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.1 防護すべき設備の設定 VI-1-1-9-2 防護すべき設備の設定 2. 防護すべき設備の設定 2.1 防護すべき設備の設定方針 2.2 防護すべき設備の抽出	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.2 防護すべき設備の設定
	以上を踏まえ、防護すべき設備のうち溢水防護対象設備として、重要度の特に高い安全機能を有する構築物, 系統及び機器, 並びに、燃料プールの燃料プール冷却機能及び燃料プールへの給水機能を維持するために必要な構築物, 系統及び機器を抽出する。【12条7】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.1 防護すべき設備の設定 VI-1-1-9-2 防護すべき設備の設定 2. 防護すべき設備の設定 2.2 防護すべき設備の抽出	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.2 防護すべき設備の設定
	また、重大事故等対処設備は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心、燃料プール内の燃料体等及び運転停止中における原子炉の燃料体の著しい損傷を防止するために、また、重大事故が発生した場合においても、原子炉格納容器の破損	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.1 防護すべき設備の設定 VI-1-1-9-2 防護すべき設備の設定	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.2 防護すべき設備の設定

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	及び発電所外への放射性物質の異常な放出を防止するために必要な設備を防護すべき設備として抽出する。【12条8】	2. 防護すべき設備の設定 2.1 防護すべき設備の設定方針 2.2 防護すべき設備の抽出	
	2.3 溢水源及び溢水量の設定 溢水影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水（以下「想定破損による溢水」という。）、発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水（以下「消火水の放水による溢水」という。）及び地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（燃料プール等のスロッシングにより生じる溢水を含む。）（以下「地震起因による溢水」という。）を踏まえ、溢水源及び溢水量を設定する。【12条9】	—	— (冒頭宣言)
	また、その他の要因（地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等）により生じる溢水（以下「その他の溢水」という。）の影響も評価する。【12条10】	—	— (冒頭宣言)
	想定破損による溢水では、単一の配管の破損による溢水を想定して、配管の破損箇所を溢水源として設定する。【12条11】	VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定 2. 溢水源及び溢水量の設定 2.1 想定破損による溢水	3. 溢水防護に関する設計 3.3 溢水評価の実施
	また、破損を想定する配管は、内包する流体のエネルギーに応じて、高エネルギー配管又は低エネルギー配管に分類する。【12条11】	VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定 2. 溢水源及び溢水量の設定 2.1 想定破損による溢水	3. 溢水防護に関する設計 3.3 溢水評価の実施
	高エネルギー配管は、「完全全周破断」、低エネルギー配管は、「配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック」（以下「貫通クラック」という。）を想定した溢水量とし、想定する破損箇所は溢水影響が最も大きくなる位置とする。【12条12】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.2 溢水評価条件の設定 VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定 2. 溢水源及び溢水量の設定 2.1 想定破損による溢水	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施
	ただし、高エネルギー配管については、ターミナルエンド部を除き応力評価の結果により、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管については発生応力が許容応力の0.8倍以下であれば破損を想定せず、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.2 溢水評価条件の設定 VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	子炉格納容器バウンダリ以外の配管については発生応力が許容応力の0.4倍を超え0.8倍以下であれば「貫通クラック」による溢水を想定した評価とし、0.4倍以下であれば破損は想定しない。【12条13】	2. 溢水源及び溢水量の設定 2.1 想定破損による溢水	
	また、低エネルギー配管については、発生応力が許容応力の0.4倍以下であれば破損は想定しない。【12条13】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.2 溢水評価条件の設定 VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定 2. 溢水源及び溢水量の設定 2.1 想定破損による溢水	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施
	発生応力と許容応力の比較により破損形状の想定を行う配管は、評価結果に影響するような配管減肉がないことを確認するために、継続的な肉厚管理を実施する。【12条14】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	高エネルギー配管として運転している割合が、当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さい場合には、低エネルギー配管として扱う。【12条15】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.2 溢水評価条件の設定 VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定 2. 溢水源及び溢水量の設定 2.1 想定破損による溢水	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施
	消火水の放水による溢水については、発電用原子炉施設内に設置される消火設備からの放水を溢水源として設定する。発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置されるスプリンクラ及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）からの溢水については、防護すべき設備が溢水影響を受けない設計とする。【12条16】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.2 溢水評価条件の設定 VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定 2. 溢水源及び溢水量の設定 2.2 消火水の放水による溢水	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施
	地震起因による溢水については、流体を内包することで溢水源となり得る機器のうち、基準地震動S _s による地震力により破損するおそれがある機器及び燃料プール等のスロッシングによる漏れ水を溢水源として設定する。【12条17】	VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定 2. 溢水源及び溢水量の設定 2.3 地震起因による溢水	3. 溢水防護に関する設計 3.3 溢水評価の実施

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	Sクラス機器については、基準地震動S _s による地震力によって破損は生じないことから溢水源として想定しない。【12条18】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.2 溢水評価条件の設定 VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定 2. 溢水源及び溢水量の設定 2.3 地震起因による溢水	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施
	また、B及びCクラス機器のうち耐震対策工事の実施又は設計上の裕度の考慮により、基準地震動S _s による地震力に対して耐震性が確保されるものについては溢水源として想定しない。【12条18】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.2 溢水評価条件の設定 VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定 2. 溢水源及び溢水量の設定 2.3 地震起因による溢水	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施
	溢水量の算出にあたっては、漏水が生じるとした機器のうち防護すべき設備への溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして評価する。【12条19】	VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定 2. 溢水源及び溢水量の設定 2.3 地震起因による溢水	3. 溢水防護に関する設計 3.3 溢水評価の実施
	溢水源となる配管は完全全周破断を考慮した溢水量とする。【12条19】	VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定 2. 溢水源及び溢水量の設定 2.1 想定破損による溢水 2.3 地震起因による溢水	3. 溢水防護に関する設計 3.3 溢水評価の実施
	溢水源となる容器については全保有水量を溢水量とする。【12条19】	VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定 2. 溢水源及び溢水量の設定 2.1 想定破損による溢水 2.3 地震起因による溢水	3. 溢水防護に関する設計 3.3 溢水評価の実施
	漏えい検知等による漏えい停止を期待する場合は、漏えい停止までの適切な隔離時間を考慮し、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。【12条20】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.2 溢水評価条件の設定 VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定 2. 溢水源及び溢水量の設定 2.1 想定破損による溢水 2.3 地震起因による溢水	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	また、定期事業者検査中においては、燃料プール、原子炉ウェル及び気水分離器・蒸気乾燥器ピットのスロッシングによる漏えい水を溢水源とし溢水量を算出する。【12条43】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.2 溢水評価条件の設定 VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定 2. 溢水源及び溢水量の設定 2.1 想定破損による溢水 2.3 地震起因による溢水	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施
	その他の溢水については、地下水の流入、降水、屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水、機器の誤作動、弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象等を想定する。【12条21】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.2 溢水評価条件の設定 VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定 2. 溢水源及び溢水量の設定 2.4 その他の溢水	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施
	2.4 溢水防護区画及び溢水経路の設定 溢水影響を評価するために、溢水防護区画及び溢水経路を設定する。【12条22】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施
	溢水防護区画は、防護すべき設備が設置されているすべての区画並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路とし、壁、扉、堰、床段差等、又はそれらの組合せによって他の区画と分離される区画として設定する。【12条22】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.2 溢水評価条件の設定 VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定 3. 溢水防護区画及び溢水経路の設定	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施
	溢水経路は、溢水防護区画内外で発生を想定する溢水に対して、当該区画内の溢水水位が最も高くなるように設定する。【12条23】	VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定 3. 溢水防護区画及び溢水経路の設定 3.1 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路 3.2 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路	3. 溢水防護に関する設計 3.3 溢水評価の実施
	溢水経路を構成する水密扉に関しては、扉の閉止運用を保安規定に定めて管理する。【12条24】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	常設している堰の取り外し及び止水性を有するハッチの開放に係る運用を保安規定に定めて管理する。【12条24】	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—
	また、消火活動により区画の扉を開放する場合は、	VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定	3. 溢水防護に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	開放した扉からの消火水の伝播を考慮した溢水経路とする。【12条25】	2. 溢水源及び溢水量の設定 2.2 消火水の放水による溢水 3. 溢水防護区画及び溢水経路の設定 3.2 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路	3.3 溢水評価の実施
	2.5 防護すべき設備を内包する建物内及びエリア内で発生する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針 2.5.1 没水の影響に対する評価及び防護設計方針 発生を想定する溢水量、溢水防護区画及び溢水経路から算出される溢水水位と防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を評価し、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とする。【12条26】	VI-1-1-9-4 溢水影響に関する評価 2. 溢水評価 2.1 防護すべき設備を内包する建物内及びエリア内の溢水に対する評価 2.1.1 没水影響に対する評価	3. 溢水防護に関する設計 3.3 溢水評価の実施
	また、溢水の流入状態、溢水源からの距離、人員のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、機能喪失高さは、溢水による水位に対して裕度を確保する設計とする。【12条27】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.3 溢水評価及び防護設計方針 2.3.1 防護すべき設備を内包する建物内及びエリア内で発生する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針 VI-1-1-9-4 溢水影響に関する評価 2. 溢水評価 2.1 防護すべき設備を内包する建物内及びエリア内の溢水に対する評価 2.1.1 没水影響に対する評価	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施
	没水の影響により、防護すべき設備が溢水による水位に対し機能喪失高さを確保できないおそれがある場合は、溢水水位を上回る高さまで、溢水により発生する水圧に対して止水性（以下「止水性」という。）を維持する壁、扉、堰、床ドレン逆止弁及び貫通部止水処置により溢水伝播を防止するための対策を実施する。【12条28】	要目表 VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.4 溢水防護に関する施設の設計方針 2.4.1 溢水伝播を防止する設備 VI-1-1-9-5 溢水防護に関する施設の詳細設計 4. 機能設計	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施 3.4 溢水防護に関する施設の詳細設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		4.1 溢水伝播を防止する設備 4.1.1 溢水用水密扉の設計方針 4.1.2 溢水用堰の設計方針 4.1.4 溢水用防水壁の設計方針 4.1.6 床ドレン逆止弁の設計方針 4.1.7 貫通部止水処置の設計方針 浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面 9.4.2 内郭浸水防護設備	
	復水輸送系配管，制御棒駆動系配管，消火系配管及び補給水系配管の破損による溢水量低減については，地震時に各配管の破損箇所からの溢水を自動隔離するため，大型タンク隔離システム（大型タンク遮断弁及び制御盤）により，地震大信号(原子炉スクラム)発信後約1分で大型タンク遮断弁を自動閉止する設計とする。【12条28】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.4 溢水防護に関する施設の設計方針 2.4.1 溢水伝播を防止する設備 VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定 2. 溢水源及び溢水量の設定 2.3 地震起因による溢水 VI-1-1-9-5 溢水防護に関する施設の詳細設計 3. 要求機能及び性能目標 3.1 溢水伝播を防止する設備 3.1.3 性能目標 4. 機能設計 4.1 溢水伝播を防止する設備 4.1.9 大型タンク隔離システムの設計方針	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施 3.4 溢水防護に関する施設の詳細設計
	燃料プール冷却系配管の破損による溢水量低減については，地震時に燃料プール冷却系配管の破損箇所からの溢水を自動隔離するため，燃料プール冷却系弁閉止システム（燃料プール冷却系弁及び制御盤）により，地震大信号(原子炉スクラム)発信後約1分で燃料プール冷却系弁を自動閉止する設計とする。【12条28】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.4 溢水防護に関する施設の設計方針 2.4.1 溢水伝播を防止する設備 VI-1-1-9-3 溢水評価条件の設定 2. 溢水源及び溢水量の設定 2.3 地震起因による溢水	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施 3.4 溢水防護に関する施設の詳細設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
		VI-1-1-9-5 溢水防護に関する施設の詳細設計 3. 要求機能及び性能目標 3.1 溢水伝播を防止する設備 3.1.3 性能目標 4. 機能設計 4.1 溢水伝播を防止する設備 4.1.10 燃料プール冷却系弁閉止システムの設計方針	
	止水性を維持する浸水防護施設については、試験又は構造健全性評価にて止水性を確認する設計とする。 【12条28】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.4 溢水防護に関する施設の設計方針 2.4.1 溢水伝播を防止する設備 VI-1-1-9-5 溢水防護に関する施設の詳細設計 4. 機能設計 4.1 溢水伝播を防止する設備 4.1.1 溢水用水密扉の設計方針 4.1.2 溢水用堰の設計方針 4.1.4 溢水用防水壁の設計方針 4.1.6 床ドレン逆止弁の設計方針 4.1.7 貫通部止水処置の設計方針 構造図 9.4.2 内郭浸水防護設備	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施 3.4 溢水防護に関する施設の詳細設計
	2.5.2 被水の影響に対する評価及び防護設計方針 発生を想定する溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水及び天井面の開口部若しくは貫通部からの被水が、防護すべき設備に与える影響を評価し、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とする。 【12条29】	—	— (冒頭宣言)
	防護すべき設備のうち、浸水に対する保護構造を有している設備は、評価された被水条件を考慮しても要求される機能を損なうおそれがない設計とする。 【12条30】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.3 溢水評価及び防護設計方針 2.3.1 防護すべき設備を内包する建物内及びエリア	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		<p>内で発生する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針</p> <p>VI-1-1-9-4 溢水影響に関する評価</p> <p>2. 溢水評価</p> <p>2.1 防護すべき設備を内包する建物内及びエリア内の溢水に対する評価</p> <p>2.1.2 被水影響に対する評価</p>	
	<p>浸水に対する保護構造を有していない設備は、機能を損なうおそれがない配置、保護カバーによる要求される機能を損なうおそれがない設計又は被水の影響がないよう、水消火を行わない消火手段（全域ガス消火設備等）を採用する等により、被水の影響がない設計とする。【12条30】</p>	<p>VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針</p> <p>2. 溢水等による損傷防止の基本方針</p> <p>2.2 溢水評価条件の設定</p> <p>2.3 溢水評価及び防護設計方針</p> <p>2.3.1 防護すべき設備を内包する建物内及びエリア内で発生する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針</p> <p>VI-1-1-9-5 溢水防護に関する施設の詳細設計</p> <p>4. 機能設計</p> <p>4.2 被水影響を防止する設備</p>	<p>3. 溢水防護に関する設計</p> <p>3.1 基本方針の設定</p> <p>3.3 溢水評価の実施</p>
	<p>2.5.3 蒸気の影響に対する評価及び防護設計方針</p> <p>発生を想定する漏えい蒸気、区画間を拡散する漏えい蒸気及び破損想定箇所近傍での漏えい蒸気の直接噴出による影響について、設定した空調条件や解析区画条件により防護すべき設備に与える影響を評価し、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とする。【12条31】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>また、漏えい蒸気による環境条件（温度、湿度及び圧力）を想定した蒸気曝露試験又は机上評価により、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計又は配置とする。【12条32】</p>	<p>VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針</p> <p>2. 溢水等による損傷防止の基本方針</p> <p>2.3 溢水評価及び防護設計方針</p> <p>2.3.1 防護すべき設備を内包する建物内及びエリア内で発生する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針</p> <p>VI-1-1-9-4 溢水影響に関する評価</p>	<p>3. 溢水防護に関する設計</p> <p>3.1 基本方針の設定</p> <p>3.3 溢水評価の実施</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		2. 溢水評価 2.1 防護すべき設備を内包する建物内及びエリア内の溢水に対する評価 2.1.3 蒸気影響に対する評価	
	漏えい蒸気の影響により、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがある場合は、発生を想定する漏えい蒸気による影響を緩和するための対策を実施する。【12条33】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.3 溢水評価及び防護設計方針 2.3.1 防護すべき設備を内包する建物内及びエリア内で発生する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針 VI-1-1-9-4 溢水影響に関する評価 2. 溢水評価 2.1 防護すべき設備を内包する建物内及びエリア内の溢水に対する評価 2.1.3 蒸気影響に対する評価	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施
	具体的には、蒸気条件を考慮した蒸気曝露試験で性能を確認した保護カバーを設置し、蒸気影響を緩和することにより防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とする。【12条33】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.3 溢水評価及び防護設計方針 2.3.1 防護すべき設備を内包する建物内及びエリア内で発生する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針 VI-1-1-9-4 溢水影響に関する評価 2. 溢水評価 2.1 防護すべき設備を内包する建物内及びエリア内の溢水に対する評価 2.1.3 蒸気影響に対する評価	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施
	また、主蒸気管破断事故時等には、原子炉建物内外の差圧による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（設置枚数2枚、開放差圧6.9kPa以下）（原子炉格納施設の設備を浸水防護施設の設備として兼用）及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル（設置枚数71枚、開放差圧7.36kPa以上、12.26kPa以下）（原子	VI-1-1-7-別添 4 ブローアウトパネル関連設備の設計方針	VI-1-10-8 「原子炉格納施設」の様式-1 4. その他原子炉格納施設に係る設計 4.3 ブローアウトパネル関連設備の設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	炉格納施設の設備を浸水防護施設の設備として兼用の開放により、溢水防護区画内において蒸気影響を軽減する設計とする。【12条34】		
	2.5.4 燃料プールのスロッシング後の機能維持に関する溢水評価及び防護設計方針 燃料プールのスロッシングによる溢水量の算出にあたっては、基準地震動S _s による地震力によって生じるスロッシング現象を3次元流動解析により評価し、燃料プール外へ漏えいする水量を考慮する。【12条35】	VI-1-1-9-4 溢水影響に関する評価 2. 溢水評価 2.2 燃料プール等のスロッシング後の機能維持に対する評価	3. 溢水防護に関する設計 3.3 溢水評価の実施
	その際、燃料プールの初期水位は、スキマサージタンクへのオーバーフロー水位として評価する。【12条35】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.3 溢水評価及び防護設計方針 2.3.2 燃料プールのスロッシング後の機能維持に関する評価及び防護設計方針	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施
	算出した溢水量からスロッシング後の燃料プールの水位低下を考慮しても、燃料プールの燃料プール冷却機能及び燃料プールへの給水機能を確保し、それらを用いることにより適切な水温及び遮蔽水位を維持できる設計とする。【12条35】	VI-1-1-9-4 溢水影響に関する評価 2. 溢水評価 2.2 燃料プール等のスロッシング後の機能維持に対する評価	3. 溢水防護に関する設計 3.3 溢水評価の実施
	2.6 防護すべき設備を内包する建物外及びエリア外からの流入防止に関する溢水評価及び防護設計方針 防護すべき設備を内包する建物外及びエリア外で発生を想定する溢水である循環水系配管等の破損による溢水、屋外タンクで発生を想定する溢水等の影響を評価し、防護すべき設備を内包する建物内及びエリア内へ溢水が流入し伝播しない設計とする。【12条36】	要目表 VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.3 溢水評価及び防護設計方針 2.3.3 防護すべき設備を内包する建物外及びエリア外で発生を想定する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針 2.4 溢水防護に関する施設の設計方針 2.4.1 溢水伝播を防止する設備 VI-1-1-9-4 溢水影響に関する評価 2. 溢水評価 2.3 防護すべき設備を内包する建物外及びエリア外	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施 3.4 溢水防護に関する施設の詳細設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		からの溢水に対する評価 2.3.1 タービン建物からの溢水に対する評価 2.3.2 取水槽循環水ポンプエリアからの溢水に対する評価 2.3.3 復水貯蔵タンクエリアからの溢水に対する評価 2.3.4 1号機タービン建物及び1号機廃棄物処理建物からの溢水に対する評価 2.3.5 屋外タンク等からの溢水に対する評価 2.3.6 地下水に対する評価 浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面 9.4.2 内郭浸水防護設備	
	具体的には、止水性を維持する壁、扉、堰の設置及び貫通部止水処置を実施し、溢水の伝播を防止する設計とする。【12条37】	要目表 VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.4 溢水防護に関する施設の設計方針 2.4.1 溢水伝播を防止する設備 VI-1-1-9-5 溢水防護に関する施設の詳細設計 4. 機能設計 4.1 溢水伝播を防止する設備 4.1.1 溢水用水密扉の設計方針 4.1.6 床ドレン逆止弁の設計方針 4.1.7 貫通部止水処置の設計方針 浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面 9.4.2 内郭浸水防護設備	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.4 溢水防護に関する施設の詳細設計
	循環水系配管の破損による溢水量低減については、地震時に循環水系配管の破損箇所からの溢水を早期に検知し、自動隔離を行うために、循環水系隔離システム（漏えい検知器、循環水系弁及び制御盤）により、漏えい検知信号及び地震大信号（原子炉スクラム）発信後約1分で循環水系弁を自動閉止する設計とする。	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.3 溢水評価及び防護設計方針 2.3.3 防護すべき設備を内包する建物外及びエリア外で発生を想定する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施 3.4 溢水防護に関する施設の詳細設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>なお、タービン補機海水系配管の破損による溢水量低減については、「1. 津波による損傷の防止」にて設置するタービン補機海水系隔離システムを考慮する。【12条37】</p>	<p>2.4 溢水防護に関する施設の設計方針 2.4.1 溢水伝播を防止する設備</p> <p>VI-1-1-9-5 溢水防護に関する施設の詳細設計 4. 機能設計 4.1 溢水伝播を防止する設備 4.1.11 循環水系隔離システムの設計方針</p>	
	<p>また、地下水に対しては、地下水位低下設備の停止により建物周囲の水位が周辺の地下水位まで上昇することを想定し、建物外周部における壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包する建物内への流入を防止する設計とし、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とする。さらに、耐震性を有する地下水位低下設備（施設共通（地震）の設備を浸水防護施設の設備として兼用）により地下水の水位上昇を抑制し、溢水防護区画を内包する建物内へ伝播しない設計とする。【12条38】</p>	<p>VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.3 溢水評価及び防護設計方針 2.3.3 防護すべき設備を内包する建物外及びエリア外で発生を想定する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針</p> <p>2.4 溢水防護に関する施設の設計方針 2.4.1 溢水伝播を防止する設備</p> <p>VI-1-1-9-5 溢水防護に関する施設の詳細設計 4. 機能設計 4.1 溢水伝播を防止する設備 4.1.8 地下水位低下設備の設計方針</p>	<p>3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.4 溢水防護に関する施設の詳細設計</p>
	<p>止水性を維持する浸水防護施設については、試験又は机上評価にて止水性を確認する設計とする。【12条39】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.4 溢水防護に関する施設の設計方針 2.4.1 溢水伝播を防止する設備</p> <p>VI-1-1-9-5 溢水防護に関する施設の詳細設計 4. 機能設計 4.1 溢水伝播を防止する設備 4.1.1 溢水用水密扉の設計方針 4.1.6 床ドレン逆止弁の設計方針 4.1.7 貫通部止水処置の設計方針</p>	<p>3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.4 溢水防護に関する施設の詳細設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		構造図 9.4.2 内郭浸水防護設備	
	2.7 管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価及び防護設計方針 放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備（ポンプ、弁、燃料プール、サイトバンカ貯蔵プール、原子炉ウェル、気水分離器・蒸気乾燥器ピット）からあふれ出る放射性物質を含む液体の溢水量、溢水防護区画及び溢水経路により溢水水位を評価し、放射性物質を含む液体が管理区域外に漏えいすることを防止し伝播しない設計とする。【12条41】	要目表 VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.3 溢水評価及び防護設計方針 2.3.4 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価及び防護設計方針 2.4 溢水防護に関する施設の設計方針 2.4.1 溢水伝播を防止する設備 VI-1-1-9-4 溢水影響に関する評価 2. 溢水評価 2.4 管理区域外への漏えい防止に対する評価 VI-1-1-9-5 溢水防護に関する施設の詳細設計 4. 機能設計 4.1 溢水伝播を防止する設備 4.1.1 溢水用水密扉の設計方針 4.1.5 管理区域水密扉、堰及び防水板の設計方針 浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面 9.4.2 内郭浸水防護設備	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施 3.4 溢水防護に関する施設の詳細設計
	なお、地震時における放射性物質を含む液体の溢水量の算出については、要求される地震力を用いて設定する。【12条42】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.3 溢水評価及び防護設計方針 2.3.4 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価及び防護設計方針	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.3 溢水評価の実施
	放射性物質を含む液体が管理区域外に伝播するおそれがある場合には、管理区域外への溢水伝播を防止するため、止水性を維持する壁、扉、堰の設置及び貫通部止水処置を実施する。【12条42】	要目表 VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.4 溢水防護に関する施設の設計方針	3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.4 溢水防護に関する施設の詳細設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
		2.4.1 溢水伝播を防止する設備 VI-1-1-9-5 溢水防護に関する施設の詳細設計 3. 要求機能及び性能目標 3.1 溢水伝播を防止する設備 4. 機能設計 4.1 溢水伝播を防止する設備 4.1.1 溢水用水密扉の設計方針 4.1.5 管理区域水密扉，堰及び防水板の設計方針 VI-3-別添3 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算書 浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面 9.4.2 内郭浸水防護設備	12. 材料及び構造に係る設計 12.4 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価 VI-1-10-6 「放射性廃棄物の廃棄施設」の様式－1 3. 放射性廃棄物の廃棄施設の兼用に関する設計 3.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計
	2.8 溢水防護上期待する浸水防護施設の構造強度設計 溢水防護区画及び溢水経路の設定並びに溢水評価において期待する浸水防護施設の構造強度設計は，以下のとおりとする。【12条40】	—	— (冒頭宣言)
	止水に期待する壁，扉，堰，床ドレン逆止弁及び貫通部止水処置のうち，地震起因による溢水から防護する設備については，基準地震動 S_s による地震力に対し，地震時及び地震後においても，溢水伝播を防止する機能を損なうおそれがない設計とする。【12条40】	要目表 VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.4 溢水防護に関する施設の設計方針 2.4.1 溢水伝播を防止する設備 VI-1-1-9-5 溢水防護に関する施設の詳細設計 3. 要求機能及び性能目標 3.1 溢水伝播を防止する設備 VI-2-10-2 浸水防護施設の耐震性に関する説明書 VI-2-別添2 溢水防護に係る施設の耐震性について	1. 共通的に適用される設計 3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.4 溢水防護に関する施設の詳細設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式－1 4. 地震による損傷防止に関する設計 4.11 耐震設計の基本方針を準用して行う耐震評価 12. 材料及び構造に係る設計 12.4 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		の計算書 VI-3-別添3 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算書 構造図 9.4.2 内郭浸水防護設備	
	<p>ただし、放射性物質を含む液体が管理区域外に伝播することを防止するために設置する堰については、要求される地震力に対し、地震時及び地震後においても、溢水伝播を防止する機能を損なうおそれがない設計とする。【12条40】</p>	要目表 VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.4 溢水防護に関する施設の設計方針 2.4.1 溢水伝播を防止する設備 VI-1-1-9-5 溢水防護に関する施設の詳細設計 3. 要求機能及び性能目標 3.1 溢水伝播を防止する設備 3.1.3 性能目標 4. 機能設計 4.1 溢水伝播を防止する設備 4.1.5 管理区域水密扉、堰及び防水板の設計方針 VI-2-10-2 浸水防護施設の耐震性に関する説明書 VI-2-別添2 溢水防護に係る施設の耐震性についての計算書 VI-3-別添3 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算書 構造図 9.4.2 内郭浸水防護設備	1. 共通的に適用される設計 3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.4 溢水防護に関する施設の詳細設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 4. 地震による損傷防止に関する設計 4.11 耐震設計の基本方針を準用して行う耐震評価 12. 材料及び構造に係る設計 12.4 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>想定破損による溢水及び消火水の放水による溢水から防護する設備については、要求される荷重に対して溢水伝播を防止する機能を損なうおそれがない設計とする。【12条40】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針</p> <p>2. 溢水等による損傷防止の基本方針</p> <p>2.4 溢水防護に関する施設の設計方針</p> <p>2.4.1 溢水伝播を防止する設備</p> <p>VI-1-1-9-5 溢水防護に関する施設の詳細設計</p> <p>3. 要求機能及び性能目標</p> <p>3.1 溢水伝播を防止する設備</p> <p>4. 機能設計</p> <p>4.1 溢水伝播を防止する設備</p> <p>4.1.1 溢水用水密扉の設計方針</p> <p>4.1.2 溢水用堰の設計方針</p> <p>4.1.3 溢水用防水板の設計方針</p> <p>4.1.4 溢水用防水壁の設計方針</p> <p>4.1.5 管理区域水密扉、堰及び防水板の設計方針</p> <p>4.1.6 床ドレン逆止弁の設計方針</p> <p>4.1.7 貫通部止水処置の設計方針</p> <p>4.1.8 地下水位低下設備の設計方針</p> <p>4.1.9 大型タンク隔離システムの設計方針</p> <p>4.1.10 燃料プール冷却系弁閉止システムの設計方針</p> <p>4.1.11 循環水系隔離システムの設計方針</p> <p>VI-2-別添2 溢水防護に係る施設の耐震性についての計算書</p> <p>VI-3-別添3 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度計算書</p> <p>構造図</p> <p>9.4.2 内郭浸水防護設備</p>	<p>3. 溢水防護に関する設計</p> <p>3.1 基本方針の設定</p> <p>3.4 溢水防護に関する施設の詳細設計</p> <p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>4. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>4.11 耐震設計の基本方針を準用して行う耐震評価</p> <p>12. 材料及び構造に係る設計</p> <p>12.4 津波又は溢水への配慮が必要な施設の強度評価</p> <p>VI-1-10-6 「放射性廃棄物の廃棄施設」の様式-1</p> <p>3. 放射性廃棄物の廃棄施設の兼用に関する設計</p> <p>3.2 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>
	<p>地下水位低下設備については、基準地震動S_sによる地震力に対し、地震時及び地震後においても、地下</p>	<p>VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針</p> <p>2. 溢水等による損傷防止の基本方針</p>	<p>1. 共通的に適用される設計</p> <p>3. 溢水防護に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	水を処理し、溢水伝播を防止する機能を損なうおそれがない設計とする。【12条40】	2.3 溢水評価及び防護設計方針 2.3.3 防護すべき設備を内包する建物外及びエリア外で発生を想定する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針 VI-1-1-9-5 溢水防護に関する施設の詳細設計 3. 要求機能及び性能目標 3.1 溢水伝播を防止する設備 VI-2-別添 4-3 地下水位低下設備の耐震性についての計算書	3.1 基本方針の設定 3.4 溢水防護に関する施設の詳細設計
	通水扉のうち、地震時及び地震後において期待する通水扉については、基準地震動 S_s による地震力に対し、発生を想定する溢水に対する排水機能を損なうおそれがない設計とする。【12条40】	VI-1-1-9-1 溢水等による損傷防止の基本方針 2. 溢水等による損傷防止の基本方針 2.4 溢水防護に関する施設の設計方針 VI-1-1-9-5 溢水防護に関する施設の詳細設計 3. 要求機能及び性能目標 3.3 排水を期待する設備 VI-2-別添 2-3 通水扉の耐震性についての計算書	1. 共通的に適用される設計 3. 溢水防護に関する設計 3.1 基本方針の設定 3.4 溢水防護に関する施設の詳細設計
	3. 主要対象設備 浸水防護施設の対象となる主要な設備について、「表1 浸水防護施設の主要設備リスト」に示す。	—	— (「設備リスト」による)

基本設計方針から設工認添付書類及び様式－1 への展開表
(補機駆動用燃料設備 (非常用電源設備及び補助ボイラーに
係るものを除く。))

「基本設計方針から設工認添付書類及び様式-1への展開表」【補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）】

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	—	— (用語の定義のみ)
	<p>第1章 共通項目</p> <p>補機駆動用燃料設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 溢水等, 5. 設備に対する要求 (5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.8 電気設備の設計条件を除く。), 6. その他 (6.3 安全避難通路等, 6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	—	1. 共通的に適用される設計
	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 補機駆動用燃料設備</p> <p>大量送水車又は大型送水ポンプ車のポンプ駆動用燃料は, 大量送水車付燃料タンク又は大型送水ポンプ車付燃料タンクに貯蔵する。【62条8】【62条16】【62条21】【62条28】【63条20】【64条8】【64条31】【64条61】【65条9】【66条12】【66条28】【69条9】【69条15】【69条21】【69条26】【69条29】【69条41】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-8-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (その他発電用原子炉の附属施設 (補機駆動用燃料設備 (非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。)))</p> <p>VI-1-1-8 発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書</p> <p>5. 火災の感知及び消火</p> <p>5.2 消火設備について</p> <p>5.2.2 機能設計</p> <p>補機駆動用燃料設備に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>9.5 補機駆動用燃料設備</p> <p>補機駆動用燃料設備に係る系統図</p> <p>9.5 補機駆動用燃料設備</p> <p>構造図</p>	<p>2. 補機駆動用燃料設備の設計</p> <p>2.2 大量送水車付燃料タンク及び大型送水ポンプ車付燃料タンク</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		9.5 補機駆動用燃料設備	
	<p>ガスタービン発電機用軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備のA-ディーゼル燃料貯蔵タンク（以下「A-ディーゼル燃料貯蔵タンク」という。），非常用ディーゼル発電設備のB-ディーゼル燃料貯蔵タンク（以下「B-ディーゼル燃料貯蔵タンク」という。）及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備のディーゼル燃料貯蔵タンク（以下「ディーゼル燃料貯蔵タンク」という。）は，大量送水車及び大型送水ポンプ車の燃料を貯蔵できる設計とする。</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備））</p> <p>VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p> <p>3. 系統施設ごとの設計上の考慮</p> <p>3.7 その他発電用原子炉の附属施設</p> <p>3.7.1 非常用電源設備</p> <p>補機駆動用燃料設備に係る機器の配置を明示した図面</p> <p>9.5 補機駆動用燃料設備</p>	<p>VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1</p> <p>11. 健全性に係る設計</p> <p>VI-1-10-9 「非常用電源設備」の様式-1</p> <p>2. 非常用電源設備の設計</p> <p>2.3 燃料設備</p> <p>2.3.2 ディーゼル燃料貯蔵タンク，ガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリ</p> <p>(1) 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>(2) 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>
	<p>大量送水車及び大型送水ポンプ車は，ガスタービン発電機用軽油タンク，A-ディーゼル燃料貯蔵タンク，B-ディーゼル燃料貯蔵タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリ及びホースを用いて燃料を補給できる設計とする。【62条8】【62条16】【62条21】【62条28】【63条20】【64条8】【64条31】【64条61】【65条9】【66条12】【66条28】【69条9】【69条15】【69条21】【69条26】【69条29】【69条41】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-8-1 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用電源設備））</p> <p>VI-1-1-5-8-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）））</p> <p>補機駆動用燃料設備に係る系統図</p> <p>9.5 補機駆動用燃料設備</p> <p>構造図</p> <p>9.1.1.1 非常用ディーゼル発電設備</p>	<p>2. 補機駆動用燃料設備の設計</p> <p>2.1 ディーゼル燃料貯蔵タンク，ガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリ</p> <p>VI-1-10-9 「非常用電源設備」の様式-1</p> <p>2. 非常用電源設備の設計</p> <p>2.3 燃料設備</p> <p>2.3.2 ディーゼル燃料貯蔵タンク，ガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリ</p> <p>(1) 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>(2) 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		9.1.1.3 ガスタービン発電機 9.5 補機駆動用燃料設備	
	<p>2. 主要対象設備</p> <p>補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）の対象となる主要な設備について、「表1 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）の主要設備リスト」に示す。</p>	—	— （「設備リスト」による）

基本設計方針から設工認添付書類及び様式－ 1 への展開表
(非常用取水設備)

「基本設計方針から設工認添付書類及び様式－1への展開表」【非常用取水設備】

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」, 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	—	— (用語の定義のみ)
<p>第1章 共通項目</p> <p>非常用取水設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求(5.2 材料及び構造等, 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.4 耐圧試験等, 5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関の設計条件, 5.8 電気設備の設計条件を除く。), 6. その他(6.3 安全避難通路等, 6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>非常用取水設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 4. 溢水等, 5. 設備に対する要求(5.2 材料及び構造等, 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.4 耐圧試験等, 5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件, 5.8 電気設備の設計条件を除く。), 6. その他(6.3 安全避難通路等, 6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	—	1. 共通的に適用される設計
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 非常用取水設備の基本設計方針</p> <p>設計基準事故に対処するために必要となる原子炉補機冷却系及び高圧炉心スプレイ補機冷却系の冷却用の海水を取水し, 導水するための流路を構築するため, 取水口, 取水管及び取水槽を設置することにより冷却に必要な海水を確保できる設計とする。なお, 取水口, 取水管及び取水槽は, 海と接続しており容量に制限がなく必要な取水容量を十分に有している。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 非常用取水設備の基本設計方針</p> <p>設計基準事故に対処するために必要となる原子炉補機冷却系及び高圧炉心スプレイ補機冷却系の冷却用の海水を取水し, 導水するための流路を構築するため, 取水口, 取水管及び取水槽を設置することにより冷却に必要な海水を確保できる設計とする。なお, 取水口, 取水管及び取水槽は, 海と接続しており容量に制限がなく必要な取水容量を十分に有している。【33条29】</p>	—	— (変更なし)
	<p>また, 入力津波に対して, 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが引き波時においても機能保持できるよう, 海水ポンプを長尺化することにより冷却に必要な海水が確保できる設計とする。【33条30】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-4 取水口及び放水口に関する説明書</p> <p>3. 取水口, 取水管及び取水槽</p> <p>VI-1-1-5-8-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書(その他発電用原子炉の附属施設)</p>	2. 冷却水を確保するための設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		(非常用取水設備) 非常用取水設備の配置を明示した図面 9.6 非常用取水設備 構造図 9.6 非常用取水設備	
	非常用取水設備の取水口、取水管及び取水槽は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。【62条23】【62条30】【63条39】【63条21】【63条33】【63条37】【63条41】【63条47】【63条54】【64条15】【64条22】【64条36】【64条41】【65条13】【69条43】	要目表 VI-1-1-4 取水口及び放水口に関する説明書 3. 取水口、取水管及び取水槽 VI-1-1-5-8-5 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書（その他発電用原子炉の附属施設（非常用取水設備）） 非常用取水設備の配置を明示した図面 9.6 非常用取水設備 構造図 9.6 非常用取水設備	2. 冷却水を確保するための設計
2. 主要対象設備 非常用取水設備の対象となる主要な設備について、「表1 非常用取水設備の主要設備リスト」に示す。	2. 主要対象設備 非常用取水設備の対象となる主要な設備について、「表1 非常用取水設備の主要設備リスト」に示す。	—	— (「設備リスト」による)

基本設計方針から設工認添付書類及び様式－ 1 への展開表
(敷地内土木構造物)

「基本設計方針から設工認添付書類及び様式－1への展開表」【敷地内土木構造物】

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	—	— (用語の定義のみ)
	<p>第1章 共通項目</p> <p>敷地内土木構造物の共通項目である「5. 設備に対する要求 (5.2 材料及び構造等, 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.4 耐圧試験等, 5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件, 5.8 電気設備の設計条件を除く。)」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	—	1. 共通的に適用される設計
	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 敷地内土木構造物 (保管場所)</p> <p>保管場所のうち第3保管エリアの敷地下斜面は, 敷地内土木構造物である抑止杭を設置することで, 地震によるすべりを防止できる設計とする。【54条115】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-8-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (その他発電用原子炉の附属施設 (敷地内土木構造物))</p> <p>VI-1-9-3-1 斜面安定性に関する説明書</p> <p>1. 基本方針</p> <p>2. 抑止杭の耐震評価</p> <p>3. 抑止杭を設置した斜面の安定性評価</p>	2. 敷地内土木構造物の設計
	<p>2. 敷地内土木構造物 (屋外アクセスルート)</p> <p>屋外アクセスルートのうち第3保管エリア周辺のアクセスルート周辺斜面は, 敷地内土木構造物である抑止杭を設置することで, 地震によるすべりを防止できる設計とする。【54条116】</p> <p>屋外アクセスルートのうちEL15.0m盤アクセスルート周辺斜面は, 敷地内土木構造物である土留め工を設置することで, 地震によるすべりを防止できる設計とする。</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-5-8-6 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書 (その他発電用原子炉の附属施設 (敷地内土木構造物))</p> <p>VI-1-9-3-1 斜面安定性に関する説明書</p> <p>1. 基本方針</p> <p>2. 抑止杭の耐震評価</p> <p>3. 抑止杭を設置した斜面の安定性評価</p>	2. 敷地内土木構造物の設計
	3. 主要対象設備	—	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	敷地内土木構造物の対象となる主要な設備について、「表1 敷地内土木構造物の主要設備リスト」に示す。		(「設備リスト」による)

基本設計方針から設工認添付書類及び様式－ 1 への展開表
(緊急時対策所)

「基本設計方針から設工認添付書類及び様式－1への展開表」【緊急時対策所】

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	—	— (用語の定義のみ)
第1章 共通項目 緊急時対策所の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く。), 5. 設備に対する要求, 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	第1章 共通項目 緊急時対策所の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く。), 5. 設備に対する要求, 6. その他」の基本設計方針については, 原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。	—	1. 共通的に適用される設計
第2章 個別項目 1. 緊急時対策所 1.1 緊急時対策所の設置等 1.1.1 緊急時対策所の設置 発電用原子炉施設には, 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため, 緊急時対策所機能を備えた緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。	第2章 個別項目 1. 緊急時対策所 1.1 緊急時対策所の設置等 1.1.1 緊急時対策所の設置 発電用原子炉施設には, 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため, 緊急時対策所機能を備えた緊急時対策所を中央制御室(「1, 2号機共用」(以下同じ。))以外の場所として, 敷地高さ標高50mの高台に設置する設計とする。【46条1】	緊急時対策所の設置場所を明示した図面 9.7 緊急時対策所	2. 緊急時対策所の設置等に関する設計 2.1 設置場所等に関する設計
	1.1.2 設計方針 緊急時対策所は, 重大事故等が発生した場合においても, 当該事故等に対処するための適切な措置が講じることができるよう, 緊急時対策所機能に係る設備を含め, 以下の設計とする。【76条1】 (1) 耐震性及び耐津波性 緊急時対策所は, 重大事故等が発生した場合においても, 当該事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう, その機能に係る設備を含め, 基準地震動S _s による地震力に対し, 機能を喪失しないよう設計するとともに, 基準津波の影響を受けない設計とする。【76条2】	VI-1-9-4-1 緊急時対策所の機能に関する説明書 3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計	2. 緊急時対策所の設置等に関する設計 2.1 設置場所等に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	(2) 中央制御室に対する独立性 緊急時対策所の機能に係る設備は、共通要因により中央制御室と同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する設計とする。 【76条3】	VI-1-9-4-1 緊急時対策所の機能に関する説明書 3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計	2. 緊急時対策所の設置等に関する設計 2.1 設置場所等に関する設計
	(3) 代替交流電源の確保 緊急時対策所は、全交流動力電源が喪失した場合に、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。なお、緊急時対策所用発電機は、プルーム通過時において、燃料を補給せずに運転できる設計とする。【76条26】	VI-1-9-4-1 緊急時対策所の機能に関する説明書 3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計	2. 緊急時対策所の設置等に関する設計 2.2 代替電源設備に関する設計
	緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料補給時の切替えを考慮して、合計2台を緊急時対策所に接続することで多重性を有するとともに、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として予備機を2台保管する設計とする。【76条27】	VI-1-9-4-1 緊急時対策所の機能に関する説明書 3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計	2. 緊急時対策所の設置等に関する設計 2.2 代替電源設備に関する設計
	(4) 緊急時対策所の機能の確保 緊急時対策所は、以下の措置を講じること又は設備を備えることにより緊急時対策所機能を確保する。 【46条2】	—	— (冒頭宣言)
	a. 居住性の確保 緊急時対策所は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるために必要な指示を行う要員を収容できるとともに、それら要員が必要な期間にわたり滞在できる設計とする。【46条2】	要目表 VI-1-9-4-1 緊急時対策所の機能に関する説明書 3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計 3.1 居住性の確保 VI-1-9-4-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書 3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置 3.1 換気設備等	3. 緊急時対策所機能に係る設計 3.1 居住性の確保に関する設計
	緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う	要目表	3. 緊急時対策所機能に係る設計 3.1 居住性の確保に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	<p>要員に加え，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め，重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるとともに，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう，適切な遮蔽設計及び換気設計を行い緊急時対策所の居住性を確保する。【76条4】</p>	<p>VI-1-9-4-1 緊急時対策所の機能に関する説明書</p> <p>3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計</p> <p>3.1 居住性の確保</p> <p>VI-1-9-4-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書</p> <p>3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>3.1 換気設備等</p> <p>3.1.1 緊急時対策所換気空調設備</p> <p>4. 緊急時対策所の居住性評価</p> <p>4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価</p> <p>4.2.1 評価方針</p>	
	<p>重大事故等が発生した場合における緊急時対策所の居住性については，想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし，かつ，緊急時対策所内でのマスクの着用，交替要員体制，安定ヨウ素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」の手法を参考とした被ばく評価において，緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。【76条10】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-9-4-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書</p> <p>4. 緊急時対策所の居住性評価</p> <p>4.1 線量評価</p> <p>4.1.2 線量計算</p>	<p>3. 緊急時対策所機能に係る設計</p> <p>3.1 居住性の確保に関する設計</p>
	<p>重大事故等が発生した場合において，緊急時対策所の居住性を確保するための設備として，差圧計，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を設置又は保管する設計とする。【76条8】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-9-4-1 緊急時対策所の機能に関する説明書</p> <p>3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計</p> <p>3.1 居住性の確保</p> <p>3.1.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計</p> <p>VI-1-9-4-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書</p> <p>3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>3.1 換気設備等</p> <p>3.1.1 緊急時対策所換気空調設備</p>	<p>3. 緊急時対策所機能に係る設計</p> <p>3.1 居住性の確保に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式－1への反映結果
変更前	変更後		
	差圧計（個数1，計測範囲0～500Pa）は，緊急時対策所の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できる設計とする。【76条15】	VI-1-9-4-2 緊急時対策所の居住性に関する説明書 3. 緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置 3.1 換気設備等 3.1.1 緊急時対策所換気空調設備	3. 緊急時対策所機能に係る設計 3.1 居住性の確保に関する設計
	緊急時対策所には，酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計（個数1（予備1））及び二酸化炭素濃度計（個数1（予備1））を保管する設計とする。【46条7】【76条19】	要目表 VI-1-9-4-1 緊急時対策所の機能に関する説明書 3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計 3.1 居住性の確保 3.1.3 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	3. 緊急時対策所機能に係る設計 3.1 居住性の確保に関する設計
	緊急時対策所は，重大事故等が発生し，緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，要員が緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため，身体サーバイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。【76条5】	運用に関する記載であり，保安規定にて対応	—
	b. 情報の把握 緊急時対策所には，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に対処するために必要な情報及び重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処するために必要な情報を，中央制御室内の運転員を介さずに正確，かつ速やかに把握できる情報収集設備を設置する。【46条3】【76条22】	要目表 VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.1 通信連絡設備（発電所内） 3.1.6 安全パラメータ表示システム（SPDS）	3. 緊急時対策所機能に係る設計 3.2 情報の把握に関する設計 VI-1-10-5 「計測制御系統施設」の様式－1 8. 通信連絡設備に関する設計
	緊急時対策所の情報収集設備として，事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し，緊急時対策所内で表示できるよう，SPDSデータ収集サーバ，SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）（「1，2，3号機共用（SPDSデータ収集サーバは1，2号機共用）」（以下同じ。）を設置する設計とする。なお，安全パラメータ表示システム（SPDS）は，計測制御系統施設の設備を緊急	要目表 VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.1 通信連絡設備（発電所内） 3.1.6 安全パラメータ表示システム（SPDS） 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 1.6 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面	3. 緊急時対策所機能に係る設計 3.2 情報の把握に関する設計 VI-1-10-5 「計測制御系統施設」の様式－1 8. 通信連絡設備に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	時対策所の設備として兼用する。【46条4】【76条23】		
	<p>c. 通信連絡</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合において、当該事故等に対処するため、発電所内の関係要員に指示を行うために必要な通信連絡設備（発電所内）及び発電所外関係箇所と専用であって多様性を備えた通信回線にて通信連絡できる設計とする【46条6】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書</p> <p>3. 施設の詳細設計方針</p> <p>3.1 通信連絡設備（発電所内）</p> <p>3.1.1 所内通信連絡設備（警報装置を含む。）</p> <p>3.1.2 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末及びFAX）</p> <p>3.1.3 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）</p> <p>3.1.4 無線連絡設備（固定型）及び無線連絡設備（携帯型）</p> <p>3.1.5 有線式通信設備（有線式通信機）</p> <p>3.2 通信連絡設備（発電所外）</p> <p>3.2.1 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末及びFAX）</p> <p>3.2.2 テレビ会議システム（テレビ会議システム（社内向））</p> <p>3.2.3 局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）</p> <p>3.2.4 専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））</p> <p>3.2.5 衛星電話設備（社内向）（衛星テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機）</p> <p>3.2.6 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）</p> <p>3.2.7 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP-電話機及びIP-FAX）</p> <p>通信連絡設備の取付箇所を明示した図面</p> <p>1.6 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面</p>	<p>3. 緊急時対策所機能に係る設計</p> <p>3.3 通信連絡に関する設計</p> <p>VI-1-10-5 「計測制御系統施設」の様式-1</p> <p>8. 通信連絡設備に関する設計</p>
	緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場	<p>要目表</p>	<p>3. 緊急時対策所機能に係る設計</p> <p>3.3 通信連絡に関する設計</p>

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	所と通信連絡できる設計とする。なお、緊急時対策所に設置又は保管する通信連絡設備は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。【76条24】	VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.1 通信連絡設備（発電所内） 3.1.3 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型） 3.1.4 無線連絡設備（固定型）及び無線連絡設備（携帯型） 3.1.5 有線式通信設備（有線式通信機） 3.2 通信連絡設備（発電所外） 3.2.6 衛星電話設備（固定式）及び衛星電話設備（携帯型） 3.2.7 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX） 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 1.6 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面	VI-1-10-5 「計測制御系統施設」の様式-1 8. 通信連絡設備に関する設計
	原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合において、通信連絡設備により、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（「1, 2, 3号機共用」（以下同じ。））として、SPDS伝送サーバを設置する設計とする。データ伝送設備については、通信方式の多様性を確保した専用通信回線にて伝送できる設計とする。なお、データ伝送設備は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。【46条5】	要目表 VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.1 通信連絡設備（発電所内） 3.1.6 安全パラメータ表示システム（SPDS） 3.2 通信連絡設備（発電所外） 3.2.8 データ伝送設備 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面 1.6 通信連絡設備の取付箇所を明示した図面	3. 緊急時対策所機能に係る設計 3.3 通信連絡に関する設計 VI-1-10-5 「計測制御系統施設」の様式-1 8. 通信連絡設備に関する設計
	緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるSPDS伝送サーバで構成するデータ伝送設備については、重大事故等が発生した場合においても必要なデータを伝送できる設計とする。【76条25】	要目表 VI-1-1-11 通信連絡設備に関する説明書 3. 施設の詳細設計方針 3.1 通信連絡設備（発電所内）	3. 緊急時対策所機能に係る設計 3.3 通信連絡に関する設計 VI-1-10-5 「計測制御系統施設」の様式-1 8. 通信連絡設備に関する設計

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
		3.1.6 安全パラメータ表示システム (SPDS) 3.2 通信連絡設備 (発電所外) 3.2.8 データ伝送設備	
	<p>d. 有毒ガスに対する防護措置</p> <p>緊急時対策所は、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 (以下「指示要員」という。) に及ぼす影響により、指示要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないように、指示要員が緊急時対策所内にとどまり、必要な指示及び操作を行うことができる設計とする。</p> <p>【46条8】</p>	—	— (冒頭宣言)
	<p>敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質 (以下「固定源」という。) 及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質 (以下「可動源」という。) それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価 (以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。) を実施する。</p> <p>有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」を参照して評価を実施し、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。【46条9】</p> <p>固定源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる防液堤等は、現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。</p> <p>固定源に対しては、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、緊急時対策所内にとどまる重大事故等に対処するために必要な要員を防護できる設計とする。【46条10】</p>	<p>要目表</p> <p>VI-1-9-4-1 緊急時対策所の機能に関する説明書</p> <p>(2) 緊急時対策所の機能に関する説明書 (緊急時対策所の有毒ガス防護について)</p> <p>3. 緊急時対策所の機能に係る詳細設計</p> <p>3.1 有毒ガスに対する防護措置</p> <p>3.1.2 可動源に対する防護措置</p> <p>4. 緊急時対策所の有毒ガス濃度評価</p> <p>4.3 有毒ガス濃度評価のまとめ</p>	<p>3. 緊急時対策所機能に係る設計</p> <p>3.4 有毒ガスに対する防護措置に関する設計</p>
	<p>可動源に対しては、緊急時対策所換気設備の隔離等の対策により、指示要員を防護できる設計とする。【46条11】</p>	運用に関する記載であり、保安規定にて対応	—

基本設計方針		設計結果の記載箇所	様式-1への反映結果
変更前	変更後		
	有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤は、保守管理を適切に実施し、運用については保安規定に定めて管理する。【46条12】		
2. 設備の共用	2. 設備の共用 事故収束に必要な緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調設備等は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とし、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備は1, 2, 3号機で共用する設計とする。【76条31】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 2. 基本方針 2.2 悪影響防止等	4. 設備共用の設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 11. 健全性に係る設計
	共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、また、端末を変更する場合に生じる情報共有の遅延を防止することができ、安全性の向上が図れるとともに安全性を損なわないことから、1, 2, 3号機で共用する設計とする。【76条31】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.3 計測制御系統施設	4. 設備共用の設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 11. 健全性に係る設計
	重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、号機の区分けなく使用できる設計とする。【76条31】	VI-1-1-7 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書 3. 系統施設ごとの設計上の考慮 3.3 計測制御系統施設	4. 設備共用の設計 VI-1-10-4 「原子炉冷却系統施設」の様式-1 11. 健全性に係る設計
3. 主要対象設備 緊急時対策所の対象となる主要な設備について、「表1 緊急時対策所の主要設備リスト」に示す。	3. 主要対象設備 緊急時対策所の対象となる主要な設備について、「表1 緊急時対策所の主要設備リスト」に示す。	—	— (「設備リスト」による)

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-006 改 03
提出年月日	2023年6月29日

補足-006 工事計画に係る補足説明資料
(原子炉本体)

2023年6月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料
添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料（内容）	備考
1	原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書	原子炉圧力容器の中性子照射脆化に関する評価の詳細について	

原子炉圧力容器の中性子照射脆化に関する評価の詳細について

目 次

1. 概要	1
2. 評価対象及び評価方法	1
2.1 評価対象となる材料の抽出	1
2.2 評価対象及び評価方法の選定	4
3. 中性子束及び中性子照射量	5
3.1 中性子束及び中性子照射量の算出	5
3.2 中性子束及び中性子照射量の算出に関するパラメータについて	6
4. 関連温度の決定	8
4.1 原子炉圧力容器材料の関連温度（初期）	8
4.2 炉心領域材料の関連温度の移行量	11
5. 破壊靱性評価	12
5.1 耐圧・漏えい試験，供用状態A及びBの破壊靱性に対する評価	12
5.2 供用状態C及びDの破壊靱性に対する評価	12
5.3 重大事故等時の破壊靱性に対する評価	13
5.4 応力拡大係数及び関連温度の要求値の算出	15
6. 上部棚吸収エネルギーによる評価	18
6.1 上部棚吸収エネルギー調整値の算出	18
 (参考資料)	
1. 「原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書」に係る適用規格等の整理	19
2. 耐圧・漏えい試験における関連温度の要求値の算出手順説明	20
3. 仮想欠陥の形状・位置及び解析モデル	23
4. 応力計算条件について	26
5. 格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのPTS評価 要否について	27
6. 関連温度の評価について	29
7. 原子炉圧力容器の熱サイクル図について	30
8. 円筒胴3及び円筒胴4の溶接部の靱性について	31
9. サーマルスリーブ構造及び原理について	33

1. 概要

本資料は、「原子炉圧力容器の脆性破壊防止に関する説明書」（以下「説明書」という。）について、その内容を補足説明するものである。

説明書に記載している原子炉圧力容器の材料の脆性破壊に係る評価について、適用している技術基準規則及び規格との対応を参考資料 1 に示す。

炭素鋼、低合金鋼等のフェライト系材料は、中性子照射により、硬さが増加し靱性が低下する。このような現象を中性子照射脆化という。原子炉圧力容器においては、特にその円筒胴部（炉心領域部）で照射量が多く、照射脆化の度合いについては、「原子炉構造材の監視試験方法」J E A C 4 2 0 1 -2007[2013 年追補版]「以下「J E A C 4 2 0 1 -2007[2013 年追補版]」という。」に基づき、低温域は関連温度移行量、高温域は上部棚吸収エネルギー減少率として評価することとしている（図 1-1 参照）。

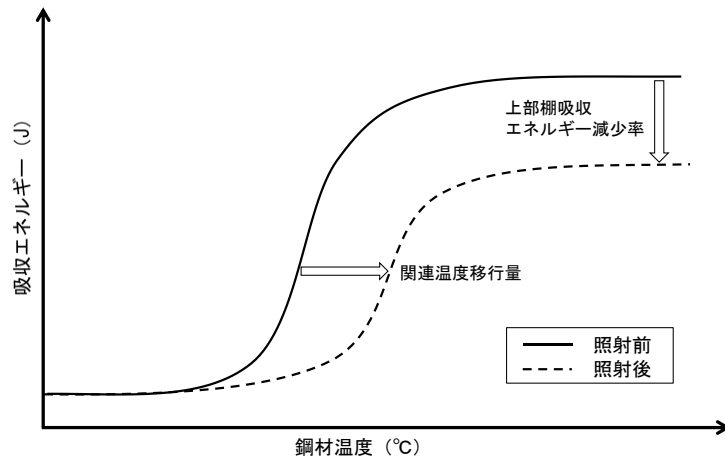


図 1-1 中性子照射脆化の模式図

2. 評価対象及び評価方法 <説明書 4., 6.1, 7.1>

2.1 評価対象となる材料の抽出

評価対象となる材料については、以下の規定に基づき抽出する。

J S M E S N C 1 -2005 (2007 年追補版含む) PVB-2311 「破壊靱性試験不要となる材料の規定」

- ①厚さが 16mm 未満の材料
- ②断面積が 625mm² 未満の棒の材料
- ③呼び径が 25mm 未満のボルト材
- ④外径が 169mm 未満の管の材料
- ⑤厚さが 16mm または外径が 169mm 未満の管に接続されるフランジの材料および管継手の材料
- ⑥オーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金

以上を踏まえ、破壊靱性の評価対象となる材料を表 2-1 に示す。

表 2-1(1) 評価対象となる材料の抽出結果

名称	種別	材料	評価対象	対象外の該当項目
上鏡 1	容器材料	SQV2A	○	—
上鏡 2	容器材料	SQV2A	○	—
円筒胴 1	容器材料	SQV2A	○	—
円筒胴 2	容器材料	SQV2A	○	—
円筒胴 3	容器材料	SQV2A	○	—
円筒胴 4	容器材料	SQV2A	○	—
下鏡 1	容器材料	SFVQ1A	○	—
下鏡 2	容器材料	SFVQ1A	○	—
上ぶたフランジ	容器材料	SFVQ1A	○	—
胴体フランジ	容器材料	SFVQ1A	○	—
スタッドボルト	ボルト材	SNB24-3	○	—
閉止フランジ用ボルト	ボルト材	SNB7	○	—
制御棒貫通孔	容器材料	オーステナイト系ステンレス鋼 高ニッケル合金	×	⑥
原子炉中性子計装孔	容器材料	オーステナイト系ステンレス鋼	×	⑥
内張り材	容器材料	オーステナイト系ステンレス鋼 高ニッケル合金	×	⑥

表 2-1(2) 評価対象となる材料の抽出結果

名称	種別	材料	評価対象	対象外の該当項目
再循環水出口ノズル (N1)	容器材料	SFVQ1A	○	—
再循環水入口ノズル (N2)	容器材料	SFVQ1A	○	—
主蒸気ノズル (N3)	容器材料	SFVQ1A	○	—
給水ノズル (N4)	容器材料	SFVQ1A	○	—
低圧炉心スプレイノズル (N5)	容器材料	SFVQ1A	○	—
低圧注水ノズル (N6)	容器材料	SFVQ1A	○	—
上ふたスプレイノズル (N7)	容器材料	SFVQ1A	○	—
計測及びベントノズル (N8)	容器材料	SFVQ1A	○	—
ジェットポンプ計測ノズル (N9)	容器材料	SFVQ1A	○	—
ほう酸水注入及び炉心差圧計測ノズル (N11)	容器材料	オーステナイト系ステンレス鋼 高ニッケル合金	×	⑥
計測ノズル (N12, N13, N14)	容器材料	オーステナイト系ステンレス鋼 高ニッケル合金	×	⑥
ドレンノズル (N15)	容器材料	SFVC2B	×	①* ¹
高圧炉心スプレイノズル (N16)	容器材料	SFVQ1A	○	—
漏えい検出ノズル (N17)	容器材料	SFVC2B	×	①* ²
予備ノズル (N18)	容器材料	SFVQ1A	○	—

注記*1 : N15 ノズルの厚さは 15.65mm であり, 16mm 未満である。

*2 : N17 ノズルの厚さは 4.5mm であり, 16mm 未満である。

2.2 評価対象及び評価方法の選定

2.1 で抽出した評価対象について、脆性破壊防止に関する評価方法の選定フローを図 2-1 に示す。

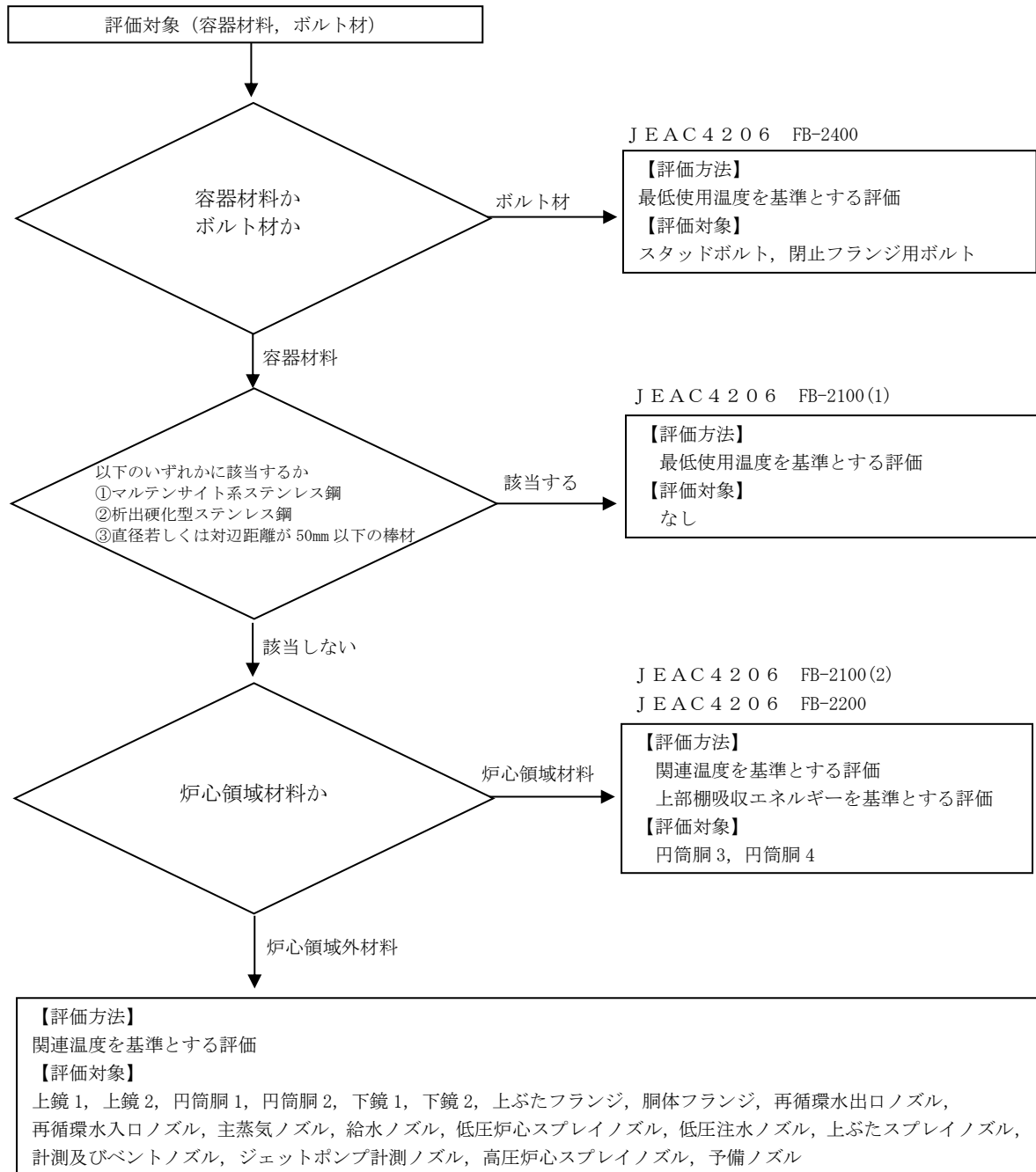


図 2-1 脆性破壊防止に関する評価方法の選定フロー

3. 中性子束及び中性子照射量 <説明書 7.4>

照射実績（中性子束）については，第2回監視試験時（平成8年）を反映する。なお，監視試験片を採取した供試材は，炉心領域材料のうち，関連温度の実測値及び化学成分の影響を考慮して，円筒胴4とした。

仮想欠陥深さは内表面から 1/4t の深さ（内表面から 1/4t 部）について評価する。

3.1 中性子束及び中性子照射量の算出

1/4t 位置の中性子照射量の算出については，説明書の「7.4 中性子照射による関連温度の移行量」による。また，評価に用いる中性子束については，監視試験の解析結果より求める。算出に用いた数値の詳細を表 3-1 に示す。

表 3-1 原子炉压力容器の各深さ位置における中性子束及び中性子照射量

	原子炉压力容器	
	内表面	1/4t 部
リードファクタ	0.708	0.945
各深さ位置での中性子束 [n/cm ² /s, E>1MeV]	2.19×10 ⁹	1.64×10 ⁹
照射期間[EFPY]*	40	
中性子照射量 [n/cm ² , E>1MeV]	0.276×10 ¹⁹	0.207×10 ¹⁹

注記*：照射期間については，(EFPY) × 365 × 24 × 3600 [s]にて換算している。

3.2 中性子束及び中性子照射量の算出に関するパラメータについて

3.2.1 定格負荷相当年数 (Effective Full Power Years : EFPY)

定格負荷相当年数 (EFPY) は、定格出力で連続運転したと仮定して計算した年数である。

プラントは、起動・停止時、出力制限時など必ずしも 100%出力運転をしているわけではないため、実際の運転期間と EFPY は異なる。

中性子照射による影響の評価にあたっては、定格出力の積分値である発電電力量を用いて、下式により EFPY を算出する。

$$(EFPY) = (\text{発電電力量}) \div 24 \div 365 \div (\text{定格出力})$$

3.2.2 リードファクタ

リードファクタは、監視試験片の照射位置における中性子束の、原子炉压力容器内表面あるいは他の深さ位置における最大中性子束に対する比であり、下式で表される。

なお、原子炉压力容器の炉心領域の中性子束分布は、軸方向についてはほぼ一様で分布がないが、周方向については炉心からの距離に近い約 40° ~ 50° 位置*で最大となるため、その位置で評価を行う。

注記* : 炉心配置の対称性により、約 130° ~ 140° , 約 220° ~ 230° , 約 310° ~ 320° 位置も約 40° ~ 50° 位置と同様となる。

$$(\text{リードファクタ}) = (\text{監視試験片位置での中性子束 (E > 1MeV)}) \\ \div (\text{原子炉压力容器での最大中性子束 (E > 1MeV)})$$

リードファクタの算出に用いる監視試験片位置及び原子炉压力容器での中性子束は、米国のオークリッジ国立研究所で開発された DORT コードにより算出する。

DORT コードは、中性子輸送方程式を数値的に解くコードであり、DORT コードの入力パラメータは、図 3-1 のとおりとなる。

リードファクタの算出方法は、DORT コードで算出した各位置の中性子束をもとに、以下の計算過程にて算出する。

[計算過程]

(1) 内表面

$$(\text{リードファクタ}) = 1.55 \times 10^9 \div 2.19 \times 10^9 \\ \approx 0.708$$

(2) 1/4t 位置

$$(\text{リードファクタ}) = 1.55 \times 10^9 \div 1.64 \times 10^9 \\ \approx 0.945$$

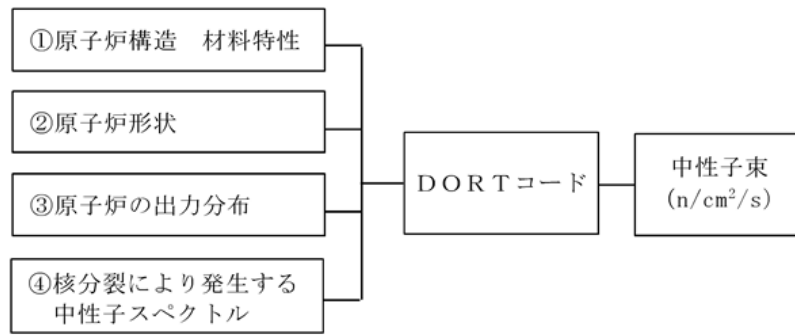


図3-1 DORTコードの概要

4. 関連温度の決定

4.1 原子炉圧力容器材料の関連温度（初期） <説明書 6., 7.5.2>

照射前の原子炉圧力容器材料について、関連温度（初期）を決定する。

島根原子力発電所第2号機については、建設時に「発電用原子炉設備に関する構造等の技術基準」（昭和55年通商産業省告示第501号）に基づく試験方法により関連温度を確認しており、実測値として評価に用いる。関連温度（初期）の決定手順について図4-1に示す。

スタッドボルトについては、最低使用温度10℃以下での衝撃試験結果を判定基準と対比し満足していることを確認している。

評価に用いた各材料の関連温度（初期）を表4-1に示す。

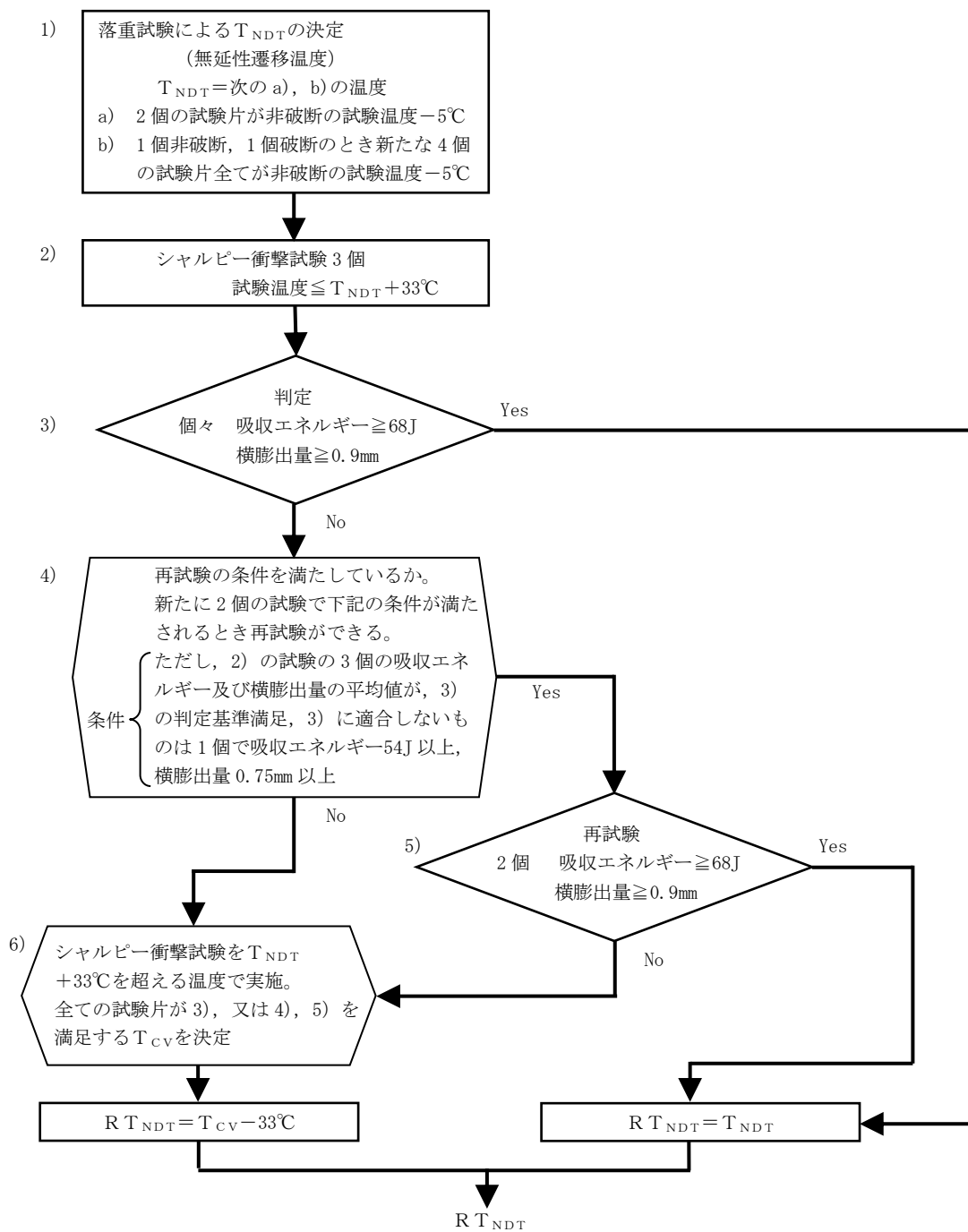


図 4-1 関連温度の決定手順

表 4-1 原子炉圧力容器材料の関連温度（初期）

名称	関連温度（初期） （℃）	材料
上鏡 1	-49	SQV2A
上鏡 2	-44	SQV2A
円筒胴 1	-39	SQV2A
円筒胴 2	-44	SQV2A
円筒胴 3	-40	SQV2A
円筒胴 4	-40	SQV2A
下鏡 1	-34	SFVQ1A
下鏡 2	-29	SFVQ1A
上ぶたフランジ	-34	SFVQ1A
胴体フランジ	-29	SFVQ1A
再循環水出口ノズル（N1）	-45	SFVQ1A
再循環水入口ノズル（N2）	-39	SFVQ1A
主蒸気ノズル（N3）	-40	SFVQ1A
給水ノズル（N4）	-39	SFVQ1A
低圧炉心スプレイノズル（N5）	-44	SFVQ1A
低圧注水ノズル（N6）	-40	SFVQ1A
上ぶたスプレイノズル（N7）	-39	SFVQ1A
計測及びベントノズル（N8）	-49	SFVQ1A
ジェットポンプ計測ノズル（N9）	-39	SFVQ1A
高圧炉心スプレイノズル（N16）	-39	SFVQ1A
予備ノズル（N18）	-44	SFVQ1A

5. 破壊靱性評価

5.1 耐圧・漏えい試験，供用状態A及びBの破壊靱性に対する評価 <説明書 4. >

設計基準対象施設として，供用期間中の耐圧・漏えい試験及び供用状態A及びBの運転条件において，原子炉压力容器の材料の脆性破壊防止の観点で破壊靱性上最も厳しい運転条件は，低温高圧の運転管理となる耐圧・漏えい試験時であるため，供用状態A及びBの評価は耐圧・漏えい試験での評価に代表される。

5.2 供用状態C及びDの破壊靱性に対する評価 <説明書 4. >

「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」J E A C 4 2 0 6-2007（以下「J E A C 4 2 0 6-2007」という。）FB-4200に，供用状態C及びDについて非延性破壊が防止されることを確認するよう要求がある。健全性評価上最も問題となるのは，加圧された原子炉压力容器内部が急激に冷却されることで容器内面に高い引張応力が発生するP T S（Pressurized Thermal Shock 加圧熱衝撃）事象だが，沸騰水型原子炉压力容器では，炉圧は蒸気温度の低下に伴い低下すること，冷水注入するノズルにはサーマルスリーブが設けられており，冷水が直接炉壁に接することはないことから，P T S事象は発生しない*1。また相当運転期間での中性子照射量が低く，BWR-5を対象とした評価（図5-1）において，破壊靱性の裕度が十分あることが確認されている*2。図5-1の結果は，プラント毎に初期R T N D T，脆化量及び過渡条件に差異はあるが，プラント間で有意な差異が生じないこと及び評価が48EFPYであることから，島根原子力発電所第2号機の評価に対して，裕度がある。そのため，供用状態C及びDにおいては脆性破壊に対して厳しくなる事象はなく，耐圧・漏えい試験時の評価で代表される。

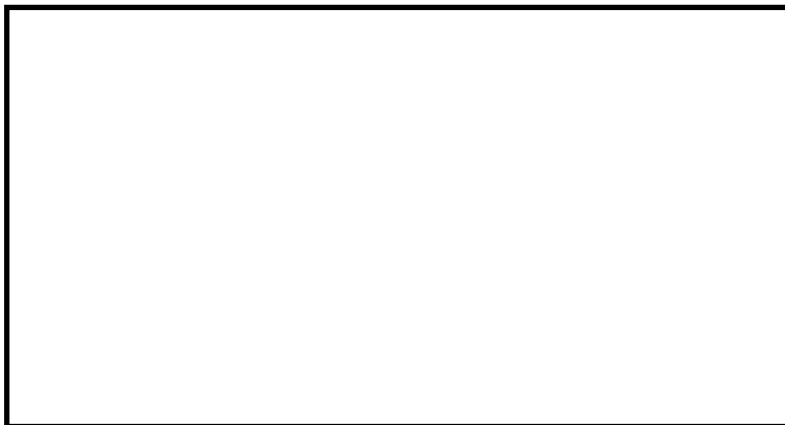


図5-1 供用状態Dにおける原子炉压力容器のP T S評価（BWR-5）

注記*1：(財)発電設備技術検査協会，溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書 [原子炉压力容器加圧熱衝撃試験][総まとめ版]，平成4年3月，p20-26

*2：榊田他，「沸騰水型原子炉压力容器の過渡事象における加圧熱衝撃の評価」，日本保全学会第10回学術講演会，2013.7

5.3 重大事故等時の破壊靱性に対する評価 <説明書 4.>

炉心損傷防止対策の有効性評価における全ての事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価における全ての格納容器破損モードについて、原子炉压力容器圧力の上昇挙動及び原子炉压力容器内温度の低下挙動を表 5-1 に整理した。その結果、原子炉压力容器圧力の上昇の観点で厳しいシーケンスとして全交流動力電源喪失(TBD, TBU)及び原子炉停止機能喪失が、原子炉压力容器内温度の低下の観点で厳しいシーケンスとして LOCA 時注水機能喪失が挙げられるが、以下のとおり設計熱サイクルで想定している「過大圧力」「原子炉冷却材喪失事故」に包絡される。

・原子炉压力容器圧力の上昇挙動

原子炉压力容器圧力の上昇挙動の観点で厳しいのは、約 3 秒で約 6.92MPa[gage]から約 7.74MPa[gage]まで上昇する全交流動力電源喪失(TBD, TBU)シーケンス及び約 5.4 秒で約 6.93MPa[gage]から約 8.68MPa[gage]まで上昇する原子炉停止機能喪失シーケンスであるが、設計熱サイクルで想定している「過大圧力」()に、圧力ピーク値及び変化率は包絡される。

・原子炉压力容器内温度の低下挙動

原子炉压力容器内温度の低下挙動の観点で厳しいのは、約 7 分で約 290℃から約 138℃まで低下する LOCA 時注水機能喪失シーケンスであるが、設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失事故」()に、温度低下率は包絡される。

応力拡大係数は、圧力又は熱応力の観点で温度変化が大きいほうが、大きくなる。上記のとおり、重大事故時に想定される最大のピーク圧力及び温度変化率は、設計基準事象である「過大圧力」及び「原子炉冷却材喪失事故」に包絡されていることから、設計基準事象において厳しい脆性破壊評価結果が得られる。

以上のことから、重大事故等対処設備としての原子炉压力容器の破壊靱性に対する評価は、供用状態 C 及び D と同様に耐圧・漏えい試験時に対する評価に代表される。

表 5-1 全ての事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードにおける
原子炉圧力容器圧力の上昇挙動及び原子炉圧力容器内温度の低下挙動

事故シーケンスグループ等	原子炉圧力容器圧力の上昇挙動	原子炉圧力容器内温度の低下挙動
高圧・低圧注水機能喪失	主蒸気隔離弁閉止後、 約 1 分で約 6.37MPa[gage]から 約 7.59MPa[gage]まで上昇	原子炉減圧後、約 8 分で約 290℃ から約 138℃まで低下
高圧注水・減圧機能喪失	主蒸気隔離弁閉止後、 約 1 分で約 6.37MPa[gage]から 約 7.59MPa[gage]まで上昇	原子炉減圧後、約 18 分で約 291℃ から約 138℃まで低下
全交流動力電源喪失 (長期 TB)	主蒸気隔離弁閉止後、 約 2 分で約 6.35MPa[gage]から 約 7.59MPa[gage]まで上昇	原子炉減圧後、約 15 分で約 272℃ から約 138℃まで低下
全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)	主蒸気隔離弁閉止後、 約 3 秒で約 6.92MPa[gage]から 約 7.74MPa[gage]まで上昇	原子炉減圧後、約 14 分で約 279℃ から約 137℃まで低下
全交流動力電源喪失 (TBP)	主蒸気隔離弁閉止後、 約 2 分で約 6.35MPa[gage]から 約 7.59MPa[gage]まで上昇	約 81 分で約 292℃から約 172℃ま で低下
崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)	主蒸気隔離弁閉止後、 約 1 分で約 6.37MPa[gage]から 約 7.59MPa[gage]まで上昇	原子炉減圧後、約 12 分で約 273℃ から約 137℃まで低下
崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系機能喪失)	主蒸気隔離弁閉止後、 約 1 分で約 6.37MPa[gage]から 約 7.59MPa[gage]まで上昇	原子炉減圧後、約 14 分で約 273℃ から約 137℃まで低下
原子炉停止機能喪失	主蒸気隔離弁閉止後、 約 5.4 秒で約 6.93MPa[gage]から 約 8.68MPa[gage]まで上昇	主蒸気隔離弁閉止後、 約 5.4 秒で約 286℃から約 302℃ まで上昇
LOCA 時注水機能喪失 (中小破断)	主蒸気隔離弁閉止後、 約 1 分で約 6.36MPa[gage]から 約 7.59MPa[gage]まで上昇	原子炉減圧後、約 7 分で約 290℃ から約 138℃まで低下
格納容器バイパス (インターフェースシステム LOCA)	主蒸気隔離弁閉止後、 約 2 分で約 6.37MPa[gage]から 約 7.59MPa[gage]まで上昇	原子炉減圧後、約 17 分で約 237℃ から約 138℃まで低下
雰囲気圧力・温度による静 的負荷 (格納容器過圧・過 温破損)	原子炉冷却材喪失後、 原子炉圧力容器が低圧となる事 象であり、評価不要	注水開始後、約 729 秒で約 193℃ から約 115℃まで低下*
水素燃焼		
高圧溶融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱、原子炉圧 力容器外の溶融燃料－冷却 材相互作用、溶融炉心・コ ンクリート相互作用	原子炉圧力容器が破損するシーケンスであり、原子炉圧力容器の破壊 靱性に対する評価は不要である。	
過大圧力		—
原子炉冷却材喪失	—	

注記* : 他のシーケンスでは冷却材温度を記載しているが、本シーケンスのみ構造材の温度で
記載

5.4 応力拡大係数及び関連温度の要求値の算出 <説明書 7.3, 7.5>

5.1, 5.2 及び 5.3 で述べたように, 沸騰水型原子炉圧力容器の破壊靱性評価は, 耐圧・漏えい試験を代表条件として実施する。

応力拡大係数の算出については, 説明書の「7.3 応力拡大係数の計算」による。算出に用いた数値等の詳細を表 5-2, 表 5-3 に示す。

関連温度の要求値の算出方法は, 参考資料 2 に示すとおりである。この際, 各部位の応力は, 理論解または参考資料 3 に示す FEM 解析モデルを用いて参考資料 4 に示す応力計算条件により求める。

表 5-2 耐圧試験（最高使用圧力以下）における胴及び鏡部毎の代表断面でのパラメータ

名称	評価条件			計算方法	計算結果 (MPa)				応力拡大係数算出に用いるパラメータ		KI (MPa√m)	T (°C)	RTNDT ^{*1} (°C)
	板厚 t (mm)	仮想欠陥	欠陥深さ a (mm)		一次応力		二次応力		M _m	M _b			
					膜 σ _{m1}	曲げ σ _{b1}	膜 σ _{m2}	曲げ σ _{b2}					
上鏡1		1/4 t									56.4	55	58.7
上鏡2		1/4 t									101.3	55	25.9
円筒胴1		1/4 t									97.1	55	27.8
円筒胴2		1/4 t									87.3	55	32.7
円筒胴3		1/4 t									87.3	55	6.4 ^{*3}
円筒胴4		1/4 t									87.3	55	6.4 ^{*3}
下鏡1		1/4 t									44.8	55	82.9
下鏡2		1/4 t									84.9	55	34.0
上ぶたフランジ		1/4 t									101.3	55	25.9
胴体フランジ		1/4 t									97.1	55	27.8

注記*1 : K_{IC}式により算出 (参考資料 2 参照)

*2 : 板厚を 100 mm として評価

*3 : 評価には, 中性子照射による関連温度の移行量を考慮する。

表 5-3 耐圧試験（最高使用圧力以下）におけるノズル部毎の代表断面でのパラメータ

名称	評価条件					計算方法	計算結果	応力拡大係数 算出に用いる パラメータ $F(a/r_n)$	K _I (MPa√m)	T (°C)	R _T NDT [*] (°C)
	板厚 t (mm)	仮想 欠陥	内径 (mm)	コーナーR (mm)	半径 r _n (mm)		応力 σ _h (MPa)				
再循環水出口ノズル (N1)		1/4 t							151.9	55	9.9
再循環水入口ノズル (N2)		1/4 t							133.4	55	14.7
主蒸気ノズル(N3)		1/4 t							151.0	55	10.1
給水ノズル(N4)		1/4 t							136.0	55	14.0
低圧炉心スプレイノズル (N5)		1/4 t							135.0	55	14.3
低圧注水ノズル (N6)		1/4 t							124.5	55	17.4
上ぶたスプレイノズル (N7)		1/4 t							77.6	55	38.5
計測及びベントノズル (N8)		1/4 t							67.3	55	46.6
ジェットポンプ計測ノズル (N9)		1/4 t							98.8	55	27.0
高圧炉心スプレイノズル (N16)		1/4 t							135.0	55	14.3
予備ノズル(N18)		1/4 t							77.6	55	38.5

注記* : K_{Ic}式により算出（参考資料 2 参照）

6. 上部棚吸収エネルギーによる評価 <説明書 8.>

6.1 上部棚吸収エネルギー調整値の算出

J E A C 4 2 0 1-2007[2013年追補版]附属書Bの国内USE予測式を用いて、上部棚吸収エネルギー調整値（USE（調整値））を算出する。

USE（調整値）の算出に用いるパラメータを表6-1に示す。

表6-1 USE（調整値）の算出に用いるパラメータ

中性子照射量 f (×10 ¹⁹ n/cm ² , E>1MeV)	0.207	
化学成分 (mass%)	Cu	<input type="text"/>
	Ni	<input type="text"/>
σ _{ΔU} (%)	6.9	
M _u (= 2σ _{ΔU}) (%)	13.8	
C _o	-0.95	
USE（初期値）(J) *	212	

注記*：照射前試験で確認した主加工方向に直角な方向（T方向）から採取した試験片による結果

USE（調整値）の算出過程を以下に示す。

$$[CF_U] = 5.23 + 9.36 \cdot \left\{ 0.5 + 0.5 \cdot \tanh\left(\frac{Cu - 0.087}{0.034}\right) \right\} \times (1 + 0.59 \cdot Ni)$$

$$\doteq \text{$$

$$[FF_U]_{(f)} = f^{(0.349 - 0.068 \cdot \log f)}$$

$$\doteq \text{$$

$$\Delta USE = C_o + [CF_U] \cdot [FF_U]_{(f)} + M_u$$

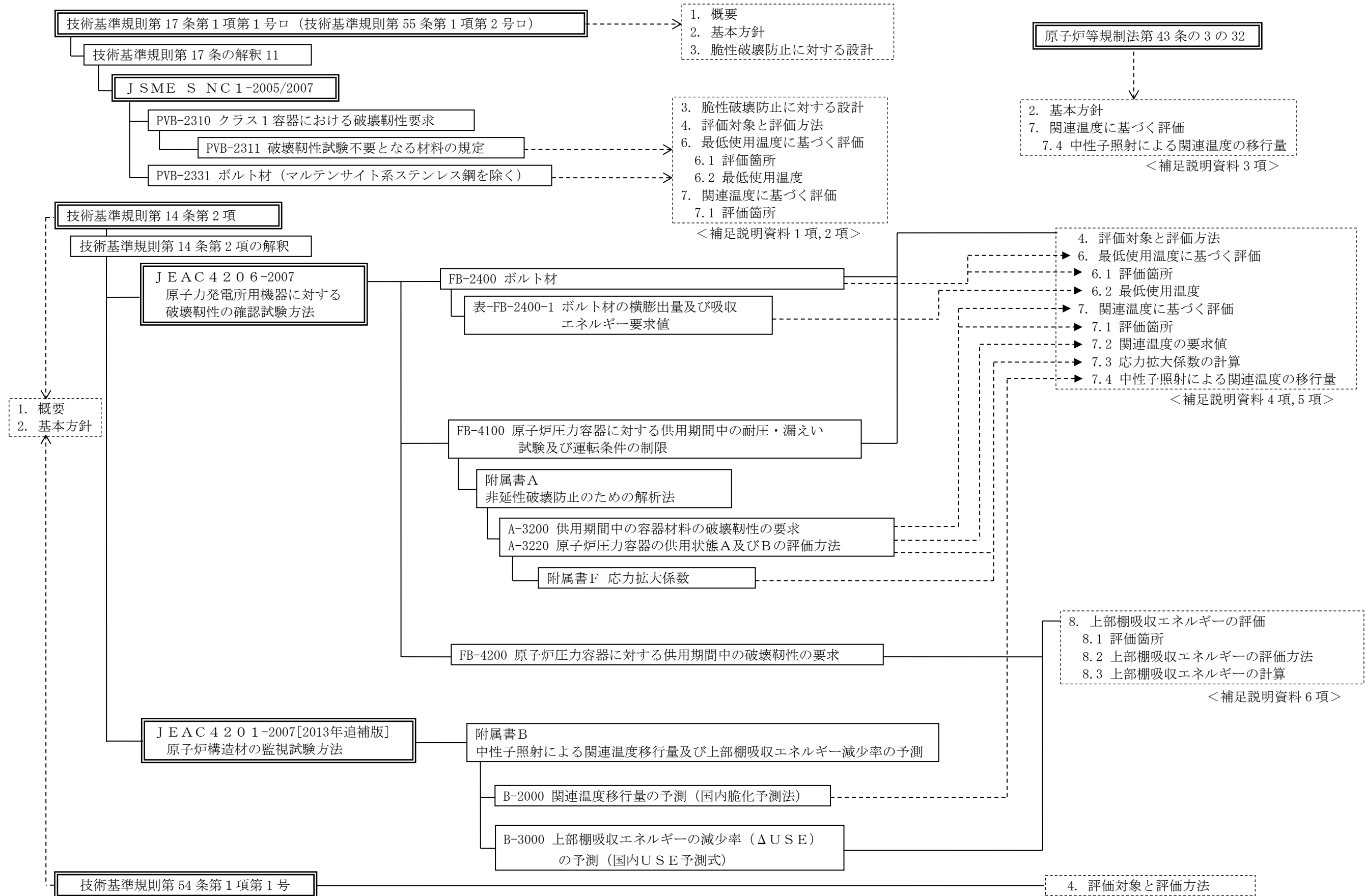
$$\doteq 15.8 \text{ (\%)}$$

$$USE \text{ (調整値)} = USE \text{ (初期値)} \times (1 - \Delta USE / 100)$$

$$\doteq 178 \text{ (J)}$$

評価時点におけるUSE（調整値）は178Jとなり、68Jを上回る。

「原子炉压力容器の脆性破壊防止に関する説明書」に係る適用規格等の整理



耐圧・漏えい試験における関連温度の要求値の算出手順説明

1. 評価の目的

耐圧・漏えい試験において、原子炉圧力容器を脆性破壊させないために必要となる、材料の関連温度の要求値を算出する。

2. 評価の概要

- ・原子炉圧力容器にき裂が存在すると想定し、耐圧・漏えい試験における温度・圧力の変化によりき裂先端に生じる応力拡大係数 (K_I) を求める。
- ・ K_I が原子炉圧力容器材料の靱性（静的破壊靱性値 (K_{IC})）よりも小さいことを確認することで、この仮想欠陥が脆性破壊の起点とならないことを評価する。
- ・ K_{IC} は使用温度 (T) と関連温度 ($R T_{NDT}$) の関数であることから、 K_I を K_{IC} よりも小さくするためには、 $R T_{NDT}$ が一定値以下となるよう管理すればよい。
- ・評価の流れの概要を図1に示す。

3. 評価の詳細

3.1 K_I の算出

- ・原子炉圧力容器の胴板及び鏡板部においては、内面または外面に板厚の1/4の深さ、板厚の1.5倍の長さの表面欠陥を最大仮想欠陥として想定する。ノズル部においては、ノズルが取り付く部分の胴板及び鏡板部板厚の1/4倍の深さの表面欠陥を最大仮想欠陥としてノズルコーナー部に想定する。これらの最大仮想欠陥形状を説明書の図7-1に示す。
- ・供用状態A及びBの過渡事象のうち、低温高圧の運転管理となる耐圧・漏えい試験について、理論解またはFEM解析による応力解析結果を用いて K_I を算出する。

3.2 K_{IC} の算出式

K_{IC} は材料の靱性（脆性破壊に対する抵抗値、粘り強さ）の温度依存性を示す曲線であり、下式のとおり温度 (T) と関連温度 ($R T_{NDT}$) の関数で表される。

下式のとおり、 T が大きく、 $R T_{NDT}$ が小さいほど K_{IC} は大きくなり、靱性が高くなることを意味する。

$$K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036(T - R T_{NDT})]$$

3.3 関連温度の要求値の算出及び評価

- 脆性破壊は、 K_I が K_{IC} より小さい場合には発生しない。 K_{IC} は $R T_{NDT}$ の関数であるため、 $R T_{NDT}$ を一定値以下に管理することで脆性破壊を防止できる。
- K_I を K_{IC} と置き換えて $R T_{NDT}$ を求めれば、これが関連温度の要求値となる。
- 関連温度の要求値の計算では、まず、3.2 に示す式を $R T_{NDT}$ についての式に変形する。

$$R T_{NDT} = T - \frac{1}{0.036} \ln \left(\frac{K_{IC} - 36.48}{22.78} \right)$$

- 次に、上式の K_{IC} を K_I として代入し、 T を耐圧・漏えい試験温度とした上で、下式の成立する $R T_{NDT}$ の最大値が関連温度の要求値となる。

$$R T_{NDT} \leq T - \frac{1}{0.036} \ln \left(\frac{K_I - 36.48}{22.78} \right)$$

- 炉心領域材料には中性子照射による脆化を考慮して、中性子照射による関連温度の移行量 $\Delta R T_{NDT}$ を見込む。 $\Delta R T_{NDT}$ の計算は説明書の7.4及び付録1に記載している。
- 関連温度の実測値が、算出した関連温度の要求値よりも小さく、脆性破壊が生じないことを確認する。

〔原子炉圧力容器の材料データ〕

〔設計過渡条件（試験状態）〕

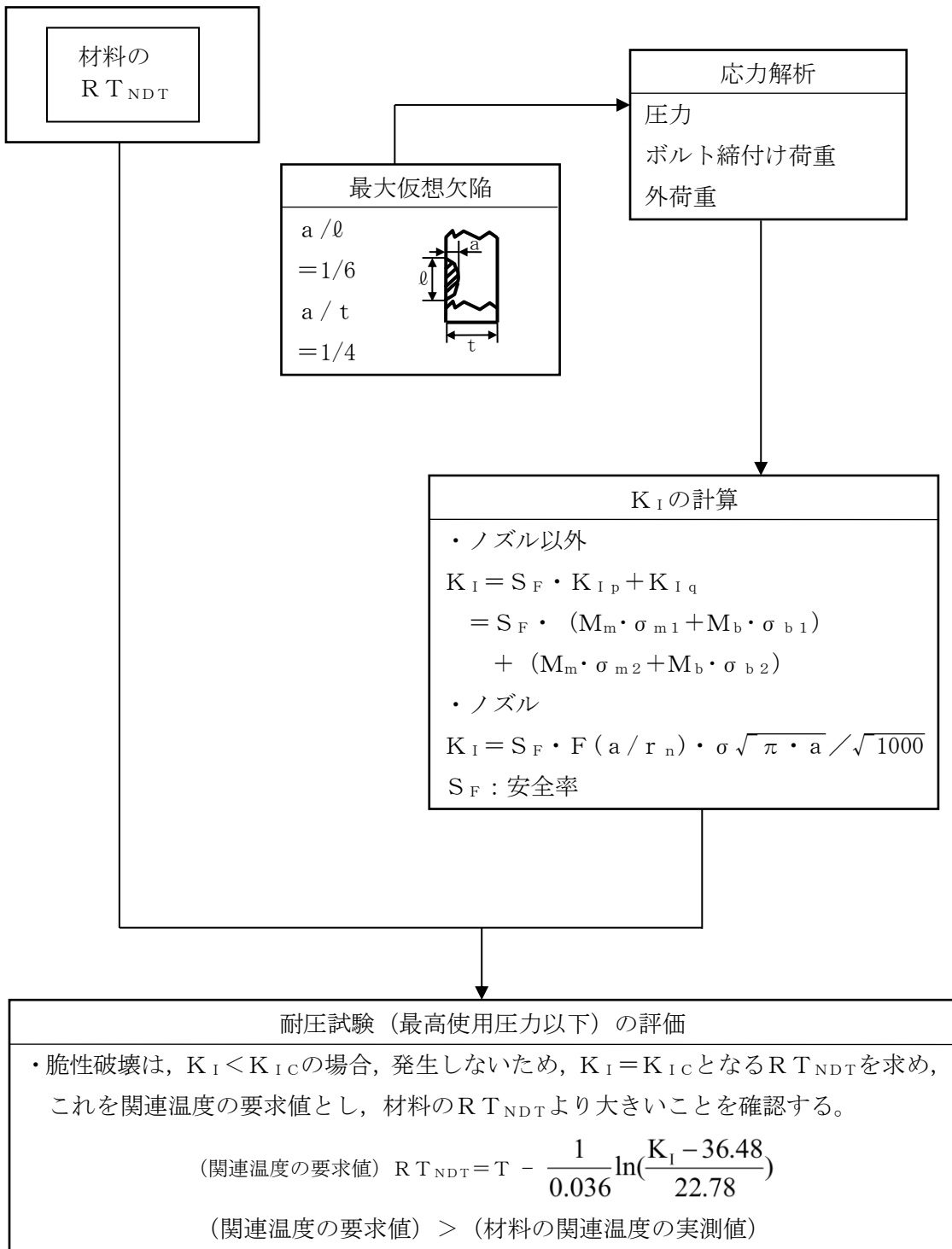


図 1 原子炉圧力容器材料の脆性破壊防止の評価の流れ

仮想欠陥の形状・位置及び解析モデル

応力拡大係数の計算に用いる最大仮想欠陥は、胴板及び鏡板部にあつては、板厚の 1/4 倍の深さ、板厚の 1.5 倍の長さの表面欠陥を用いる。ただし、板厚 t が $t < 100.0\text{mm}$ の場合、 100.0mm 厚断面に対する欠陥を用いる。

ノズル部にあつては、ノズルが取り付く部分の胴板及び鏡板部板厚の 1/4 倍の深さの欠陥を用いる。ただし、最大仮想欠陥の大きさは胴板部の最大仮想欠陥寸法を超えないものとする。

図 1 に最大仮想欠陥の形状を示す。

胴板及び鏡板部にあつては、J E A C 4 2 0 6-2007 附属書 F の F-3100 により、欠陥深さと板厚の関係から、耐圧・漏えい試験時の圧力に対して理論解または FEM 解析により求めた応力により応力拡大係数を求める。

ノズル部にあつては、J E A C 4 2 0 6-2007 附属書 F の F-4200 により、欠陥深さと穴の半径の関係から、胴部の周方向応力を用いて応力拡大係数を求める。

FEM 解析に用いたモデルを図 2 に示す。

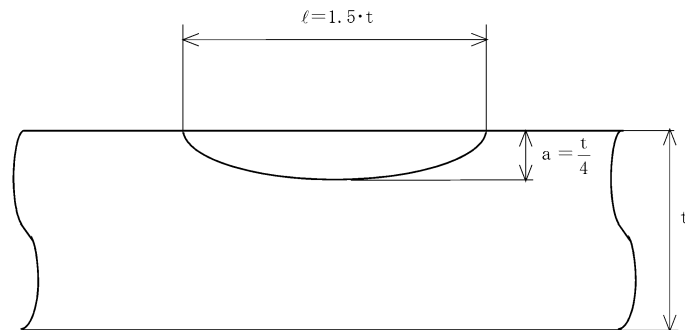


図 1 胴板及び鏡板部の仮想欠陥の寸法及び位置の例 (1/2)

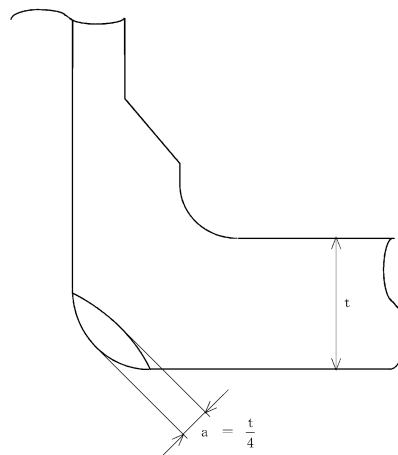


図 1 ノズル部の仮想欠陥の寸法及び位置の例 (2/2)

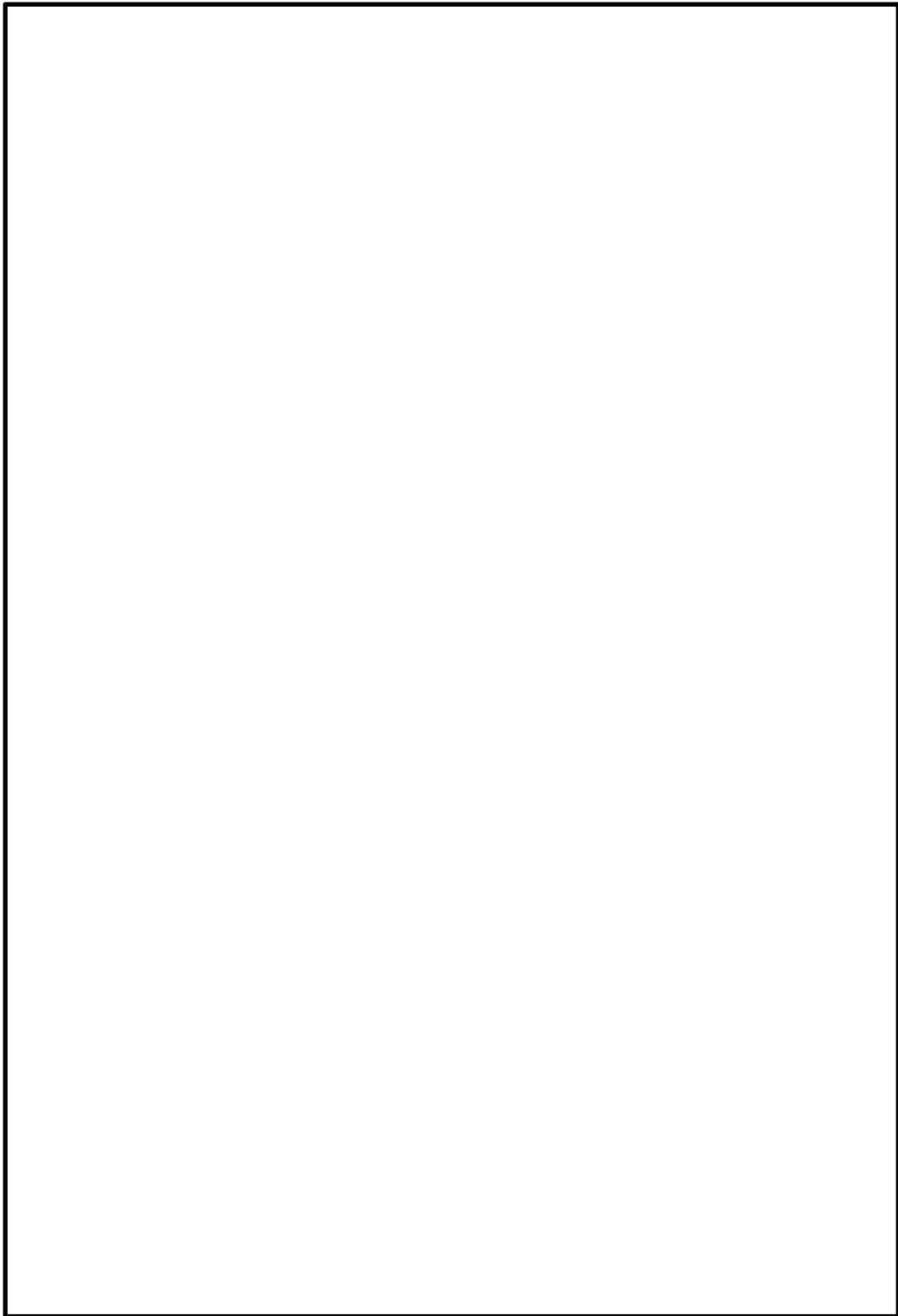


図2 FEM解析に用いたモデル図（要素分割図）（1/2）
（上鏡2，上ぶたフランジ，胴体フランジ及び円筒胴1）



図2 FEM解析に用いたモデル図(要素分割図)(2/2)
(下鏡)

応力計算条件について

「原子炉压力容器の脆性破壊防止に関する説明書」では、応力拡大係数の算出に用いる耐圧・漏えい試験時の応力は建設時に算出した応力を用いる。算出過程において、構造不連続部に FEM 解析の値を用いている。

応力の算出に用いる計算条件は、強度評価に用いた条件と同じである。解析コードは、建設時では A SHSD 2 を用いている。

応力計算の入力項目を下表に示す。

分類	項目
荷重条件	設計過渡（圧力）
	外荷重（ボルト締付け荷重，耐圧試験時荷重）
解析条件	モデル形状（設計図ベース）
	材料物性値（縦弾性係数）

格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのP T S評価要否について

1. 概要

島根原子力発電所第2号機の格納容器破損防止対策の有効性評価における格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」「水素燃焼」の評価では、原子炉圧力容器が破損しておらず、これにより、熔融炉心は原子炉圧力容器内で冠水し、冷却される結果となっている。このため、原子炉圧力容器に対する脆性破壊防止の観点から、P T S評価の要否を検討する。

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのP T S評価の要否について

格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、以下の格納容器破損モードは、原子炉圧力容器が破損していない。

- ・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
- ・水素燃焼

上記の格納容器破損モードで想定する評価事故シーケンス（以下「当該評価事故シーケンス」という。）は、再循環系配管の両端破断が起因事象である。事故発生後初期の事象進展の概要を図1に示す。再循環系配管の大破断L O C Aにより原子炉圧力容器内の水はほぼ流出した状態となり、炉心は一部熔融する。その後、事故発生約30分後に低圧原子炉代替注水系（常設）により注水が開始され、事故発生約50分後には原子炉水位ジェットポンプ上端到達を判断し、その後はジェットポンプ上端での水位が維持される。また、大破断L O C Aにより原子炉圧力容器内部は低圧状態となり、原子炉圧力容器に対する圧力荷重はほとんど影響しないため、P T S評価の要否は、注水開始後の原子炉圧力容器下部プレナム部の構造材温度の低下率*を、設計熱サイクルで想定している設計基準事故「原子炉冷却材喪失」における原子炉圧力容器内の温度低下率と比較することにより判定する。

注記*：注水時において原子炉圧力容器下部プレナム部に水位が形成されているため、気相温度や水温よりも構造材温度の温度低下幅が最も大きくなる。したがって、温度低下幅の大きい原子炉圧力容器下部プレナム部の構造材温度を対象とする。

当該評価事故シーケンスの解析結果より、注水開始直前の原子炉圧力容器下部プレナム部の構造材温度は約193℃であり、注水開始後に構造材温度は低下し、約729秒で原子炉圧力容器下部プレナム部の構造材温度は約115℃まで低下する（温度低下率は約0.11℃/秒）。その後、緩やかに約53℃まで低下する。このときの注水する水の温度は、有効性評価において35℃としている。一方で、脆性破壊の評価が厳しくなるよう、注水する水の温度を0℃と想定すると、注水開始直前の原子炉圧力容器下部プレナム部の構造材温度は約193℃であり、注水開始後に構造材温度は低下し、約794秒で原子炉圧力容器下部プレナム部の構造材温

度は約 99℃まで低下する（温度低下率は約 0.12℃/秒）。原子炉压力容器下部の水温はその後、緩やかに約 27℃まで低下するが、原子炉压力容器の最低使用温度 10℃よりも高いことから、影響はない。

次に、設計熱サイクルで想定している設計基準事故「原子炉冷却材喪失」においては、原子炉压力容器内温度が [] まで低下することを想定しており、このときの温度低下率は約 10℃/秒である。このことから、当該評価事故シーケンスにおける原子炉压力容器内温度の低下挙動は、設計基準事故「原子炉冷却材喪失」に包絡される。

なお、当該評価事故シーケンスにおいて、注水開始後は原子炉水位の上昇によりジェットポンプ上端からオーバーフローした水が原子炉压力容器と接触することとなる。ただし、冷却水はシュラウド内に注水され、炉心部の下降・通過時に加熱された後にジェットポンプ上端からオーバーフローするため、原子炉压力容器と接触する際は水温が上昇した状態であり、原子炉压力容器の脆性破壊は生じないと考えられる（図1参照）。

以上より、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」「水素燃焼」における原子炉压力容器下部プレナム部の構造材温度低下率は、設計熱サイクルで想定している設計基準事故「原子炉冷却材喪失」に包絡されること、ジェットポンプ上端からオーバーフローした水による原子炉压力容器の脆性破壊は生じないことから、PTS評価は不要と考える。

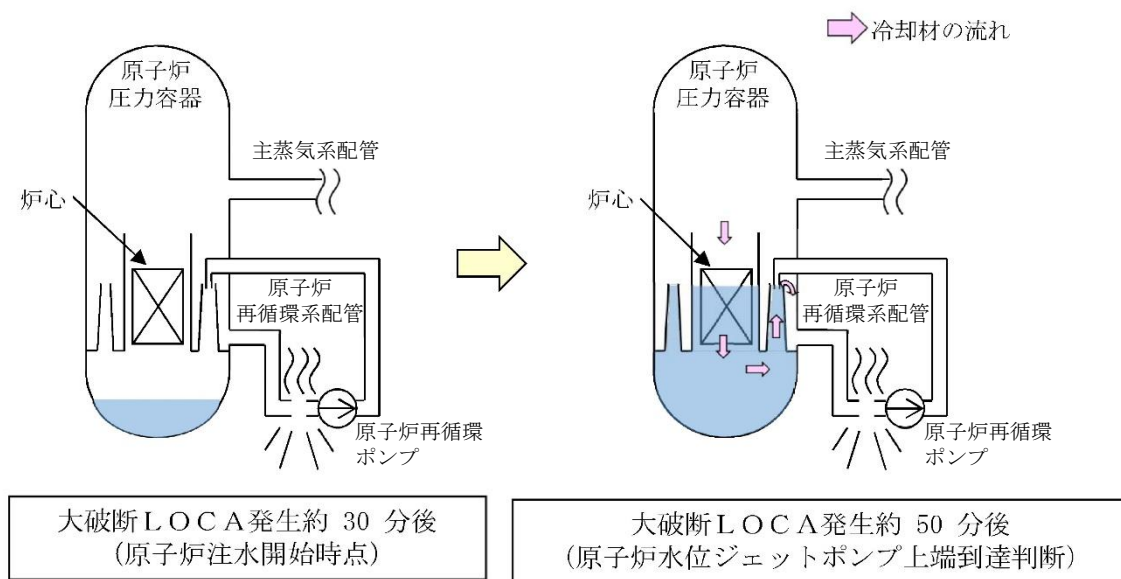


図1 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」「水素燃焼」の事故発生後初期の事象進展概要図

関連温度の評価について

関連温度の評価について、 K_{IC} を用いていることから、その考え方について、以下に示す。

- ・技術基準第14条第2項の解釈において、J E A C 4 2 0 6 -2007 附属書AのA-3220が対応しており、A-3220より、A-3221の適用範囲（原子炉圧力容器）に限って、A-3210の評価方法（ K_{IR} 評価）の代わりにA-3220の評価方法（ K_{IC} 評価）を用いてもよいこと、及び、発電用原子力設備規格（設計・建設規格J S M E S N C 1 -2012）の技術評価書にて、運転条件で容器に作用する荷重の速度が静的な事象と見なせる程度に小さく、静的破壊靱性で評価することが適切、かつ、1970年代前半に K_{IR} 曲線が採用された時点で考えられていた不確定要素（局所脆化領域の存在）の懸念が解消されていることの観点より、関連温度の要求値は、 K_{IC} を用いることが可能とされていること
- ・原子炉圧力容器の高経年化技術評価において、関連温度の評価は、 K_{IC} としていること

上記から、原子炉圧力容器の評価は、 K_{IC} を用いることとした。

原子炉圧力容器の熱サイクル図について

原子炉圧力容器の設計のため、使用する熱サイクル図を図 1 に示す。この熱サイクル図に基づき、最低使用温度の設定及び関連温度の要求値の計算を実施している。

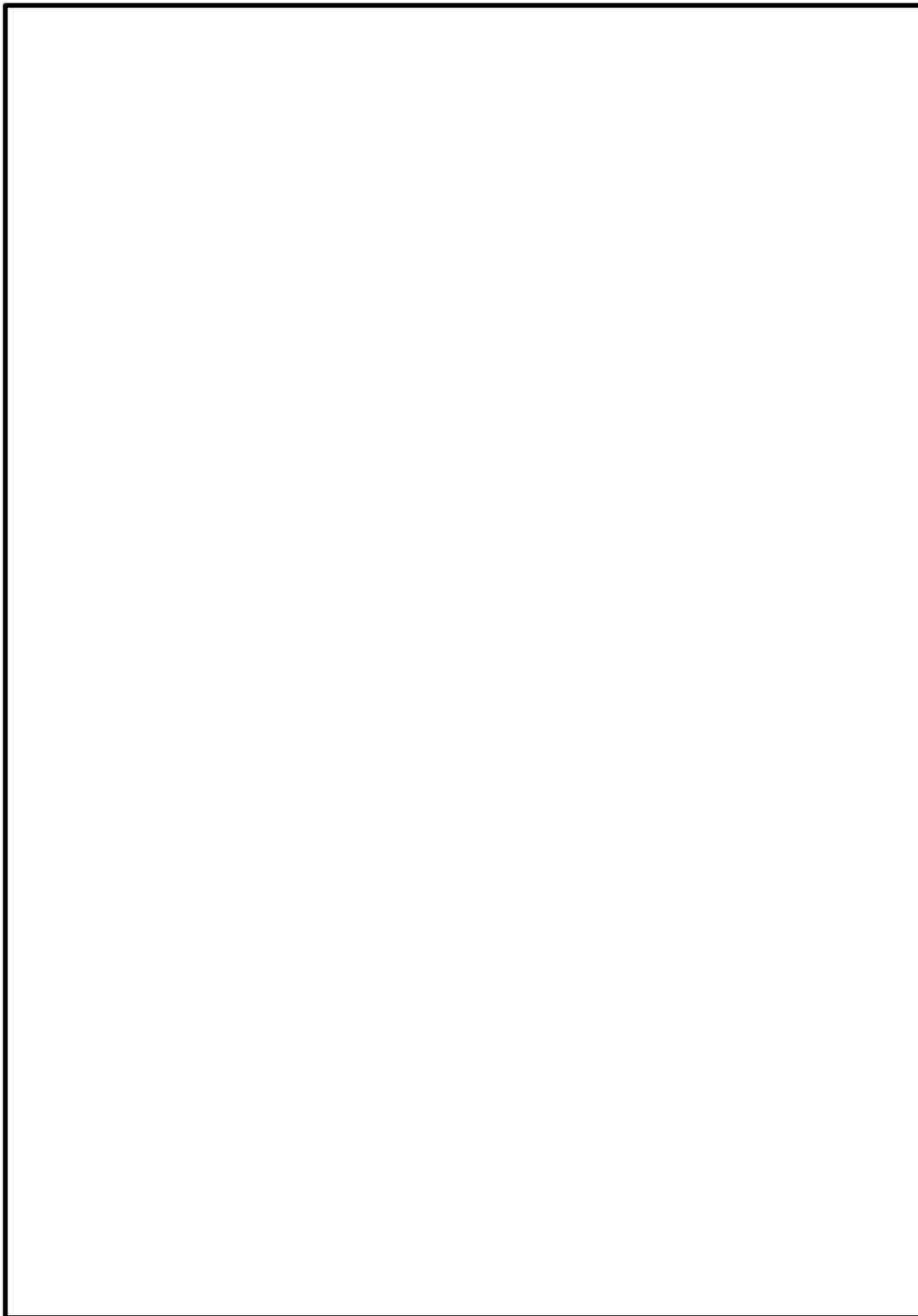


図 1 原子炉圧力容器の熱サイクル図

円筒胴 3 及び円筒胴 4 の溶接部の靱性について

円筒胴 3 及び円筒胴 4 の溶接部は、あらかじめ母材と同等以上の靱性を有していることを確認した溶接施工法に従い、適切な力量を有した溶接士が溶接することで、母材と同等以上の靱性を有していることを確認している。

加えて、円筒胴 3 及び円筒胴 4 の溶接と同時に作成した試験片について、衝撃試験により、溶接部の靱性を確認している。

1. 溶接部の確認について

円筒胴 3 及び円筒胴 4 の溶接部は、電気事業法に従い通商産業大臣の検査（溶接検査）を受け、これに合格している。

溶接検査の合格基準は以下のとおり。

- ・溶接の方法*について、あらかじめ認可を受けた方法に従って行われていること。
この溶接方法の認可についての運用規定は、通達「溶接の方法の認可について（昭和 40 年 40 公局第 579 号）」に定められている。（2. 項参照）
- ・通商産業省令で定める技術基準に適合していること。
この省令は、「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令（昭和 45 年通商産業省令第 81 号）」（以下「省令 81 号」という。）で定める技術基準に適合していること。
（3. 項参照）

注記*：溶接施工法及び溶接士

2. 溶接の方法の認可について

2.1 溶接施工法について

溶接施工法は、「溶接の方法の認可について」に従い、溶接方法（母材、溶接金属等）の区分に応じて作成した試験片に対し、機械試験、非破壊試験等により認可を受けている。

円筒胴 3 及び円筒胴 4 の溶接部に適用した溶接施工法について、以下に示す機械試験を実施しており、靱性を含む機械的強度が母材と同等以上であることを確認している。

- ・継手引張試験
- ・曲げ試験
- ・衝撃試験

2.2 溶接士について

溶接士は、「溶接の方法の認可について」に従い、溶接方法（母材、溶接金属等）の区分に応じて作成した試験片に対し、放射線透過試験及び側曲げ試験を実施し、溶接士の認可を受けている。

3. 省令 81 号で定める技術基準への適合について

円筒胴 3 及び円筒胴 4 の溶接部は、製造時の溶接検査により省令 81 号で定める技術基準に適合することを確認しており、溶接と同時に作成した試験片について、以下に示す機械試験を実施し、靱性を含む機械的強度が母材と同等以上であることを確認している。

- ・継手引張試験
- ・曲げ試験
- ・衝撃試験

サーマルスリーブの構造及び原理について

J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7 の FB-4200 に、加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部の供用状態 C 及び D について非延性破壊が防止されることを確認するよう要求がある。健全性評価上最も問題となるのは、加圧された原子炉圧力容器内部が急激に冷却されることで容器内面に高い引張応力が発生する加圧熱衝撃（P T S）事象であるが、沸騰水型原子炉圧力容器では、炉圧は蒸気温度の低下に伴い低下すること、冷水注水するノズルにはサーマルスリーブが設けられており、冷水はサーマルスリーブを経て炉心シュラウド内等に注水される構造となっているため冷水が直接炉壁に接することはないことから、P T S 事象は発生しない。

サーマルスリーブの構造を図 1 に示す。

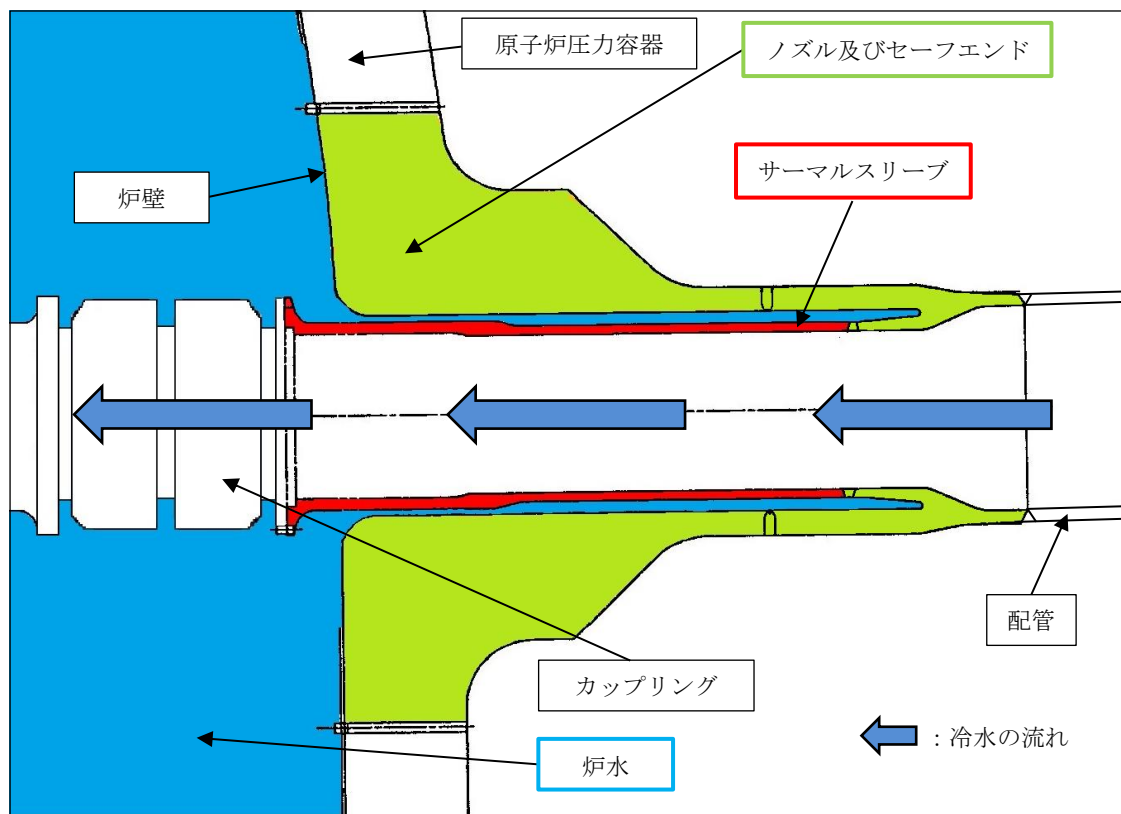


図 1 サーマルスリーブの構造（低压注水ノズル）