

工 事 計 画 届 出 書

〔川内原子力発電所第2号機
原子炉本体、原子炉冷却系統施設及び
計測制御系統施設の修理の工事〕

原発本第183号
令和2年1月30日

原子力規制委員会 殿

福岡市中央区渡辺通二丁目1番82号
九州電力株式会社
代表取締役 池 辺 和 弘
社長執行役員

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の
3の10第1項の規定により工事の計画を届け出ます。

目 次

	頁
1. 一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名 ……	(2) - 1
2. 二 工事計画 ……	(2) - 2
3. 三 工事工程表 ……	(2) - 120
4. 四 変更の理由 ……	(2) - 122
5. 添付書類 ……	(2) - 124

1. 一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

名	称	九州電力株式会社
住	所	福岡市中央区渡辺通二丁目 1 番 82 号
代表者の氏名	代表取締役 社長執行役員	池辺 和弘

2. 二 工事計画

1. 発電用原子炉を設置する工場又は事業所の名称及び所在地

名 称	川内原子力発電所
所 在 地	鹿児島県薩摩川内市久見崎町字片平山

2. 発電用原子炉施設の出力量及び周波数

出 力	1,780,000kW
第1号機	890,000kW
第2号機	890,000kW (今回届出分)
周 波 数	60Hz

【届出範囲】（工事の計画の修理に該当するものに限る。）

原子炉本体

5 原子炉容器

- (1) 原子炉容器本体及び監視試験片
 - ・原子炉容器

6 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格

7 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

原子炉冷却系統施設（蒸気タービンに係るものを除く。）※

11 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格

12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

計測制御系統施設※

4 ほう酸注入機能を有する設備

(2) 容器

常設

- ・原子炉容器

10 計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）
の基本設計方針、適用基準及び適用規格

11 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

※：原子炉本体の原子炉容器を、原子炉冷却系統施設のうち一次冷却材の循環設備及び計測制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備として兼用し、重大事故等時に流路として使用する。

原子炉本体

加圧水型発電用原子炉施設に係るものにあつては、次の事項

5 原子炉容器に係る次の事項

(1) 原子炉容器本体の名称、種類、最高使用圧力、最高使用温度、主要寸法、材料及び個数並びに監視試験片の種類、初装荷個数及び取付箇所

(1/3)

			変更前	変更後	
原子炉容器本体	名称		原子炉容器 ^(注1)		
	種類	—	たて置円筒上下半球鏡容器		
	容量 ^(注2) ^(注3)	m ³	— ^(注4)		
	最高使用圧力	MPa	17.16 18.5 ^(注3)		
	最高使用温度	℃	343 360 ^(注3)		
	主要寸法	胴内径	mm	上部：3,961 ^(注5) 下部：3,999 ^(注5)	
		胴板厚さ	mm	上部：■(255 ^(注5)) 下部：■(202 ^(注5))	
		鏡板内半径	mm	上部：1,920 ^(注5) 下部：2,037.5 ^(注5)	
		鏡板厚さ	mm	上部：■(160 ^(注5)) 下部：■(131 ^(注5))	
		内張り厚さ	mm	5.5 ^(注5)	
		高さ	mm	12,366 ^(注5)	
		入口管台内径	mm	709.5 ^(注5)	
		入口管台厚さ	mm	■(76.25 ^(注5))	
		入口管台セーフエンド内径	mm	698.25 ^(注5)	
		入口管台セーフエンド厚さ	mm	■(81.875 ^(注5))	
		出口管台内径	mm	747.6 ^(注5)	
		出口管台厚さ	mm	■(82.2 ^(注5))	
		出口管台セーフエンド内径	mm	736.35 ^(注5)	
		出口管台セーフエンド厚さ	mm	■(87.825 ^(注5))	
	法	空気抜管台外径	mm	34.0 ^(注5)	
空気抜管台厚さ		mm	■(6.4 ^(注5))		
スタッドボルト呼び径(本数)		mm	152.4 ^(注5) (58本)		
			変更なし		
			■ ^(注6) (82.2 ^(注5))		
			変更なし		
			■一部■ ^(注6) (87.825 ^(注5))		
			変更なし		

			変更前	変更後	
原子炉容器本体	材	上部ふた	—	SFVQ1A	変更なし
		上部胴	—	SFVV3相当 (ASME SA508 Class3)	
		トランジションリング	—	SFVV3相当 (ASME SA508 Class3)	
		下部胴	—	SQV2A相当 (ASME SA533 Gr.B Class1)	
		下部鏡板	—	SQV2A相当 (ASME SA533 Gr.B Class1)	
		上部胴フランジ	—	SFVV3相当 (ASME SA508 Class3)	
		入口管台	—	SFVV3相当 (ASME SA508 Class3)	
		出口管台	—	SFVV3相当 (ASME SA508 Class3)	
		入口管台セーフエンド	—	SUSF316相当 (ASME SA182 Gr.F316)	
		出口管台セーフエンド	—	SUSF316相当 (ASME SA182 Gr.F316)	
		空気抜管台	—	GNCF690C	
		スタッドボルト、ナット	—	SNB24-3	
	内張り材	—	ステンレス鋼 (溶接クラッド)		
	個	数	—	1	
	(注2) 取付箇所	系 (ライン名)	—	原子炉容器 1次冷却材循環ライン	
設置床		—	原子炉格納容器 EL.4.88m		
溢水防護上の区画番号		—	—		
溢水防護上の配慮が必要な高さ		—	—		

			変 更 前	変 更 後
監視試験片	種 類	—	カプセル型	変更なし
	初 装 荷 個 数	—	6	
	取 付 箇 所	—	炉心周囲	

(注1) 原子炉冷却系統施設のうち一次冷却材の循環設備及び計測制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備と兼用。

(注2) 計測制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備に使用する場合は記載事項。

(注3) 重大事故等時における使用時の値。

(注4) 流路として使用するため容量は設定しない。

(注5) 公称値

(注6) 出口管台厚さの設計確認値■■■■mm、及び出口管台セーフエンド厚さの設計確認値■■■■mmの範囲は、資料5-3「耐震計算結果」の第3-1図に示す1か所（全周×165mm）の範囲である。

[修理の方法]

原子炉容器のうち、出口管台の600系ニッケル基合金が1次冷却材と接する内面側全周の出口管台と出口管台セーフエンドの溶接部、出口管台内張り材及び出口管台セーフエンドの一部について、開先加工し、応力腐食割れ対策材料として多くの使用実績のある690系ニッケル基合金で溶接補修する。

なお、開先加工に欠陥が認められる場合には欠陥部を除去し、欠陥除去部^(注)を690系ニッケル基合金で溶接補修する。

(注) 欠陥部の溶接補修に当たっては、欠陥位置を記録し、その記録に基づいて処置する。なお、欠陥部の溶接補修範囲は、資料5-3「耐震計算結果」の第3-1図に示す出口管台及び出口管台セーフエンドの範囲とする。

6 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格（申請に係るものに限る。）

(1) 基本設計方針

変更前	変更後
<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の第2条（定義）による。</p> <p>それ以外の用語については以下に定義する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」（解釈を含む。）を重要施設とする。（以下「重要施設」という。） 2. 設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものを安全施設とする。（以下「安全施設」という。） 3. 安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものを重要安全施設とする。（以下「重要安全施設」という。） 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉本体の共通項目である「1. 地盤等、2. 自然現象、3. 火災、4. 溢水等、5. 設備に対する要求（5.5 安全弁、5.6 逆止め弁、5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件、5.8 電気設備の設計条件を除く）、6. その他」の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>3. 原子炉容器</p> <p>3.1 原子炉容器本体</p> <p>原子炉容器の原子炉冷却材圧力バウンダリに係る基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第2章個別項目 2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ」に基づく設計とする。</p> <p>原子炉容器は、円筒形の胴部に半球形の底部を付した鋼製容器に、半球形の鋼製上部ふたをボルト締めする構造であり、1次冷却材出入口ノズル等を取り付ける。</p> <p>原子炉容器内の1次冷却材の流路は、1次冷却材入口ノズル（胴上部3箇所）から入り、炉心槽の外側を下方向に流れ、方向を変えて炉心の真下から上方向に炉心内を通り抜け、1次冷却材出口ノズル（胴上部3箇所）から出る設計とする。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>原子炉容器の支持方法は、1次冷却材出入口ノズル下部に取り付けた支持金具により、原子炉容器周囲のコンクリート壁に支持する設計とする。</p> <p>原子炉容器は最低使用温度を 21℃に設定し、関連温度（初期）を－12℃以下に管理することで脆性破壊が生じない設計とする。</p> <p>中性子照射脆化の影響を受ける原子炉容器にあつては、日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」（JEAC4206－2007）に基づき、適切な破壊じん性を有する設計とする。</p> <p>3.2 監視試験片</p> <p>1メガ電子ボルト以上の中性子の照射を受ける原子炉容器は、当該容器が想定される運転状態において脆性破壊を引き起こさないようにするために、施設時に適用された告示「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示501号）」を満足し、機械的強度及び破壊じん性の変化を確認できる個数の監視試験片を内部に挿入することにより、照射の影響を確認できる設計とする。</p> <p>監視試験片は、適用可能な日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法」（JEAC4201）により、取り出し及び監視試験を実施する。</p> <p>また、保安規定に、監視試験片の評価結果に基づき1次冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを定めて、原子炉容器の疲労破壊及び脆性破壊を防止するよう管理する。</p>	<p>変更なし</p>
<p>4. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>燃料体、炉心支持構造物、熱遮蔽体及び原子炉容器は、1次冷却材の循環、沸騰その他の1次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の1次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けない設計とする。</p>	<p>変更なし</p>
<p>5. 主要対象設備</p> <p>原子炉本体の対象となる主要な設備について、「表1 原子炉本体の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>変更なし</p>

表1 原子炉本体の主要設備リスト（設計基準対象施設及び重大事故等対処設備）

		変 更 前					変 更 後				
設備区分	機器区分	名 称	(注1) 設計基準対象施設		(注1) 重大事故等対処設備		名 称	(注1) 設計基準対象施設		(注1) 重大事故等対処設備	
			耐震重要度 分類	機器 クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震重要度 分類	機器 クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
原子炉容器	原子炉容器本体 及び監視試験片	原子炉容器	S	クラス1	—	—	原子炉容器	変更なし	変更なし	—	—

(注1) 表1に用いる略語の定義は「付表1」による。

付表1 略語の定義(1/3)

		略語	定義
設計基準対象施設	耐震重要度分類	S	耐震重要度分類におけるSクラス(津波防護機能を有する設備(以下「津波防護施設」という。)、浸水防止機能を有する設備(以下「浸水防止設備」という。))及び敷地における津波監視機能を有する施設(以下「津波監視設備」という。)を除く)
		S*	Sクラスの施設のうち、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備 なお、基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能(津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能をいう。)を保持するものとする。
		B	耐震重要度分類におけるBクラス(B-1,B-2及びB-3を除く)
		B-1	Bクラスの設備のうち、共振のおそれがあるため、弾性設計用地震動Sdに2分の1を乗じたものによる地震力に対して耐震性を保持できる設計とするもの
		B-2	Bクラスの設備のうち、波及的影響によって、耐震重要施設がその安全機能を損なわないように設計するもの
		B-3	Bクラスの設備のうち、基準地震動による地震力に対して、使用済燃料ピットの冷却、給水機能を保持できる設計とするもの
		C	耐震重要度分類におけるCクラス(C-1,C-2及びC-3を除く)
		C-1	Cクラスの設備のうち、波及的影響によって、耐震重要施設がその安全機能を損なわないように設計するもの
		C-2	Cクラスの設備のうち、基準地震動による地震力に対して、火災感知及び消火の機能並びに地震時の溢水の伝ばを防止する機能を保持できる設計とするもの
		C-3	Cクラスの設備のうち、屋外重要土木構造物であるため、基準地震動による地震力に対して安全機能を保持できる設計とするもの
—	当該施設において設計基準対象施設として使用しないもの		

付表1 略語の定義(2/3)

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

付表 1 略語の定義(3/3)

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

(注 1) 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005 年版 (2007 年追補版含む))
 <第 I 編 軽水炉規格> JSME S NC1-2005/2007」(日本機械学会) における「クラス MC」である。

(2) 適用基準及び適用規格

変更前	変更後
<p>第 1 章 共通項目</p> <p>原子炉本体に適用する共通項目の基準及び規格については、原子炉冷却系統施設、火災防護設備、浸水防護施設の「(2) 適用基準及び適用規格 第 1 章 共通項目」に示す。</p>	<p>第 1 章 共通項目</p> <p>変更なし</p>
<p>第 2 章 個別項目</p> <p>原子炉本体に適用する個別項目の基準及び規格は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none">● 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（平成 25 年 6 月 19 日原規技発第 1306194 号）● 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（JEAC4206－2007）● 原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201－2007（2013 年追補版））● JSME S NC1－2005 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	<p>第 2 章 個別項目</p> <p>変更なし</p>

火災防護設備及び浸水防護施設の共通項目の適用基準及び適用規格に、本工事計画に適用する基準及び規格はない。

7 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

7(1) ～ 7(5) について次に示す。

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項

変更前	変更後
<p>7 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項</p> <p>設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項は、「原子炉冷却系統施設」における「12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項」に従う。</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 品質保証の実施に係る組織 (2) 保安活動の計画 (3) 保安活動の実施 (4) 保安活動の評価 (5) 保安活動の改善 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

原子炉冷却系統施設

加圧水型発電用原子炉施設に係るもの（蒸気タービンに係るものを除く。）にあつては、次の事項

11 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格（申請に係るものに限る。）

(1) 基本設計方針

変更前 ^(注)	変更後
<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の第2条（定義）による。</p> <p>それ以外の用語については以下に定義する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 設置許可基準規則第12条第2項に規定される「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」（解釈を含む）を重要施設とする。（以下「重要施設」という。） 2. 設計基準対象施設のうち、安全機能を有するものを安全施設とする。（以下「安全施設」という。） 3. 安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものを重要安全施設とする。（以下「重要安全施設」という。） 4. 設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生じるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きい施設を耐震重要施設とする。（以下「耐震重要施設」という。） 5. 重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、自重や運転時の荷重等に加え、その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動を基準地震動とする。（以下「基準地震動」という。） 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>
<p>第1章 共通項目</p> <ol style="list-style-type: none"> 2. 自然現象 <ol style="list-style-type: none"> 2.1 地震による損傷の防止 <ol style="list-style-type: none"> 2.1.1 耐震設計 <ol style="list-style-type: none"> (1) 耐震設計の基本方針 <p>耐震設計は、以下の項目に従って行う。</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 設計基準対象施設のうち、地震により生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震（設置（変更）許可（平成26年9月10日）を受けた基準地震動（以下「基準地震動」という。））による加速度によって作用する地震 	<p>第1章 共通項目</p> <ol style="list-style-type: none"> 2. 自然現象 <ol style="list-style-type: none"> 2.1 地震による損傷の防止 <p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>力に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>b. 設計基準対象施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）に応じて、耐震重要度分類をSクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられる設計とする。</p> <p>重大事故等対処施設については、施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて、常設重大事故防止設備、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備及び可搬型重大事故等対処設備に分類する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができる設計とする。本施設と常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の両方に属する重大事故等対処施設については、基準地震動による地震力を適用するものとする。なお、本発電用原子炉施設について、特定重大事故等対処施設に該当する施設はない。</p> <p>c. 建物・構築物とは、建物、構築物及び土木構造物（屋外重要土木構造物及びその他の土木構造物）の総称とする。</p> <p>また、屋外重要土木構造物とは、耐震安全上重要な機器・配管系の間接支持機能、若しくは非常時における海水の通水機能を求められる土木構造物をいう。</p> <p>d. Sクラスの施設（f.に記載のものを除く。）は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できる設計とする。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力に対して十分な余裕を有するように、機器・配管系については、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まっ</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>て破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能を保持できるように設計する。動的機能及び電氣的機能が要求される機器については、基準地震動による地震力に対して、当該機器に要求される機能を維持する設計とする。このうち、動的機能が要求される機器については、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行う、又は既往の研究等で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。</p> <p>また、設置（変更）許可（平成 26 年 9 月 10 日）を受けた弾性設計用地震動（以下「弾性設計用地震動」という。）による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。建物・構築物については、構造物全体としての変形能力に対して十分な余裕を有する設計、機器・配管系については、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能を保持できる設計とする。動的機能及び電氣的機能が要求される機器については、基準地震動による地震力に対して、当該機器に要求される機能を維持する設計とする。このうち、動的機能が要求される機器については、当該機器の構造、動作原理等を考慮した評価を行う、又は既往の研究等で機能維持の確認がなされた機能確認済加速度等を超えていないことを確認する。</p> <p>e. Sクラスの施設（f.に記載のものを除く。）について、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。</p> <p>Sクラスの施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>f. 屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物は、基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>大事故等対処施設の土木構造物は、基準地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>g. Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものとする。当該地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、上記に示す、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に対して、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>h. 耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設が、それ以外の発電所内にある施設（資機材等含む）の波及的影響によって、それぞれその安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。</p> <p>i. 可搬型重大事故等対処設備については、地震による周辺斜面の崩壊等の影響を受けないように「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。</p> <p>j. 代替緊急時対策所の耐震設計の基本方針については、「(6) 緊急時対策所」に示す。</p> <p>k. 炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下の設計とする。</p> <p>弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全面的におおむね弾性状態に留まる設計とする。</p> <p>基準地震動による地震力に対して、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>(2) 耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備の分類</p> <p>a. 耐震重要度分類</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>設計基準対象施設の耐震重要度を以下のとおり分類する。</p> <p>(a) Sクラスの施設</p> <p>地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいものであり、次の施設を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系 ・ 使用済燃料を貯蔵するための施設 ・ 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設 ・ 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設 ・ 放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設であり、上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設 ・ 津波防護機能を有する設備（以下「津波防護施設」という。）及び浸水防止機能を有する設備（以下「浸水防止設備」という。） ・ 敷地における津波監視機能を有する施設（以下「津波監視設備」という。） <p>(b) Bクラスの施設</p> <p>安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラスの施設と比べ小さい施設であり、次の施設を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設 ・ 放射性廃棄物を内蔵している施設（但し、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損により公衆に与える放射線の影響が「実用発電用原子炉の設置、 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>運転等に関する規則（昭和 53 年通商産業省令第 77 号）」第 2 条第 2 項第 6 号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設 ・ 使用済燃料を冷却するための施設 ・ 放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、S クラスに属さない施設 <p>(c) C クラスの施設</p> <p>S クラスに属する施設及び B クラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設である。</p> <p>上記に基づくクラス別施設を第 2.1.1 表に示す。同表には当該施設を支持する構造物の支持機能が維持されることを確認する地震動についても併記する。</p> <p>b. 重大事故等対処施設の設備の分類</p> <p>重大事故等対処施設の設備を以下のとおり分類する。</p> <p>(a) 常設重大事故防止設備</p> <p>重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの</p> <p>(b) 常設耐震重要重大事故防止設備</p> <p>常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの</p> <p>(c) 常設重大事故緩和設備</p> <p>重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後						
<p>(d) 可搬型重大事故等対処設備 重大事故等対処設備であって可搬型のもの</p> <p>重大事故等対処施設のうち、耐震評価を行う主要設備の設備分類について、第 2.1.2 表に示す。</p> <p>(3) 地震力の算定方法 耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。</p> <p>a. 静的地震力 設計基準対象施設に適用する静的地震力は、Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物を除く）、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれ耐震重要度分類に応じて以下の地震層せん断力係数 C_i 及び震度に基づき算定するものとする。</p> <p>重大事故等対処施設については、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設に、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される静的地震力を適用する。</p> <p>(a) 建物・構築物 水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、更に当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。</p> <table data-bbox="445 1396 712 1543"> <tr> <td>Sクラス</td> <td>3.0</td> </tr> <tr> <td>Bクラス</td> <td>1.5</td> </tr> <tr> <td>Cクラス</td> <td>1.0</td> </tr> </table> <p>ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を 0.2 以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とする。</p> <p>また、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数 C_i に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、Sクラス、Bクラス及びCクラスともに 1.0 とし、その際に用いる標準せん断力係数 C_0 は 1.0 以上とす</p>	Sクラス	3.0	Bクラス	1.5	Cクラス	1.0	<p>変更なし</p>
Sクラス	3.0						
Bクラス	1.5						
Cクラス	1.0						

変更前 ^(注)	変更後
<p>る。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度 0.3 以上を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮し、高さ方向に一定として求めた鉛直震度より算定するものとする。</p> <p>但し、土木建造物の静的地震力は、安全上適切と認められる規格及び基準を参考に、Cクラスに適用される静的地震力を適用する。</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>静的地震力は、上記(a)に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記(a)の鉛直震度をそれぞれ 20%増しとした震度より求めるものとする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。</p> <p>但し、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>上記(a)及び(b)の標準せん断力係数 C_0 等の割増し係数の適用については、耐震性向上の観点から、一般産業施設及び公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定する。</p> <p>b. 動的地震力</p> <p>設計基準対象施設については、動的地震力は、Sクラスの施設及び屋外重要土木建造物並びにBクラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。Sクラスの施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物を除く）については、基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を適用する。</p> <p>Bクラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動から定める入力地震動の振幅を 2 分の 1 にしたものによる地震力を適用する。</p> <p>屋外重要土木建造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、基準地震動による地震力を適用する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>重大事故等対処施設については、常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設に、基準地震動による地震力を適用する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設のうち、Bクラスの施設の機能を代替する共振のおそれのある施設については、共振のおそれのある B クラスの施設に適用する地震力を適用する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物については、基準地震動による地震力を適用する。</p> <p>重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設の既往評価を適用できる基本構造等と異なる施設については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、当該施設の構造を適切にモデル化した上での地震応答解析及び加振試験等を実施する。</p> <p>動的解析においては、地盤の諸定数も含めて材料のばらつきによる変動幅を適切に考慮する。</p> <p>動的地震力は水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。動的地震力の水平 2 方向及び鉛直方向の組合せについては、水平 1 方向及び鉛直方向地震力を組み合わせた既往の耐震計算への影響の可能性のある施設・設備を抽出し、3次元応答性状の可能性も考慮した上で既往の方法を用いた耐震性に及ぼす影響を評価する。</p> <p>(a) 入力地震動</p> <p>解放基盤表面は、S波速度が 0.7km/s 以上となっていることから、原子炉格納施設基礎設置位置の EL. -18.5m としている。</p> <p>建物・構築物の地震応答解析における入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動及び弾性設計用地震動を基に、対象建物・構築物の地盤条件を適切に考慮したうえで、必要に応じ 2次元 FEM 解析又は 1次元波動論により、地震応答解析モデルの入力位置で評価した入力地震動を設定する。地盤条件を考慮する場合には、地震動評価で考慮した敷地全体の地下構造との関係や対象建物・構築物位置と炉心位置での地質・速度構造の違いにも留意するとともに、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。また、必</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>要に応じ敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえ、地質・速度構造等の地盤条件を設定する。</p> <p>また、設計基準対象施設における耐震 B クラスの建物・構築物及び重大事故等対処施設における耐震 B クラスの施設の機能を代替する常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物のうち共振のおそれがあり、動的解析が必要なものに対しては、弾性設計用地震動を 1/2 倍したものをを用いる。</p> <p>(b) 地震応答解析</p> <p>イ 動的解析法</p> <p>(イ) 建物・構築物</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、建物・構築物に応じた適切な解析条件を設定する。動的解析は、原則として、建物・構築物の地震応答解析及び床応答曲線の策定は、線形解析及び非線形解析に適用可能な時刻歴応答解析法による。また、3次元応答性状等の評価は、線形解析に適用可能な周波数応答解析法による。</p> <p>建物・構築物の動的解析に当たっては、建物・構築物の剛性はそれらの形状、構造特性等を十分考慮して評価し、集中質点系等に置換した解析モデルを設定する。</p> <p>動的解析には、建物・構築物と地盤との相互作用を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばね定数は、基礎版の平面形状、基礎側面と地盤の接触状況及び地盤の剛性等を考慮して定める。設計用地盤定数は、原則として、弾性波試験によるものをを用いる。</p> <p>地盤－建物・構築物連成系の減衰定数は、振動エネルギーの地下逸散及び地震応答における各部の歪レベルを考慮して定める。</p> <p>弾性設計用地震動に対しては弾性応答解析を行う。</p> <p>基準地震動に対する応答解析において、主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、実験等の結果に基づき、該当する建物部分の構造特性に応じて、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した地震応答解析を行う。</p> <p>また、S クラスの施設を支持する建物・構築物及び常設耐震重要重大事</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための動的解析において、施設を支持する建物・構築物の主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した地震応答解析を行う。</p> <p>地震応答解析に用いる材料定数については、地盤の諸定数も含めて材料のばらつきによる変動幅を適切に考慮する。また、ばらつきによる変動が建物・構築物の振動性状や応答性状に及ぼす影響を検討し、地盤物性等のばらつきを適切に考慮した動的解析により設計用地震力を設定する。</p> <p>原子炉建屋及び原子炉補助建屋については、3次元 FEM 解析等から、建物・構築物の3次元応答性状及び機器・配管系への影響を評価する。</p> <p>動的解析に用いる解析モデルは、地震観測網により得られた観測記録により振動性状の把握を行い、解析モデルの妥当性の確認を行う。</p> <p>屋外重要土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物の動的解析は、構造物と地盤の相互作用を考慮できる連成系の地震応答解析手法とし、地盤及び構造物の地震時における非線形挙動の有無や程度に応じて、線形、等価線形、非線形解析のいずれかにて行う。</p> <p>地震力については、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。</p> <p>(ロ) 機器・配管系</p> <p>動的解析による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、解析条件として考慮すべき減衰定数、剛性等の各種物性値は、適切な規格・基準、あるいは実験等の結果に基づき設定する。</p> <p>機器の解析に当たっては、形状、構造特性等を考慮して、代表的な振動モードを適切に表現できるよう1質点系、多質点系モデル等に置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。また、時刻歴応答解析法及びスペクトルモーダル解析法を用いる場合は地盤物性等のばらつきを適切に考慮する。配</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>管系については、熱的条件及び口径から高温配管又は低温配管に分類し、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトルモーダル解析法又は時刻歴応答解析法により応答を求める。スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答解析法の選択に当たっては、燃料集合体、クレーン類等における衝突・すべり等の非線形現象を模擬する場合には時刻歴応答解析法を用いる等、解析対象とする現象、対象設備の振動特性・構造特性等を考慮し適切に選定する。</p> <p>また、3次元の広がりを持つ設備については、3次元的な配置をモデル化し、水平2方向及び鉛直方向の応答成分について適切に組み合わせるものとする。</p> <p>剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大応答加速度の1.2倍の加速度を震度として作用させて地震力を算定する。</p> <p>c. 設計用減衰定数</p> <p>地震応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準に基づき、設備の種類、構造等により適切に選定するとともに、試験等で妥当性が確認された値も用いる。なお、建物・構築物の地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの材料減衰定数の設定については、既往の知見に加え、既設施設の地震観測記録等により、その妥当性を検討する。</p> <p>屋外重要土木構造物については、地盤内部の地震時挙動に大きな影響を受けることから、地震応答解析における減衰については、地盤-構造物連成系の振動特性を考慮した減衰特性を適切に設定する。</p> <p>(4) 荷重の組合せと許容限界</p> <p>耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。</p> <p>a. 耐震設計上考慮する状態</p> <p>地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>設計基準対象施設については以下のイ～ハの状態、重大事故等対処施設については以下のイ～ニの状態を考慮する。</p> <p>イ 運転時の状態</p> <p>発電用原子炉施設が運転状態にあり、通常の条件下におかれている状態。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>但し、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。</p> <p>ロ 設計基準事故時の状態 発電用原子炉施設が設計基準事故時にある状態。</p> <p>ハ 設計用自然条件 設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（積雪、風荷重等）。</p> <p>ニ 重大事故等時の状態 発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれのある事故、又は重大事故の状態、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態。</p> <p>(b) 機器・配管系 設計基準対象施設については以下のイ～ニの状態、重大事故等対処施設については以下のイ～ホの状態を考慮する。</p> <p>イ 通常運転時の状態 発電用原子炉の起動、停止、出力運転、高温待機及び燃料取替え等が計画的又は頻繁に行われた場合であって、運転条件が所定の制限値以内にある運転状態。</p> <p>ロ 運転時の異常な過渡変化時の状態 通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態。</p> <p>ハ 設計基準事故時の状態 発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態。</p> <p>ニ 設計用自然条件 設計上基本的に考慮しなければならない自然条件（積雪、風荷重等）。</p> <p>ホ 重大事故等時の状態 発電用原子炉施設が、重大事故に至るおそれのある事故、又は重大事故の状態、重大事故等対処施設の機能を必要とする状態。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>b. 荷重の種類</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>設計基準対象施設については以下のイ～ニの荷重、重大事故等対処施設については以下のイ～ホの荷重とする。</p> <p>イ 発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重、すなわち固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常の気象条件による荷重。</p> <p>ロ 運転時の状態で施設に作用する荷重。</p> <p>ハ 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重。</p> <p>ニ 地震力、風荷重、積雪荷重等。</p> <p>ホ 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重。</p> <p>但し、運転時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態での荷重には、機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし、地震力には、地震時土圧、機器・配管系からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>設計基準対象施設については以下のイ～ニの荷重、重大事故等対処施設については以下のイ～ホの荷重とする。</p> <p>イ 通常運転時の状態で施設に作用する荷重。</p> <p>ロ 運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重。</p> <p>ハ 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重。</p> <p>ニ 地震力、風荷重、積雪荷重等。</p> <p>ホ 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重。</p> <p>c. 荷重の組合せ</p> <p>地震と組み合わせる荷重については「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」で設定している風、積雪及び基準地震動の検討用地震の震源を波源とする津波による荷重を考慮し、以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 建物・構築物 ((c)に記載のものを除く。)</p> <p>イ Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p> <p>ハ 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ニ 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち長期的な荷重は、地震力と組み合わせる。</p> <p>ホ Bクラス及びCクラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力を組み合わせる。</p> <p>(b) 機器・配管系 ((c)に記載のものを除く。)</p> <p>イ Sクラスの機器・配管系及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ロ Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>ハ 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重と地震力とを</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>組み合わせる。</p> <p>ニ Sクラスの機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態で作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。</p> <p>ホ 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態で作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち長期的な荷重は、地震力と組み合わせる。</p> <p>また、原子炉格納容器については、放射性物質の最終障壁であることから、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち、地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる。</p> <p>ヘ Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重と、動的地震力又は静的地震力を組み合わせる。</p> <p>(c) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物</p> <p>イ 津波防護施設及び浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と基準地震動による地震力を組み合わせる。</p> <p>ロ 浸水防止設備及び津波監視設備については、常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重等と基準地震動による地震力を組み合わせる。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>上記(c)イ、ロについては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮する。また、津波以外による荷重については、「b.荷重の種類」に準じるものとする。</p> <p>(d) 荷重の組合せ上の留意事項</p> <p>動的地震力については、水平 2 方向と鉛直方向の地震力とを適切に組み合わせて算定するものとする。</p> <p>d. 許容限界</p> <p>各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は次のとおりとし、安全上適切と認められる規格及び基準又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。</p> <p>(a) 建物・構築物 ((c)に記載のものを除く。)</p> <p>イ Sクラスの建物・構築物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(ロ) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>建物・構築物が構造物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)に対して十分な余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を持たせることとする。</p> <p>また、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次拡大していくとき、その変形又は歪が著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。</p> <p>ロ Bクラス及びCクラスの建物・構築物並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物(へ、トに記載のものを除く。)</p> <p>上記イ(イ)による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>ハ 耐震クラスの異なる施設又は施設区分の異なる重大事故等対処施設を支</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>持する建物・構築物（へ、トに記載のものを除く。）</p> <p>上記イ（ロ）を適用するほか、耐震クラスの異なる施設又は施設区分の異なる重大事故等対処施設がそれを支持する建物・構築物の変形等に対して、その支持機能を損なわないものとする。なお、当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が維持されることを確認する際の地震動は、支持される施設に適用される地震動とする。</p> <p>ニ 建物・構築物の保有水平耐力（へ、トに記載のものを除く。）</p> <p>建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力に対して耐震重要度分類又は重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類に応じた安全余裕を有しているものとする。</p> <p>ここでは、常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、上記における重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準対象施設が属する耐震重要度分類をSクラスとする。</p> <p>ホ 気密性、止水性、遮蔽性を考慮する施設</p> <p>構造強度の確保に加えて気密性、止水性、遮蔽性が必要な建物・構築物については、その機能を維持できる許容限界を適切に設定するものとする。</p> <p>へ 屋外重要土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物</p> <p>（イ）静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>（ロ）基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>構造部材の曲げについては限界層間変形角又は曲げ耐力、構造部材のせん断についてはせん断耐力に対して、妥当な安全余裕をもたせるものとする。</p> <p>ト その他の土木構造物及び常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物</p> <p>安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>(b) 機器・配管系 ((c)に記載のものを除く。)</p> <p>イ Sクラスの機器・配管系及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態に留まるものとする。</p> <p>但し、原子炉格納容器の重大事故等時の状態における短期的荷重と弾性設計用地震動による地震力の組合せに対しては、イ(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(ロ) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力を制限する。</p> <p>また、地震時及び地震後に動的機能又は電氣的機能が要求される機器については、試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とする。</p> <p>ロ Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びに常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態に留まるものとする。</p> <p>ハ 燃料集合体</p> <p>地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の1次冷却材流路を確保できること及び過大な変形や破損により制御棒の挿入が阻害されないものとする。</p> <p>ニ 燃料被覆材</p> <p>炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおりとする。</p> <p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まるものとする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないものとする。</p> <p>(c) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物</p> <p>津波防護施設及び浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力（終局耐力時の変形）及び安定性について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能（津波防護機能及び浸水防止機能）が保持できるものとする。浸水防止設備及び津波監視設備については、その施設に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）が保持できるものとする。</p> <p>(5) 設計における留意事項</p> <p>耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（以下「上位クラス施設」という。）は、下位クラス施設の波及的影響によって、それぞれその安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。この設計における評価にあたっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討等を行う。</p> <p>ここで、下位クラス施設とは、上位クラス施設以外の発電所内にある施設（資機材等含む）をいう。</p> <p>波及的影響を防止するよう現場を維持するため、保安規定に、機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。</p> <p>耐震重要施設に対する波及的影響については、以下に示す a.から d.の 4 つの事項から検討を行う。また、原子力発電所の地震被害情報等から新たに検討すべき事項が抽出された場合は、これを追加する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設に対する波及的影響については、以下に示す a.から d.の 4 つの事項について、「耐震重要施設」を「常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設」に、「安全機能」を「重大事故等に対処するために必要な機能」に読み替えて適用する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>a. 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響</p> <p>(a) 不等沈下 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して不等沈下による耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>(b) 相対変位 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力による下位クラス施設と耐震重要施設の相対変位による、耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>b. 耐震重要施設と下位クラス施設との接続部における相互影響 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に伴う、耐震重要施設に接続する下位クラス施設の損傷による、耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>c. 建屋内における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に伴う、建屋内の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による、耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>d. 建屋外における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力に対して、建屋外の下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による、耐震重要施設の安全機能への影響</p> <p>(6) 緊急時対策所</p> <p>a. 代替緊急時対策所 代替緊急時対策所については、基準地震動による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。 代替緊急時対策所の建物については、耐震構造とする。また、代替緊急時対策所の居住性を確保するため、基準地震動による地震力に対する構造強度の確保に加え、遮蔽性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまった十分な気密性を維持する設計とする。地震力の算定方法及び荷重の組合せと許容限界</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>については、「(3) 地震力の算定方法」及び「(4) 荷重の組合せと許容限界」に示す建物・構築物及び機器・配管系のものを適用する。</p> <p>2.1.2 地震による周辺斜面の崩壊に対する設計方針</p> <p>耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、設置（変更）許可を受けた、基準地震動による地震力により周辺斜面の崩壊の影響がないことが確認された場所に設置する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 (注)

変更後

第2.1.1表 クラス別施設 (1/8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Sクラス	(i) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系	・原子炉容器 ・原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁	S S	・隔離弁を閉とするに 必要な電気及び計装設備	S	・原子炉容器・蒸気発生器・1次冷却材ポンプ・加圧器の支持構造物 ・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S S	・内部コンクリート ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋	Ss Ss Ss
	(ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設	・使用済燃料ピット ・使用済燃料ラック	S S	—	—	—	—	・燃料取扱建屋	Ss
	(iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設	・制御棒クラスタ及び制御棒クラスタ駆動装置（トリップ機能に関する部分） ・化学体積制御設備のうち、ほう酸注入系	S S	・炉心支持構造物及び制御棒クラスタ案内管 ・非常用電源及び計装設備	S S	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	・内部コンクリート ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・ディーゼル建屋	Ss Ss Ss Ss
	(iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	・主蒸気・主給水設備（主給水逆止弁より蒸気発生器2次側を経て、主蒸気隔離弁まで） ・補助給水設備 ・復水タンク ・余熱除去設備	S S S S	・原子炉補機冷却水設備（当該主要設備に係わるもの） ・原子炉補機冷却海水設備 ・燃料取替用水タンク ・炉心支持構造物（炉心冷却に直接影響するもの） ・非常用電源及び計装設備	S S S S	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	・内部コンクリート ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・主蒸気管室建屋 ・ディーゼル建屋 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・屋外タンク基礎	Ss Ss Ss Ss Ss Ss

第2.1.1表 クラス別施設 (2/8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Sクラス	(v) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	・安全注入設備 ・余熱除去設備（低圧注入系） ・燃料取替用水タンク	S S S	・原子炉補機冷却水設備（当該主要設備に係わるもの） ・原子炉補機冷却海水設備 ・中央制御室の遮蔽と空調設備 ・非常用電源及び計装設備	S S S S	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・ディーゼル建屋 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 ・屋外タンク基礎	Ss Ss Ss Ss Ss
	(vi) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力履歴となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設	・原子炉格納容器 ・原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁	S S	・隔離弁を閉とするに 必要な電気及び計装設備	— S	・機器・配管等の支持構造物 ・電気計装設備の支持構造物	S S	・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・主蒸気管室建屋 ・原子炉補機建屋 ・ディーゼル建屋 ・原子炉建屋 ・主蒸気管室建屋	Ss Ss Ss Ss Ss Ss

変更なし

変更前 (注)

変更後

第 2.1.1 表 クラス別施設 (3/8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Sクラス	(vi) 放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設であり、上記(vi)の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器スプレイ設備 燃料取替用水タンク アニュラスシールド アニュラス空気浄化設備 格納容器排気筒 安全補機室排気設備 	S	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水設備 (当該主要設備に係わるもの) 原子炉補機冷却海水設備 非常用電源及び計装設備 	S	<ul style="list-style-type: none"> 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 	S	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋 原子炉補助建屋 原子炉格納容器 外部遮蔽建屋 ディーゼル建屋 海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 屋外タンク基礎 	Ss
	(vii) 津波防護機能を有する設備及び浸水防止機能を有する設備	<ul style="list-style-type: none"> 海水ポンプエリア防護壁 貯留堰 海水ポンプエリア水密扉 中間建屋水密扉 制御建屋水密扉 	S	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 原子炉補助建屋 	Ss
	(ix) 敷地における津波監視機能を有する施設	<ul style="list-style-type: none"> 津波監視カメラ 取水ビット水位計 	S	<ul style="list-style-type: none"> 非常用電源及び計装設備 	S	<ul style="list-style-type: none"> 機器、電気計装設備等の支持構造物 	S	<ul style="list-style-type: none"> 海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 原子炉補助建屋 ディーゼル建屋 	Ss

変更なし

第 2.1.1 表 クラス別施設 (4/8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Sクラス	(x) その他	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ビット水補給設備 (非常用) 	S	<ul style="list-style-type: none"> 非常用電源及び計装設備 	S	<ul style="list-style-type: none"> 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 	S	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補助建屋 燃料取扱建屋 ディーゼル建屋 	Ss
		<ul style="list-style-type: none"> 炉内構造物 	S	-	-	-	-	-	-

変更前 (注)

変更後

第2.1.1表 クラス別施設 (5/8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Bクラス	(i) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	・化学体積制御設備のうち、抽出系と余剰抽出系	B	-	-	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉補助建屋 ・内部コンクリート ・原子炉建屋	Sb Sb Sb
	(ii) 放射性廃棄物を内蔵している施設 (ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損により公衆に与える放射線の影響が周辺監視区域外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く)	・放射性廃棄物廃棄施設、ただし、Cクラスに属するものは除く	B	-	-	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・廃棄物処理建屋	Sb Sb Sb
	(iii) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	・使用済燃料ピット水浄化冷却設備(浄化系) ・化学体積制御設備のうち、S及びCクラスに属する以外のもの ・放射線低減効果の大きい遮蔽 ・燃料取扱建屋クレーン ・使用済燃料ピットクレーン ・燃料取扱クレーン ・燃料移送装置	B B B B B B	-	-	・機器・配管等の支持構造物	B	・原子炉建屋 ・内部コンクリート ・原子炉補助建屋 ・燃料取扱建屋	Sb Sb Sb Sb

第2.1.1表 クラス別施設 (6/8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Bクラス	(iv) 使用済燃料を冷却するための施設	・使用済燃料ピット水浄化冷却設備(冷却系)	B	・原子炉補機冷却水設備(当該主要設備に係わるもの) ・原子炉補機冷却海水設備 ・電気計装設備	B B B	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	B	・原子炉補助建屋 ・燃料取扱建屋 ・海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物	Sb Sb Sb
	(v) 放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放射線を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設	-	-	-	-	-	-	-	-

変更なし

変更前 (注)

変更後

第 2.1.1 表 クラス別施設 (7/8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Cクラス	(i) 原子炉の反応度を制御するための施設でS及びBクラスに属さない施設	・制御棒クラス駆動装置 (トリップ機能に関する部分を除く)	C	-	-	・電気計装設備の支持構造物	C	・内部コンクリート ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋	Sc Sc Sc
	(ii) 放射性物質を内蔵しているか、又はこれに関連した施設でS及びBクラスに属さない施設	・燃料採取設備 ・床ドレン系 ・洗浄排水処理系 ・固化処理装置より下流の固体廃棄物取扱い設備 (貯蔵庫を含む) ・ペイラ ・化学体積制御設備のうち、ほう酸補給タンク廻り ・液体廃棄物処理設備のうち、ほう酸回収装置蒸留水側及び腐液蒸発装置蒸留水側 ・原子炉補給水設備 ・新燃料貯蔵設備 ・その他	C C C C C C C C C C C C C	-	-	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	C	・内部コンクリート ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・燃料取扱建屋 ・固体廃棄物貯蔵庫 ・廃棄物処理建屋	Sc Sc Sc Sc Sc Sc Sc

変更なし

第 2.1.1 表 クラス別施設 (8/8)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備 (注1)		補助設備 (注2)		直接支持構造物 (注3)		間接支持構造物 (注4)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注5)
Cクラス	(iii) 原子炉施設ではあるが、放射線安全に関係しない施設	・蒸気タービン設備 ・原子炉補機冷却水設備 ・補助ボイラ及び補助蒸気設備 ・消火設備 ・主務電機・変圧器 ・空調設備 ・蒸気発生器ブローダウン系 ・所内用圧縮空気設備 ・格納容器ポーラクレーン ・代替緊急時対策所 ・その他	C C C C C C C C C C C C	-	-	・機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	C	・タービン建屋 ・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋 ・内部コンクリート ・燃料取扱建屋 ・廃棄物処理建屋	Sc Sc Sc Sc Sc Sc

- (注1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
(注2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
(注3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物、若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
(注4) 間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物 (建物・構築物) をいう。
(注5) Se: 基準地震動により定まる地震力
Sb: Bクラス施設に適用される地震力
Sc: Cクラス施設に適用される静的地震力

変更前 (注)

変更後

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設 (主要設備) の設備分類 (1/7)

設備分類	定義	主要設備 ([] 内は、代替する機能を有する設計基準 事故対処設備の属する耐震重要度分類)
I. 常設重大事故防止設備 (II. を除く。)	重大事故等対処設備のうち、重大 事故に至るおそれがある事故が発 生した場合であって、設計基準事 故対処設備の安全機能又は使用済 燃料ピットの冷却機能若しくは注 水機能が喪失した場合において、 その喪失した機能 (重大事故に至 るおそれがある事故に対処するた めに必要な機能に限る。) を代替 することにより重大事故の発生を 防止する機能を有する設備であっ て常設のもの	(i) 計測制御系統施設 ・ 格納容器圧力 [C] ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位 [C] ・ 衛星携帯電話設備 [C] (ii) 非常用取水設備 ・ 取水口 (貯留堰を除く。) [C] ・ 取水路 [C] ・ 取水ピット [C] ・ 貯留堰 [C]

変更なし

変更前 (注)

変更後

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設 (主要設備) の設備分類 (2/7)

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕 内は、設計基準対象施設を兼ねる 設備の耐震重要度分類)
II. 常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	(i) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・ 使用済燃料ピット [S] ・ 使用済燃料ラック [S] (ii) 原子炉冷却系統施設 ・ 蒸気発生器 [S] ・ 1 次冷却材ポンプ [S] ・ 加圧器 [S] ・ 炉心支持構造物 [S] ・ 原子炉容器 [S] ・ 余熱除去冷却器 [S] ・ 余熱除去ポンプ [S] ・ 充てん/高圧注入ポンプ [S] ・ 格納容器スプレイポンプ [S] ・ 常設電動注入ポンプ ・ 蓄圧タンク [S] ・ ほう酸注入タンク [S] ・ 燃料取替用水タンク [S] ・ 再生熱交換器 [S] ・ 復水タンク [S] ・ 格納容器再循環サンブ [S] ・ 格納容器再循環サンブスクリーン [S] ・ 格納容器スプレイ冷却器 [S] ・ 原子炉補機冷却水冷却器 [S] ・ 原子炉補機冷却水ポンプ [S] ・ 海水ポンプ [S] ・ 原子炉補機冷却水サージタンク [S] ・ 海水ストレーナ [S] ・ 電動補助給水ポンプ [S] ・ タービン動補助給水ポンプ [S] ・ 加圧器安全弁 [S] ・ 加圧器逃がし弁 [S] ・ 主蒸気安全弁 [S] ・ 主蒸気逃がし弁 [S] ・ 主蒸気隔離弁 [S] ・ 蓄圧タンク 出口弁 [S] ・ タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁 [S] ・ 余熱除去ポンプ入口弁 [S]

変更なし

変更前 (注)

変更後

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設 (主要設備) の設備分類 (3/7)

設備分類	定義	主要設備 〔 〕 内は、設計基準対象施設を兼ねる 設備の耐震重要度分類)
II. 常設耐震重要重大事故防止設備		(iii) 計測制御系統施設 ・制御棒クラスタ〔S〕 ・ほう酸ポンプ〔S〕 ・1次冷却材ポンプ〔S〕 ・充てん/高圧注入ポンプ〔S〕 ・ほう酸タンク〔S〕 ・原子炉容器〔S〕 ・加圧器〔S〕 ・ほう酸注入タンク〔S〕 ・燃料取替用水タンク〔S〕 ・再生熱交換器〔S〕 ・ほう酸フィルタ〔S〕 ・炉心支持構造物〔S〕 ・蒸気発生器〔S〕 ・中性子源領域中性子束検出器〔S〕 ・中間領域中性子束検出器〔S〕 ・出力領域中性子束検出器〔S〕 ・1次冷却材圧力計〔S〕 ・1次冷却材高温側温度計 (広域)〔S〕 ・1次冷却材低温側温度計 (広域)〔S〕 ・余熱除去ループ流量計〔S〕 ・ほう酸注入ライン流量計〔S〕 ・補助注入ライン流量計〔S〕 ・SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算 流量計 ・加圧器水位計〔S〕 ・AM用格納容器圧力計 ・格納容器内温度計〔C〕 ・蒸気発生器広域水位計〔S〕 ・蒸気発生器狭域水位計〔S〕 ・蒸気ライン圧力計〔S〕 ・A格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量計 ・格納容器再循環サンプ広域水位計〔S〕 ・格納容器再循環サンプ狭域水位計〔S〕 ・炉外核計装盤〔S〕 ・原子炉盤〔S〕 ・多様化自動作動設備 (ATWS緩和設備) ・原子炉トリップ遮断器〔S〕 ・原子炉容器水位計〔C〕 ・補助給水流量計〔S〕 ・燃料取替用水タンク水位計〔S〕 ・ほう酸タンク水位計〔S〕 ・復水タンク水位計〔S〕 ・格納容器再循環ユニット出口温度計 ・加圧器逃がし弁〔S〕 ・急速ほう酸補給弁〔S〕 ・加圧器安全弁〔S〕

変更なし

変更前^(注)

変更後

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類（4/7）

設備分類	定義	主要設備 （〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる 設備の耐震重要度分類）
II.常設耐震重要重大事故防止設備		(iv)放射線管理施設 ・格納容器内高レンジエアモニタA（低レンジ）〔S〕 ・格納容器内高レンジエアモニタB（高レンジ）〔S〕 ・中央制御室循環ファン〔S〕 ・中央制御室空調ファン〔S〕 ・中央制御室非常用循環ファン〔S〕 ・中央制御室非常用循環フィルタユニット〔S〕 ・中央制御室遮蔽〔S〕 ・中央制御室空調ユニット〔S〕
		(v)原子炉格納施設 ・原子炉格納容器本体〔S〕 ・格納容器スプレイ冷却器〔S〕 ・格納容器スプレイポンプ〔S〕 ・常設電動注入ポンプ ・復水タンク〔S〕 ・燃料取替用水タンク〔S〕 ・格納容器再循環ユニット〔C〕
		(vi)非常用電源設備 ・大容量空冷式発電機用給油ポンプ ・燃料油移送ポンプ〔S〕 ・大容量空冷式発電機用燃料タンク ・燃料油貯蔵タンク〔S〕 ・燃料油貯油そう〔S〕 ・大容量空冷式発電機 ・ディーゼル発電機〔S〕 ・計装用電源装置（3系統目蓄電池用） ・蓄電池（安全防護系用）〔S〕 ・蓄電池（重大事故等対処用） ・蓄電池（3系統目） ・メタルクラッド開閉装置（非常用）〔S〕 ・パワーセンタ（非常用）〔S〕 ・コントロールセンタ（非常用）〔S〕 ・動力変圧器（非常用）〔S〕 ・重大事故等対処用変圧器盤 ・重大事故等対処用変圧器受電盤 ・重大事故等対処用直流コントロールセンタ ・直流コントロールセンタ電源盤 ・計装用後備電源装置代替所内電源分電盤 ・代替電源接続盤 ・燃料油貯油そう（他号炉）〔S〕 ・ディーゼル発電機（他号炉）〔S〕 ・号炉間電力融通ケーブル
		(vii)補機駆動用燃料設備 ・燃料油貯蔵タンク〔S〕

変更なし

変更前 (注)

変更後

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設 (主要設備) の設備分類 (5/7)

設備分類	定義	主要設備 〔 〕 内は、設計基準対象施設を兼ねる 設備の耐震重要度分類
III. 常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	<p>(i) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット [S] ・使用済燃料ラック [S] ・使用済燃料ピット温度計 [SA] ・使用済燃料ピット水位計 [SA] ・使用済燃料ピット状態監視カメラ ・使用済燃料ピット水位計 (広域) <p>(ii) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器 [S] ・1次冷却材ポンプ [S] ・加圧器 [S] ・炉心支持構造物 [S] ・原子炉容器 [S] ・余熱除去ポンプ [S] ・充てん/高圧注入ポンプ [S] ・格納容器スプレイポンプ [S] ・常設電動注入ポンプ ・ほう酸注入タンク [S] ・燃料取替用水タンク [S] ・再生熱交換器 [S] ・復水タンク [S] ・格納容器スプレイ冷却器 [S] ・余熱除去冷却器 [S] ・原子炉補機冷却水冷却器 [S] ・原子炉補機冷却水ポンプ [S] ・海水ポンプ [S] ・原子炉補機冷却水サージタンク [S] ・海水ストレーナ [S] ・加圧器逃がし弁 [S] <p>(iii) 計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材圧力計 [S] ・余熱除去ループ流量計 [S] ・ほう酸注入ライン流量計 [S] ・SA 用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量計 ・AM 用格納容器圧力計 ・格納容器圧力計 [S] ・格納容器内温度計 [C] ・A 格納容器スプレイ冷却器出口積算流量計 ・格納容器再循環サンプ広域水位計 [S] ・格納容器再循環サンプ狭域水位計 [S] ・原子炉下部キャビティ水位計 ・原子炉格納容器水位計 ・原子炉補機冷却水サージタンク水位計 [S] ・燃料取替用水タンク水位計 [S] ・復水タンク水位計 [S] ・A ガスサンプリング圧縮装置 ・A ガスサンプリング冷却器 ・A 水素サンプリング湿分分離器 ・格納容器再循環ユニット出口温度計 ・衛星携帯電話設備 [C]

変更なし

変更前 (注)

変更後

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設 (主要設備) の設備分類 (6/7)

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は、設計基準対象施設を兼ねる 設備の耐震重要度分類)
III.常設重大事故緩和設備		<p>(iii)計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備〔C〕 ・緊急時運転パラメータ伝送システム (SPDS)〔C〕 ・SPDSデータ表示装置〔C〕 ・重大事故等対処用制御盤 ・重大事故等対処用入出力盤 <p>(iv)放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内高レンジエリアモニタ A (低レンジ)〔S〕 ・格納容器内高レンジエリアモニタ B (高レンジ)〔S〕 ・使用済燃料ピット周辺線量率計測定器収納盤 ・使用済燃料ピット周辺線量率計取付架台 ・中央制御室循環ファン〔S〕 ・中央制御室空調ファン〔S〕 ・中央制御室非常用循環ファン〔S〕 ・中央制御室非常用循環フィルタユニット〔S〕 ・中央制御室遮蔽〔S〕 ・緊急時対策所遮蔽 (代替緊急時対策所) ・緊急時対策所遮蔽 (待機所) ・中央制御室空調ユニット〔S〕 ・代替緊急時対策所加圧設備流量調整ユニット ・放射線計装盤〔S〕 <p>(v)原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器〔S〕 ・格納容器スプレイ冷却器〔S〕 ・格納容器スプレイポンプ〔S〕 ・常設電動注入ポンプ ・復水タンク〔S〕 ・燃料取替用水タンク〔S〕 ・格納容器再循環サンプ〔S〕 ・格納容器再循環ユニット〔C〕 ・静的触媒式水素再結合装置 ・電気式水素燃焼装置 ・アニュラス空気浄化ファン〔S〕 ・アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット〔S〕 ・アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット〔S〕 ・格納容器再循環サンプスクリーン〔S〕 ・格納容器排気筒〔S〕 ・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 ・電気式水素燃焼装置動作監視装置

変更なし

変更前 (注)

変更後

第 2.1.2 表 重大事故等対処施設 (主要設備) の設備分類 (7/7)

設備分類	定義	主要設備 〔 〕 内は、設計基準対象施設を兼ねる 設備の耐震重要度分類)
Ⅲ.常設重大事故緩和設備		<p>(vi)非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大容量空冷式発電機用給油ポンプ ・燃料油移送ポンプ〔S〕 ・大容量空冷式発電機用燃料タンク ・大容量空冷式発電機付き燃料タンク ・燃料油貯蔵タンク〔S〕 ・燃料油貯油そう〔S〕 ・大容量空冷式発電機 ・ディーゼル発電機〔S〕 ・大容量空冷式発電機保護継電器 ・ディーゼル発電機保護継電器〔S〕 ・計装用電源装置 (3系統目蓄電池用) ・蓄電池 (安全防護系用)〔S〕 ・蓄電池 (重大事故等対処用) ・蓄電池 (3系統目) ・メタルクラッド開閉装置 (非常用)〔S〕 ・パワーセンタ (非常用)〔S〕 ・コントロールセンタ (非常用)〔S〕 ・動力変圧器 (非常用)〔S〕 ・重大事故等対処用変圧器盤 ・重大事故等対処用変圧器受電盤 ・代替電源接続盤 ・代替緊急時対策所電源盤 ・代替緊急時対策所分電盤 ・燃料油貯油そう (他号炉)〔S〕 ・ディーゼル発電機 (他号炉)〔S〕 ・号炉間電力融通ケーブル <p>(vii)補機駆動用燃料設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料油貯蔵タンク〔S〕 <p>(viii)非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・取水口〔C〕 ・取水路〔C〕 ・取水ピット〔C〕 ・貯留堰〔C〕 <p>(ix)緊急時対策所</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時運転パラメータ伝送システム (SPDS)〔C〕 ・SPDSデータ表示装置〔C〕 ・衛星携帯電話設備〔C〕 ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備〔C〕 ・緊急時対策所遮蔽 (代替緊急時対策所)

変更なし

変更前 ^(注)	変更後
<p>5. 設備に対する要求</p> <p>5.1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>5.1.1 通常運転時の一般要求</p> <p>(1) 設計基準対象施設の機能</p> <p>通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。</p> <p>保安規定に、高温停止状態及び低温停止状態において炉心を十分な未臨界状態に保つため、炉心が有する設計とした反応度停止余裕を定めることにより臨界を防止する。</p> <p>(2) 通常運転時に漏えいを許容する場合の措置</p> <p>放射性物質を含む流体が漏えいすることを許容しているポンプの軸封部及び原子炉冷却材バウンダリを構成する弁のグランド部は、系統外に漏えいさせることなく液体廃棄物処理設備に送水する設計とする。</p> <p>5.1.2 多様性、位置的分散等</p> <p>(1) 多重性又は多様性及び独立性</p> <p>重要施設は、当該系統を構成する機器に「(2) 単一故障」にて記載する単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できるよう、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とし、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、共通要因として、環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系を考慮する。</p> <p>自然現象については、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、高潮及び森林火災を考慮する。</p> <p>地震、津波以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び火山による荷重の組合せを考慮する。地震、津波を含む自然現象の組合せについては、それぞれ「2.1 地震による損傷の防止」及び「2.2 津波による損傷の防止」にて考慮する。</p>	<p>5. 設備に対する要求</p> <p>5.1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>外部人為事象については、近隣の産業施設等の火災・爆発（飛来物含む。）、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙）、有毒ガス、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下）、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。</p> <p>故意による大型航空機衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。</p> <p>接続口から建屋内に水又は電力を供給する経路については、常設重大事故等対処設備として設計とする。</p> <p>a. 常設重大事故等対処設備</p> <p>常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却若しくは注水機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。但し、常設重大事故防止設備のうち計装設備は、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータの計測が困難となった場合に、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを異なる物理量（水位、注水量等）又は測定原理とすることで、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータに対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。推定するために必要なパラメータは、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件については、「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁波障害に対して常設重大事故防止設備は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。</p> <p>地震に対して常設重大事故防止設備は、「1. 地盤等」に基づく地盤上に設置する。地震、津波、溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は、「2.1 地震による損傷の防止」、二次的影響も含めて「2.2 津波による損傷の防止」、「4.1 溢水等による損傷の防止」及び「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。地震、津波、溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等（以下「設計基準事故対処設備等」という。）と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、溢水量による溢水水位を考慮した高所に設置する。</p> <p>風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、近隣の産業施設等の火災・爆発（飛来物を含む。）、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙）、有毒ガス及び漂流船舶の衝突に対して屋内の常設重大事故防止設備は、建屋内に設置する。屋外の常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等を防護するとともに、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。落雷に対して大容量空冷式発電機は、避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。生物学的事象のうち、くらげ等の海洋生物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、多重性をもつ設計とする。</p> <p>高潮に対して常設重大事故防止設備（非常用取水設備を除く。）は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。</p> <p>飛来物（航空機落下）に対して常設重大事故防止設備は、原則として建屋内に設置する。常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。</p> <p>常設重大事故緩和設備についても、可能な限り上記を考慮して多様性、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とし、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>b. 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>重大事故防止設備のうち可搬型のものは、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。</p> <p>また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件については、「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁波障害に対して可搬型重大事故等対処設備は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。</p> <p>地震に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「1. 地盤等」に基づき設置された建屋内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「2.1 地震による損傷の防止」、二次的影響も含めて「2.2 津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。溢水に対して可搬型重大事故等対処設備は、「4.1 溢水等による損傷の防止」に基づく設計とする。火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、「3.1 火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等並びに常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散し、溢水量による溢水水位を考慮した高所に保管する。</p> <p>風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、近隣の産業施設等の火災・爆発（飛来物を含む。）、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙）、有毒ガス及び漂流船舶の衝突に対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、建屋内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等並びに常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれが</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>ないように、設計基準事故対処設備等を防護するとともに、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する。生物学的事象のうち、くらげ等の海洋生物に対して屋外の可搬型重大事故等対処設備は、複数の取水箇所を選定できる設計とする。</p> <p>高潮に対して可搬型重大事故等対処設備は、高潮の影響を受けない敷地高さに保管する。</p> <p>飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対して可搬型重大事故等対処設備は、原則として建屋内に保管する。屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋及び屋外の常設重大事故等対処設備のそれぞれから 100m の離隔距離を確保した上で複数箇所、又は屋外の設計基準事故対処設備等から 100m の離隔距離を確保した上で複数箇所に分散して保管する。</p> <p>サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、可搬型重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とし、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。</p> <p>c. 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口</p> <p>可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と、常設設備との接続口は、共通要因によって、接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計とするとともに、屋内又は建屋面（以下「屋内」という。）に設置する場合は異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所、屋外に設置する場合は接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件については、「5.1.5</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>環境条件等」に基づく設計とする。風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁波障害に対しては、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。</p> <p>地震に対して屋内に設置する場合は、「1. 地盤等」に基づく地盤上に、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に設置するとともに、接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対しては、「2.1 地震による損傷の防止」、「2.2 津波による損傷の防止」及び「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とし、溢水量による溢水水位を考慮した高所に設置する。屋内に設置する場合は異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。</p> <p>風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、近隣の産業施設等の火災・爆発（飛来物を含む。）、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙）、有毒ガス及び漂流船舶の衝突に対して屋内に設置する場合は、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。屋外に設置する場合は、接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対して屋外に設置する場合は、開口部の閉止により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。</p> <p>高潮に対して接続口は、高潮の影響を受けない位置に設置する。</p> <p>飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対しては、損傷状況を考慮して屋内に設置する場合は異なる建屋面の適切な離隔距離を確保した位置に複数箇所に設置する。屋外に設置する場合は接続口から建屋又は地中の配管ダクトまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に複数箇所設置する。</p> <p>但し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却は、補助給水ポンプへの給水源となる復水タンクの補給により行うが、復水タンク補給用水中ポンプ（1 号機設備、1,2 号機共用（以下同じ。））を用いた復水タンクの補給は、その接続口</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>を適切な離隔距離をもって複数箇所設置することができないことから、別の機能である A, B 海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの海水の直接給水により行うため、復水タンクの補給のための接続口と復水タンクから原子炉補助建屋までの経路と、海水ポンプと海水ポンプから地中の配管ダクトまでの経路は、適切な離隔距離を確保した上で独立した経路として設計する。代替炉心注入としての水源である燃料取替用水タンク及び復水タンクは、壁により分離された位置に設置することで位置的分散を図っているが、原子炉補助建屋までの経路を含めて十分な離隔距離を確保できないことから、別手段として可搬型電動低圧注入ポンプ（1号機設備、1,2号機共用（以下同じ。））又は可搬型ディーゼル注入ポンプ（1号機設備、1,2号機共用（以下同じ。））による代替炉心注入を行うため、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプの接続箇所は、復水タンク及び燃料取替用水タンクと十分な離隔距離を確保するとともに、原子炉補助建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する設計とする。</p> <p>また、複数の機能で一つの接続口を同時に使用しない設計とする。</p> <p>(2) 単一故障</p> <p>重要施設は、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、若しくは長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。</p> <p>短期間と長期間の境界は 24 時間を基本とし、非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切替えのように、運転モードの切替えを行う場合は、その時点を短期間と長期間の境界とする。</p> <p>但し、アニュラス空気浄化設備の排気ダクトの一部並びに安全補機室排気設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器であるが、単一設計とするため、個別に設計を行う。</p> <p>5.1.3 悪影響防止等</p> <p>(1) 飛来物による損傷防止</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>設計基準対象施設に属する設備は、蒸気タービン、発電機及び内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断並びに高速回転機器の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわない設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、蒸気タービン及び発電機は、破損防止対策を行うとともに、原子力委員会 原子炉安全専門審査会「タービンミサイル評価について」により、原子炉格納容器、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットが破損する確率を評価し、判定基準 10^{-7} /年以下となることを確認する。</p> <p>高温高圧の配管については材料選定、強度設計、十分な考慮を払う。更に、安全性を高めるために、仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力、周辺雰囲気の変化等により、発電用原子炉施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに、それらの影響を低減させるための手段として、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設ける設計とする。</p> <p>高速回転機器のうち、1次冷却材ポンプフライホイールにあつては、安全性を損なわないよう、限界回転数が予想される最大回転数に比べて十分大きくなる設計とする。また、その他の高速回転機器については、損傷により飛散物とならないように保護装置を設ける等オーバースピードとならない設計とする。</p> <p>損傷防止措置を行う場合、想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとること、又は飛散物の飛散方向を考慮し、配置上の配慮又は多重性を考慮する設計とする。</p> <p>(2) 共用</p> <p>重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則共用しない設計とするが、安全性が向上する場合は、共用することを考慮する。</p> <p>重要安全施設以外の安全施設を発電用原子炉施設間で共用する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備の各機器については、2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。但し、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（安全機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であつて、更に同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>(3) 相互接続</p> <p>重要安全施設は、発電用原子炉施設間で原則相互に接続しない設計とするが、安全性が向上する場合は、相互に接続することを考慮する。</p> <p>重要安全施設以外の安全施設を発電用原子炉施設間で相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。</p> <p>(4) 悪影響防止</p> <p>重大事故等対処設備は、発電用原子炉施設（他号機を含む）内の他の設備（設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。）に対して悪影響を及ぼさないよう、以下の措置を講じた設計とする。</p> <p>他の設備への悪影響としては、他設備への系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮する。</p> <p>他設備への系統的な影響（電氣的な影響を含む。）に対しては、重大事故等対処設備は、他の設備に悪影響を及ぼさないように、弁の閉止等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離をすること、通常時の分離された状態から接続により重大事故等対処設備としての系統構成をすること、又は他の設備から独立して単独で使用可能なこと、並びに通常時の系統構成を変えないことと重大事故等対処設備としての系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。特に放射性物質又は海水を含む系統と、含まない系統を分離する場合は、通常時に確実に閉止し、使用時に通水できるようにディスタンスピースを、又は通常時に確実に取り外し、使用時に取り付けできるようにフレキシブルホースを設けることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>同一設備の機能的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、要求される機能が複数ある場合は、原則、同時に複数の機能で使用しない設計とする。但し、可搬型重大事故等対処設備のうち、複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量を合わせた容量とし、兼用できる設計とする。容量については、「5.1.4 容量等」に基づく設計とする。</p> <p>地震による影響に対しては、常設重大事故等対処設備は、地震により他設備</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>に悪影響を及ぼさないように、また、地震による火災源、溢水源とならないように、耐震設計を行うとともに、可搬型重大事故等対処設備及び設計基準事故時に使用するタンクローリ（以下「5.1 安全設備、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備」において「設計基準事故時に使用するタンクローリ」を「タンクローリ」という。）は、横滑りを含めて地震による荷重を考慮して機能を損なわない設計とすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。可搬型重大事故等対処設備及びタンクローリは、設置場所でのアウトリガの設置、輪留め等による固定又は固縛が可能な設計とする。</p> <p>地震に対する耐震設計については、「2.1 地震による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>地震起因以外の火災による影響に対しては、重大事故等対処設備は、火災発生防止、感知、消火による火災防護を行う。</p> <p>火災防護については「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>地震起因以外の溢水による影響に対しては、想定する重大事故等対処設備の破損等により生じる溢水により、他設備に悪影響を与えない設計とする。放水砲による建屋への放水により、屋外の設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>風（台風）及び竜巻による影響については、屋内の重大事故等対処設備は、風（台風）及び竜巻による風荷重に対し外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置又は保管することで、他設備に悪影響を及ぼさない設計とするとともに、屋外の重大事故等対処設備及びタンクローリについては、風（台風）及び竜巻による風荷重を考慮して浮き上がり又は横滑りを拘束することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。（「5.1.5 環境条件等」）</p> <p>内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器、高速回転機器の破損、ガス爆発及び重量機器の落下を考慮する。重大事故等対処設備としては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器、爆発性ガスを内包する機器、落下を考慮すべき重量機器はないが、高速回転機器については、飛散物とならない設計とする。</p> <p>5.1.4 容量等 (1) 常設重大事故等対処設備</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組み合わせにより達成する。</p> <p>「容量等」とは、必要となる機器のポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁放出流量及び発電機容量並びに計装設備の計測範囲及び作動信号の設定値とする。</p> <p>事故対応手段の系統設計において、常設重大事故等対処設備のうち異なる目的を持つ設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するものについては、設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準事故対処設備の容量等の仕様と同仕様の設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準事故対処設備の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備以外の系統及び機器を使用するものについては、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。</p> <p>(2) 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組み合わせにより達成する。</p> <p>「容量等」とは、必要となる機器のポンプ流量、タンク容量、発電機容量、蓄電容量及びポンベ容量、計装設備の計測範囲とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備の容量等は、系統の目的に応じて1セットで必要な容量等を有する設計とする。これを複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給す</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>る電源設備及び注水設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備を1基当たり2セット以上持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する可搬型直流電源設備、可搬型バッテリー及び可搬型ポンペ等は、1負荷当たり1セットに、発電所全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量等を確保する。但し、保守点検が目視点検等であり保守点検中でも使用可能なものについては、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップを考慮する。</p> <p>可搬型ホースについては、取水時にホース使用本数が最多となる設置場所を選定した上で、必要なホース本数を1基当たり2セットに加え、保守点検が目視点検であり保守点検中でも使用可能なことから、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップとし1本当たり最長のホースを1本以上持つ設計とする。</p> <p>5.1.5 環境条件等</p> <p>安全施設の設計条件については、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線、荷重、屋外の天候による影響、海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置(使用)・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度(環境温度、使用温度)、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁波による影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における環境圧力を踏まえた圧力、温度、機械的荷重に加えて、自然現象(地震、風(台風)、竜巻、積雪、火山の影響)による荷重を考慮する。地震以外の自然現象の組合せについては、</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>風（台風）、積雪及び火山による荷重の組合せを考慮する。地震を含む自然現象の組合せについては、「2.1 地震による損傷の防止」にて考慮する。</p> <p>これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて、「(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候等による影響並びに荷重」に示すように設備分類ごとに、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>(1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候等による影響並びに荷重</p> <p>安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候等による影響並びに荷重を考慮しても、安全機能を発揮できる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。</p> <p>中央制御室内、原子炉補助建屋内、燃料取扱建屋内及び代替緊急時対策所内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、横滑りを含めて地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、地震後においても機能及び性能を保持する設計とする。このうち、インターフェイスシステム LOCA 時、蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時又は使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。特に、使用済燃料ピット状態監視カメラ及び使用済燃料ピット周辺線量率（1号機設備、1,2号機共用）は、使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。操作は中央制御室、異なる区画（フロア）又は離れた場所から若しくは設置場所で可能な設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備及びタンクローリは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計又は設置</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>場所で可能な設計とするか、人が携行して使用可能な設計とする。また、横滑りも含めて地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山灰による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備及びタンクローリについては、地震後においても機能及び性能を保持する設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備及びタンクローリは、風（台風）及び竜巻による風荷重を考慮して、竜巻襲来のおそれがある場合に、浮き上がり又は横滑りを拘束することにより地震後の機能保持も含めて重大事故等及び設計基準事故に対処するための必要な機能を損なわない設計とする。車両型等の重大事故等対処設備等の地震時の横滑りを考慮して地震後の機能を保持するものは、その機能を損なわないよう、通常時は拘束せず固縛し、竜巻襲来のおそれがある場合には、たるみ巻取装置により固縛のたるみを巻き取ることで拘束する。</p> <p>積雪及び火山の影響を考慮して、必要により除雪及び除灰等の措置を講じる。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備は、重大事故等時において、万が一、使用中に機能を喪失した場合であっても、可搬型重大事故等対処設備によるバックアップが可能となるように位置的分散を考慮して可搬型重大事故等対処設備を複数保管する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の安全施設及び重大事故等対処設備は、設計基準事故等及び重大事故等時に想定される圧力、温度等の格納容器スプレイ水による影響を考慮して、その機能を発揮できる設計とする。</p> <p>安全施設及び重大事故等対処設備における主たる流路及びその流路に影響を与える範囲の健全性は、主たる流路とその主たる流路に影響を与える範囲を同一又は同等の規格で設計することにより、流路としての機能を維持する設計とする。</p> <p>(2) 海水を通水する系統への影響</p> <p>海水を通水する系統への影響に対して、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する安全施設及び重大事故等対処設備は、耐腐食性材料を使用する。但し、常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。</p> <p>また、使用時に海水を通水する又は淡水若しくは海水から選択可能な重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とする。また、宮山池又は海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>(3) 電磁波による影響</p> <p>電磁波による影響に対して、安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合、また、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</p> <p>(4) 周辺機器等からの悪影響</p> <p>安全施設は、地震、火災、溢水及びその他の自然現象並びに外部人為事象による他の設備からの悪影響により、発電用原子炉施設としての安全機能が損なわれないよう措置を講じた設計とする。</p> <p>また、重大事故等対処設備は、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、自然現象及び外部人為事象による波及的影響を考慮する。</p> <p>このうち、地震、火災、溢水以外の自然現象及び外部人為事象による波及的影響に起因する周辺機器等からの悪影響により、それぞれ重大事故等及び設計基準事故に対処するための必要な機能を損なうおそれがないように、常設重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置し、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対象設備と位置的分散を図るとともに、可搬型重大事故等対処設備及びタンクローリは、その機能に応じて、すべてを一つの保管場所に又は隣接した保管場所に保管することなく、一部は離れた位置の保管場所に分散配置する。また、保管場所内の資機材等は、竜巻による風荷重が作用する場合においても、重大事故等及び設計基準事故に対処するための必要な機能を損なわないように、浮き上がり又は横滑りにより飛散しない設計とする。位置的分散については「5.1.2 多重性、位置的分散等」に示す。</p> <p>地震の波及的影響よりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、「2.1 地震による損傷の防止」に基づく設計とする。可搬型重大事故等対処設備及びタンクローリは、地震の波及的影響により、それぞれ重大事故等及び設計基準事故に対処するための必要な機能を損なわないように、可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>対処設備と位置的分散を図り、可搬型重大事故等対処設備及びタンクローリは、その機能に応じて、すべてを一つの保管場所に又は隣接した保管場所に保管することなく、一部は離れた位置の保管場所に分散配置する。また、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、近傍の耐震 B,C クラス補機の耐震評価を実施し、油内包機器による地震随伴火災の有無や、地震随伴溢水の影響を考慮して保管するとともに、屋外の可搬型重大事故等対処設備及びタンクローリは、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の低下及び地下構造の崩壊等を受けない位置に保管する。</p> <p>溢水に対しては、重大事故等対処設備が溢水によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、想定される溢水水位よりも高所に設置し、可搬型重大事故等対処設備は、必要により想定される溢水水位よりも高所に保管する。</p> <p>火災防護については、「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>(5) 設置場所における放射線</p> <p>安全施設の設置場所は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故が発生した場合、また、重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定し、設置場所で操作可能な設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、放射線量が高くなるおそれがある場合、追加の遮蔽の設置により設置場所で操作可能な設計とするか、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）又は離れた場所から遠隔で、若しくは中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置、及び常設設備との接続に支障がないように、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定するが、放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により、当該設備の設置、及び常設設備との接続が可能な設計とする。</p> <p>(6) 冷却材の性状</p> <p>冷却材を内包する安全施設は、水質管理基準を定めて水質を管理することに</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>より異物の発生を防止する設計とする。</p> <p>安全施設及び重大事故等対処施設は、系統外部異物が流入する可能性のある系統に対しては、ストレーナ等を設置することにより、その機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p>5.1.6 操作性及び試験・検査性</p> <p>(1) 操作性の確保</p> <p>重大事故等対処設備は、手順書の整備、訓練・教育による実操作及び模擬操作を行うことで、想定される重大事故等が発生した場合においても、操作環境、操作準備及び操作内容を考慮して確実に操作でき、発電用原子炉設置変更許可申請書「十、発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」ハ. で考慮した要員数と想定時間内で、アクセスルートの確保を含め重大事故等に対処できる設計とする。これらの運用に係る体制、管理等については、保安規定に定める。安全施設及び重大事故等対処設備の操作性に対する設計上の考慮事項を以下に示す。</p> <p>操作環境として、重大事故等時の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とする。〔5.1.5 環境条件等〕操作するすべての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて常設の足場を設置するか、操作台を近傍に常設又は配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。</p> <p>操作準備として、一般的に用いられる工具又は取付金具を用いて、確実に作業ができる設計とする。専用工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備の運搬、設置が確実にできるように、人力又はホース展張回収車（1号機設備、1,2号機共用（以下同じ。））を2台以上、ユニック車（1号機設備、1,2号機共用（以下同じ。））を2台以上及びフォークリフト（1号機設備、1,2号機共用（以下同じ。））を2台以上用いた運搬又は車両による移動ができるとともに、設置場所でのアウトリガの設置、輪留め等による固定又は固縛ができる設計とする。</p> <p>操作内容として、現場操作については、現場の操作スイッチは、運転員の操作性及び人間工学的観点から考慮した設計とし、現場での操作が可能な設計とす</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>る。また、電源操作は、感電防止のため電源の露出部への近接防止を考慮した設計とし、操作に際しては手順通りの操作でなければ接続できない構造の設計としている。現場で操作を行う弁は、手動操作が可能な弁を設置する。現場での接続作業は、ボルト締めフランジ、コネクタ構造又はより簡便な接続規格等、接続規格を統一することにより、確実に接続ができる設計とする。ディスタンスピースはボルト締めフランジで取付ける構造とする等操作が確実にできる設計とする。また、重大事故等に対処するために急速な手動操作を必要とする機器、弁の操作は、要求時間内に達成できるように中央制御室設置の制御盤での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性及び人間工学的観点から考慮した設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備を含めて通常時に使用する系統から系統構成を変更する必要がある設備は、速やかに切替操作可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルは種別によって規格の統一を考慮したコネクタ又はより簡便な接続規格等を、配管は配管径や内部流体の圧力によって、高圧環境においてはフランジを、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続規格等を用いる設計とする。また、発電用原子炉施設が相互に使用することができるように1号機及び2号機とも同一規格又は同一形状とするとともに同一ポンプを接続する配管は同口径のフランジ接続とする等、複数の系統での規格の統一も考慮する。</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備は、ホース展張回収車を2台以上、ユニック車を2台以上及びフォークリフトを2台以上用いて運搬又は車両により移動するとともに、他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。</p> <p>屋内及び屋外において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>する。</p> <p>屋内及び屋外アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響及び森林火災を考慮し、外部人為事象に対して近隣の産業施設等の火災・爆発（飛来物含む。）、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙）、有毒ガス、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。</p> <p>アクセスルート及び火災防護に関する運用については、保安規定、火災防護計画に定める。</p> <p>屋外アクセスルートに対する、地震による影響（周辺構築物の倒壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊、道路面のすべり）、その他自然現象による影響（津波による漂着物、台風及び竜巻による飛来物、積雪、降灰）を想定し、複数のアクセスルートの中から、早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダ（1号機設備、1,2号機共用、1号機に保管（以下同じ。））を1台（予備1台）保管、使用する。また、地震による宮山池と屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する設計とする。</p> <p>津波の影響については、基準津波による遡上高さに対して、十分余裕を見た防護堤以上の高さにアクセスルートを確認する設計とする。アクセスルートの一部である防護堤は、想定される重大事故等が発生した場合において、津波の繰返し作用を想定し、津波による荷重及びその他の荷重並びに基準地震動S_s及びその他の荷重に対して、構造物及びその基礎の安定性を損なうおそれのない設計とすることにより、防護堤天端はアクセスルートとしての走行性や取水用車両等の設置場所としての機能を保持する設計とする。また、高潮に対して、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確認する設計とする。自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち近隣の産業施設等の火災・爆発（飛来物含む。）、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙）、有毒ガス、漂流船舶の衝突及び飛来物（航空機落下）に対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。落雷に対しては避雷設備が必要となる箇所に設定しない設計とする。</p> <p>屋外アクセスルートは、基準地震動に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊に対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行い通行性を確保する設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>アクセスルートの地盤については、基準地震動による地震力に対して、耐震裕度を有する地盤に設定することで通行性を確保する設計とする、又は、耐震裕度の低い地盤に設定する場合は、道路面のすべりによる崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する設計とする。不等沈下に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じる設計とする。更に、地下構造物の損壊が想定される箇所については、陥没対策を講じる設計とする。なお、想定を上回る段差が発生した場合は、複数のアクセスルートによる迂回や土嚢その他資機材による段差解消対策により対処する。</p> <p>屋内アクセスルートは、津波、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、降灰、生物学的事象、森林火災）及び外部人為事象（近隣産業施設等の火災・爆発、航空機墜落による火災、火災の二次的影響、有毒ガス、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下））に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。なお、屋内アクセスルートの設定に当たっては、地震随伴火災の有無や、地震随伴溢水の影響を考慮してルート選定を行うとともに、建屋内は迂回路を含む複数のルート選定が可能な配置設計とする。</p> <p>(2) 試験・検査等</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるよう、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮した配置、必要な空間等を備える設計、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする設計とするとともに非破壊検査が必要な設備については、試験装置を設置できる設計とする。</p> <p>これらの試験及び検査については、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査、溶接安全管理検査の法定検査及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」に定められた試験及び検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検、日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。</p> <p>重大事故等対処設備は機能・性能の確認において、所要の系統機能を確認す</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>る設備について、原則系統試験及び漏えい確認が可能な設計とする。系統試験においては、試験及び検査ができるテストラインなどの設備を設置又は必要に応じて準備する。また、悪影響防止の観点から他と区分する必要があるもの又は単体で機能・性能を確認するため個別に確認を実施するものは、特性及び機能・性能確認が可能な設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。但し、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りとしない設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、その健全性並びに多様性及び多重性を確認するため、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。</p> <p>運転中における安全保護系に準じる設備である、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）においては、重大事故等対処設備としての多重性を有さないため、実施中に機能自体の維持はできないが、原則として運転中に定期的に健全性を確認するための試験ができる設計とするとともに、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しない設計とする。</p> <p>代替電源設備及び可搬型のポンプを駆動するための電源は、系統の重要な部分として適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。</p> <p>構造・強度を確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則分解・開放（非破壊検査含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。</p>	<p>変更なし</p>
<p>5.2 材料及び構造等</p> <p>設計基準対象施設（圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン（発電用のものに限る。）、発電機、変圧器及び遮断器を除く。）並びに重大事故等対処設備に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、施設時において、各機器等のクラス区分に応じて以下のとおりとし、その際、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（JSME 設計・建設規格）等に従い設計する。</p>	<p>5.2 材料及び構造等</p> <p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>但し、重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 2 支持構造物の材料及び構造であって、以下によらない場合は、当該機器及び支持構造物が、その設計上要求される強度を確保できるよう JSME 設計・建設規格を参考に同等以上であることを確認する。また、重大事故等クラス 3 機器であって、完成品は、以下によらず、消防法に基づく技術上の規格等一般産業品の規格及び基準に適合していることを確認し、使用環境及び使用条件に対して、要求される強度を確保できる設計とする。</p> <p>重大事故等クラス 2 容器及び重大事故等クラス 2 管のうち主要な耐圧部の溶接部の耐圧試験は、母材と同等の方法、同じ試験圧力にて実施する。</p> <p>なお、各機器等のクラス区分の適用については、「主要設備リスト」による。</p> <p>5.2.1 材料について</p> <p>(1) 機械的強度及び化学的成分</p> <p>a. クラス 1 機器、クラス 1 支持構造物及び炉心支持構造物は、その使用される圧力、温度、水質、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分（使用中の応力その他の使用条件に対する適切な耐食性を含む。）を有する材料を使用する。</p> <p>b. クラス 2 機器、クラス 2 支持構造物、クラス 3 機器、クラス 4 管、重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 2 支持構造物は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>c. 原子炉格納容器は、その使用される圧力、温度、湿度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>d. 格納容器再循環サンプスクリーンは、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有する材料を使用する。</p> <p>e. 重大事故等クラス 3 機器は、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して日本産業規格等に適合した適切な機械的強度及び化学的成分を</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>有する材料を使用する。</p> <p>(2) 破壊じん性</p> <p>a. クラス 1 容器は、当該容器が使用される圧力、温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また、破壊じん性は、寸法、材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>原子炉容器については、原子炉容器の脆性破壊を防止するため、中性子照射脆化の影響を考慮した最低試験温度を確認し、適切な破壊じん性を維持できるよう、1 次冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>b. クラス 1 機器（クラス 1 容器を除く。）、クラス 1 支持構造物（クラス 1 管及びクラス 1 弁を支持するものを除く。）、クラス 2 機器、クラス 3 機器（工学的安全施設に属するものに限る。）、原子炉格納容器、炉心支持構造物及び重大事故等クラス 2 機器は、その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。また、破壊じん性は、寸法、材料又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>重大事故等クラス 2 機器のうち、原子炉容器については、重大事故等時における温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して損傷するおそれがない設計とする。</p> <p>c. 格納容器再循環サンプスクリーンは、その最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有する材料を使用する。</p> <p>(3) 非破壊試験</p> <p>クラス 1 機器、クラス 1 支持構造物（棒及びボルトに限る。）、クラス 2 機器（鋳造品に限る。）、炉心支持構造物及び重大事故等クラス 2 機器（鋳造品に限る。）に使用する材料は、非破壊試験により有害な欠陥がないことを確認する。</p> <p>5.2.2 構造及び強度について</p> <p>(1) 延性破断の防止</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>a. クラス 1 機器、クラス 2 機器、クラス 3 機器、原子炉格納容器、炉心支持構造物、重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 3 機器は、最高使用圧力、最高使用温度及び機械的荷重が負荷されている状態（以下「設計上定める条件」という。）において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>b. クラス 1 支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>c. クラス 1 支持構造物であって、クラス 1 容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス 1 容器の損壊を生じさせるおそれがあるものは、b.にかかわらず、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>d. クラス 1 容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス 1 管、クラス 1 弁、クラス 1 支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力が集中する構造上の不連続部等については、補強等により局部的な塑性変形に止まるよう設計する。</p> <p>e. クラス 1 容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス 1 管、クラス 1 支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じない設計とする。</p> <p>f. クラス 4 管は、設計上定める条件において、延性破断に至る塑性変形を生じない設計とする。</p> <p>g. クラス 1 容器（ボルトその他の固定用金具、オメガシールその他のシールを除く。）、クラス 1 支持構造物（クラス 1 容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス 1 容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）及び原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）は、試験状態において、全体的な塑性変形が生じない設計とする。また、応力</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>が集中する構造上の不連続部等については、補強等により局所的な塑性変形に止まるよう設計する。</p> <p>h. 格納容器再循環サンプスクリーンは、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ及び運転状態Ⅳ（異物付着による差圧を考慮）において、全体的な変形を弾性域に抑える設計とする。</p> <p>i. クラス 2 支持構造物であって、クラス 2 機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラス 2 機器に損壊を生じさせるおそれがあるものは、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、延性破断が生じないように設計する。</p> <p>j. 重大事故等クラス 2 支持構造物であって、重大事故等クラス 2 機器に溶接により取り付けられ、その損壊により重大事故等クラス 2 機器に損壊を生じさせるおそれがあるものにあつては、設計上定める条件において、延性破断が生じない設計とする。</p> <p>(2) 進行性変形による破壊の防止 クラス 1 容器（ボルトその他の固定用金具を除く。）、クラス 1 管、クラス 1 弁（弁箱に限る。）、クラス 1 支持構造物、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じない設計とする。</p> <p>(3) 疲労破壊の防止 a. クラス 1 容器、クラス 1 管、クラス 1 弁（弁箱に限る。）、クラス 1 支持構造物、クラス 2 管（伸縮継手を除く。）、原子炉格納容器（著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分に限る。）及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>b. クラス 2 機器、クラス 3 機器、原子炉格納容器及び重大事故等クラス 2 機器の伸縮継手は、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じない設計とする。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>c. 重大事故等クラス 2 管（伸縮継手を除く。）は、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じない設計とする。</p> <p>(4) 座屈による破壊の防止</p> <p>a. クラス 1 容器（胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。）、クラス 1 支持構造物及び炉心支持構造物は、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。</p> <p>b. クラス 1 容器（胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。）及びクラス 1 支持構造物（クラス 1 容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス 1 容器の損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）は、試験状態において、座屈が生じない設計とする。</p> <p>c. クラス 1 管、クラス 2 容器、クラス 2 管、クラス 3 機器、重大事故等クラス 2 容器、重大事故等クラス 2 管及び重大事故等クラス 2 支持構造物（重大事故等クラス 2 機器に溶接により取り付けられ、その損壊により重大事故等クラス 2 機器に損壊を生じさせるおそれがあるものに限る。）は、設計上定める条件において、座屈が生じない設計とする。</p> <p>d. 原子炉格納容器は、設計上定める条件並びに運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じない設計とする。</p> <p>e. クラス 2 支持構造物であって、クラス 2 機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラス 2 機器に損壊を生じさせるおそれがあるものは、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、座屈が生じないように設計する。</p> <p>(5) 破断前漏えいの配慮について</p> <p>構造及び強度については、破断前漏えい（LBB）概念を適用した荷重を適切に考慮した設計とする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>5.2.3 主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）について クラス 1 容器、クラス 1 管、クラス 2 容器、クラス 2 管、クラス 3 容器、クラス 3 管、クラス 4 管、原子炉格納容器及び重大事故等クラス 2 容器及び重大事故等クラス 2 管のうち主要な耐圧部の溶接部は、次のとおりとし、溶接事業者検査により適用基準及び適用規格に適合していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・不連続で特異な形状でない設計とする。 ・溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認する。 ・適切な強度を有する設計とする。 ・適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることを機械試験その他の評価方法によりあらかじめ確認する。 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>
<p>第 2 章 個別項目</p> <p>2. 1 次冷却材の循環設備</p> <p>2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とする。</p> <p>設計における衝撃荷重として、1 次冷却材喪失事故に伴うジェット反力等、安全弁等の開放に伴う荷重を考慮するとともに、反応度が炉心に投入されることにより 1 次冷却系の圧力が増加することに伴う荷重の増加（浸水燃料の破損に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力等に伴う荷重の増加を含む）を考慮した設計とする。</p> <p>なお、原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管とする。</p> <p>(1) 原子炉容器及びその附属物（本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等）</p> <p>(2) 1 次冷却系を構成する機器及び配管（1 次冷却材ポンプ、蒸気発生器の水室・管板・管、加圧器、1 次冷却系配管及び弁等のうち原子炉側からみて第 2 隔離弁を含むまでの範囲とする。）</p>	<p>第 2 章 個別項目</p> <p>2. 1 次冷却材の循環設備</p> <p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリは、以下に述べる事項を十分満足するように設計、材料選定を行う。</p> <p>通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力及び温度変化は、1次冷却設備、工学的安全施設、余熱除去設備、主蒸気・主給水設備、蒸気タービン及び蒸気タービン附属設備、計測制御系統施設の働きにより、許容される範囲内に制御できる設計とし、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においては、最高使用圧力の1.1倍以下となるように設計する。</p> <p>1次冷却材に触れる原子炉容器、蒸気発生器、加圧器、1次冷却材ポンプ、配管、弁等は、耐食性を考慮して、ステンレス鋼又はこれと同等以上の耐食性を有する材料を使用し、蒸気発生器の伝熱管には耐食性と機械的性質の点から特にニッケル・クロム・鉄合金を使用する。</p> <p>また、材料選定に加え、保安規定に基づき、水質管理を行うとともに1次冷却材温度及び圧力の制限範囲を定めて管理することにより、材料の健全性を維持する。</p> <p>2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管等が破損することによって原子炉冷却材が流出することを制限するため、配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切な隔離装置として隔離弁を設けた設計とする。</p> <p>なお、原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁の対象は、以下のとおりとする。</p> <p>(1) 通常時開及び設計基準事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみた第1弁及び第2弁を対象とする。</p> <p>(2) 通常時又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみた第1弁及び第2弁を対象とする。</p> <p>(3) 通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有するもののうち、(2)以外のものは、原子炉側からみた第1弁を対象とする。</p> <p>(4) 通常時閉及び1次冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も(1)に準ずる。</p> <p>(5) 上記において隔離弁とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。</p> <p>上記において、通常運転時閉、設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠</p>	<p>変更なし</p> <p>2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等</p> <p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記(3)に該当することから、原子炉側からみた第1弁を対象とする。</p> <p>2.3 1次冷却設備</p> <p>2.3.1 1次冷却設備の機能</p> <p>1次冷却材の循環設備である1次冷却設備は、3つの閉回路からなり、それぞれの回路には1次冷却材ポンプを有し、1次冷却材は発電用原子炉で加熱された後、蒸気発生器に入り、ここで2次冷却材と熱交換を行い再び発電用原子炉に還流する。</p> <p>3回路のうちの1回路には1次冷却材圧力を調整するための加圧器を設ける。</p> <p>1次冷却設備は工学的安全施設、余熱除去設備、主蒸気・主給水設備、蒸気タービン及び蒸気タービン附属設備、計測制御系統施設の関連設備とあいまって、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、炉心からの発生熱を除去できる設計とする。</p> <p>なお、1次冷却材ポンプは電源喪失の際にも、1次冷却材流量の急速な減少を防ぎ、熱除去能力が急速に失われるのを防止できる設計とする。</p> <p>加圧器には、スプレイ弁、逃がし弁、安全弁及びヒータを設け、通常運転時の1次冷却材圧力を設定値に保ち、正常な負荷変化に伴う1次冷却材の熱膨張及び収縮による圧力変化を許容範囲内に制限できる設計とする。</p> <p>2.3.2 加圧器安全弁及び逃がし弁の容量</p> <p>加圧器安全弁は、バネ式でベローズ平衡形安全弁を使用し、加圧器逃がしタンクからの背圧変動が安全弁の設定圧力に影響を与えない設計とする。加圧器安全弁の吹出し圧力は、1次冷却設備の最高使用圧力に設定し、容量はプラント負荷喪失時のサージ流量以上の値とすることにより、1次冷却系の圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に抑える設計とする。なお、加圧器安全弁の容量の算定において、安全弁以外の過圧防止効果を有する装置である、加圧器逃がし弁の容量は考慮しない。</p> <p>加圧器逃がし弁（容量 約95t/h/個）は、負荷減少時に1次冷却系の圧力を最高運転圧力以下に制限する設計とする。</p> <p>なお、加圧器安全弁及び逃がし弁の吹出しラインは、加圧器逃がしタンクに</p>	<p>2.3 1次冷却設備</p> <p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>接続する設計とする。</p> <p>2.3.3 1次冷却系統の減圧に係る設備</p> <p>(1) 系統構成</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、1次冷却系統の減圧のための設備、1次冷却系統の減圧と併せて炉心を冷却するための設備、蒸気発生器伝熱管破損発生時の1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するための設備、インターフェイスシステム LOCA 発生時の1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するための設備並びに炉心溶融時における高圧溶融物放出及び原子炉格納容器内雰囲気直接加熱を防止するための設備として重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）を設ける。</p> <p>1次冷却系統の減圧として、1次系冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。</p> <p>電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の1次冷却系統の減圧として、加圧器逃がし弁は、開操作することにより1次冷却系統を減圧できる設計とする。</p> <p>(2) 環境条件等</p> <p>想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、減圧用の弁である加圧器逃がし弁は、制御用空気が喪失した場合に使用する窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）の容量の設定も含めて、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。</p> <p>2.3.4 流路に係る設備</p> <p>1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器（炉心支持構造物を含む。）及び加圧器は、充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプによる重大事故等時の炉心注入時、B 充てん／高圧注入ポンプ、A 格納容器スプレイポンプ、常設電動注入ポンプ、可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプによる重大事故等時の代替炉心注入時並びに A 格納容器スプレイポンプ、B 余熱除去ポンプ、B 余熱除去ポンプ及び C 充てん／高圧注入ポンプによる重大事故等時の代替再循環運転時において、設計基準事故対処設備の一部を</p>	<p>変更なし</p>

変更前 ^(注)	変更後
<p>流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>炉心支持構造物にあっては、重大事故等時において、冷却材の流路としての炉心形状維持が十分確保できる強度を有する設計とする。</p>	<p>変更なし</p>
<p>10. 主要対象設備</p> <p>原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の対象となる主要な設備について、「表 1 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の主要設備リスト」に示す。</p> <p>本施設の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については、「表 2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト」に示す。</p>	<p>変更なし</p>

(注) 下線部について、記載の適正化を行う。

表2 原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。）の兼用設備リスト（設計基準対象施設及び重大事故等対処設備）

		変 更 前						変 更 後				
設備区分	機器区分	主たる機能の施設／設備区分	名 称	(注1) 設計基準対象施設		(注1) 重大事故等対処設備		名 称	(注1) 設計基準対象施設		(注1) 重大事故等対処設備	
				耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス		耐震重要度分類	機器クラス	設備分類	重大事故等機器クラス
一次冷却材の循環設備	—	原子炉本体 原子炉容器	原子炉容器	—	—	常設耐震／防止 常設／緩和	SAクラス2	原子炉容器	変更なし	—	—	変更なし

(注1) 表2に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「6 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格」に記載する「表1 原子炉本体の主要設備リスト 付表1」による。

(2) 適用基準及び適用規格

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉冷却系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については、以下の基準及び規格並びに、火災防護設備、浸水防護施設の「(2) 適用基準及び適用規格 第1章 共通項目」に示す。</p> <ul style="list-style-type: none">● 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 (JEAG4601・補-1984)● 原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1987)● 原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1991 追補版)● JSME S NC1-2001 発電用原子力設備規格 設計・建設規格● JSME S NC1-2005 発電用原子力設備規格 設計・建設規格● JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格● JSME S NB1-2007 発電用原子力設備規格 溶接規格● 【事例規格】 発電用原子力設備における応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮 (NC-CC-002) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格	<p>第1章 共通項目</p> <p>変更なし</p>

上記の他「耐震設計に係る工認審査ガイド」を参照する。

火災防護設備及び浸水防護施設の共通項目の適用基準及び適用規格に、本工事計画に適用する基準及び規格はない。

12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

12(1) ～ 12(5) について次に示す。

12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項目次

- 1 品質保証計画
- 2 適用範囲
- 3 定 義
- 4 品質マネジメントシステム
 - 4.1 品質マネジメントシステムに係る事項
 - 4.2 文書化に関する要求事項
 - 4.2.1 一 般
 - 4.2.2 品質マニュアル
 - 4.2.3 文書管理
 - 4.2.4 記録の管理
- 5 経営者の責任
 - 5.1 経営者の関与
 - 5.2 原子力安全の重視
 - 5.3 品質方針
 - 5.4 計 画
 - 5.4.1 品質目標
 - 5.4.2 品質マネジメントシステムの計画
 - 5.5 責任、権限及びコミュニケーション
 - 5.5.1 責任及び権限
 - 5.5.2 管理責任者
 - 5.5.3 プロセス責任者
 - 5.5.4 内部コミュニケーション
 - 5.6 マネジメントレビュー
 - 5.6.1 一 般
 - 5.6.2 マネジメントレビューへのインプット
 - 5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット
- 6 資源の管理監督
 - 6.1 資源の確保
 - 6.2 人的資源
 - 6.2.1 一 般
 - 6.2.2 力量、教育・訓練及び認識
 - 6.3 業務運営基盤

- 6.4 作業環境
- 7 業務に関する計画の策定及び業務の実施
 - 7.1 業務の計画
 - 7.2 業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス
 - 7.2.1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化
 - 7.2.2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー
 - 7.2.3 外部とのコミュニケーション
 - 7.3 設計・開発
 - 7.3.1 設計・開発の計画
 - 7.3.2 設計・開発へのインプット
 - 7.3.3 設計・開発からのアウトプット
 - 7.3.4 設計・開発のレビュー
 - 7.3.5 設計・開発の検証
 - 7.3.6 設計・開発の妥当性確認
 - 7.3.7 設計・開発の変更管理
 - 7.4 調 達
 - 7.4.1 調達プロセス
 - 7.4.2 調達要求事項
 - 7.4.3 調達製品の検証
 - 7.5 業務の実施
 - 7.5.1 業務の管理
 - 7.5.2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認
 - 7.5.3 識別及びトレーサビリティ
 - 7.5.4 組織外の所有物
 - 7.5.5 調達製品の保持
 - 7.6 監視機器及び測定機器の管理
- 8 監視測定、分析及び改善
 - 8.1 一 般
 - 8.2 監視及び測定
 - 8.2.1 外部の者からの意見
 - 8.2.2 内部監査
 - 8.2.3 プロセスの監視及び測定
 - 8.2.4 検査及び試験
 - 8.3 不適合管理

8.4 データの分析

8.5 改 善

8.5.1 継続的改善

8.5.2 是正処置

8.5.3 予防処置

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項

変更前	変更後
<p>1 品質保証計画</p> <p>当社は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」及び「同規則の解釈」（以下「品証規則」という。）に基づき、品質マネジメントシステム（安全文化を醸成するための活動を行う仕組みを含む。以下、「品質マネジメントシステム」という。）を構築し、「品質マニュアル（要則）」を定めている。本品質管理監督システムの計画（以下「品質保証計画」という。）は「品質マニュアル（要則）」に基づき定めたものである。</p> <p>2 適用範囲</p> <p>本「品質保証計画」は、川内原子力発電所第2号機の設計及び工事に係る保安活動（以下「保安活動」という。）に適用する。</p> <p>3 定義</p> <p>本「品質保証計画」における用語の定義は、以下を除き品証規則に従う。</p> <p>(1) 保安に関する組織：別図1「保安に関する組織」に定める組織全体をいう。</p> <p>(2) 原子力総括部門：別図1「保安に関する組織」に定める組織のうち原子力総括部長及びその所掌する組織をいう。</p> <p>(3) 安全・品質保証部門：別図1「保安に関する組織」に定める組織のうち安全・品質保証部長及びその所掌する組織をいう。</p> <p>(4) 原子力管理部門：別図1「保安に関する組織」に定める組織のうち原子力管理部長及びその所掌する組織をいう。</p> <p>(5) 原子力建設部門：別図1「保安に関する組織」に定める組織のうち原子力建設部長及びその所掌する組織をいう。</p> <p>(6) 原子力技術部門：別図1「保安に関する組織」に定める組織のうち原子力技術部長及びその所掌する組織をいう。</p> <p>(7) 廃止措置統括部門：別図1「保安に関する組織」に定める組織のうち廃止措置統括室長及びその所掌する組織をいう。</p> <p>(8) 原子力土木建築部門：別図1「保安に関する組織」に定める組織のうち原子力土木建築部長及びその所掌する組織をいう。</p> <p>(9) 資材調達部門：別図1「保安に関する組織」に定める組織のうち資材調達部長及びその所掌する組織をいう。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(10) 原子燃料部門：別図 1「保安に関する組織」に定める組織のうち原子燃料部長及びその所掌する組織をいう。</p> <p>(11) 監査部門：別図 1「保安に関する組織」に定める組織のうち原子力監査室長及びその所掌する組織をいう。</p> <p>(12) 本店組織：別図 1「保安に関する組織」に定める組織のうち原子力発電本部長並びに原子力総括部門、安全・品質保証部門、原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門、廃止措置統括部門、原子力土木建築部門、資材調達部門及び原子燃料部門をいう。</p> <p>(13) 発電所組織：別図 1「保安に関する組織」に定める組織のうち発電所の組織をいう。</p> <p>(14) 原子力部門：原子力発電本部長並びに原子力総括部門、安全・品質保証部門、原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門、廃止措置統括部門、原子力土木建築部門及び発電所組織をいう。</p> <p>(15) 原子力施設情報公開ライブラリー ：原子力施設の事故又は故障等の情報並びに信頼性に関する情報を共有し活用することにより、事故及び故障等の未然防止を図ることを目的として、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう。(以下「ニューシア」という。)</p> <p>(16) 原子炉施設 ：「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の別表第二の上欄に掲げる発電用原子炉施設をいう。</p> <p>4 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 品質マネジメントシステムに係る事項</p> <p>(1) 保安に関する組織は、本「品質保証計画」に従って、品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、維持する。また、その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。</p> <p>(2) 保安に関する組織は、次の事項を実施する。</p> <p>a. 品質マネジメントシステムに必要なプロセス（達成される結果を含む。）及びそれらの保安に関する組織への適用を別図 2「品質保証計画に係る規定文書体系図」に示す文書で明確にする。</p> <p>b. これらのプロセスの順序及び相互関係を別図 3「品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係」に明確にする。</p> <p>c. これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準及び方法を明確にする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>d. これらのプロセスの運用並びに監視及び測定を支援するために必要な資源及び情報を利用できる体制を確保する。</p> <p>e. これらのプロセスを監視し、適用可能な場合には測定し、分析する。</p> <p>f. これらのプロセスについて、計画どおりの結果を得るため、かつ、継続的改善を達成するために必要な処置をとる。</p> <p>g. これらのプロセス及び組織を品質マネジメントシステムと整合がとれたものにする。</p> <p>h. 社会科学及び行動科学の知見を踏まえて、品質マネジメントシステムの運用を促進する。</p> <p>(3) 保安に関する組織は、品質マネジメントシステムの運用において、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（以下「重要度分類指針」という。）に基づき「保守基準」及び「土木建築基準」に定める設備の品質重要度分類等に従い、品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。また、これに基づき資源の適切な配分を行う。</p> <p>(4) 保安に関する組織は、これらのプロセスを、本「品質保証計画」に従って管理する。</p> <p>(5) 保安に関する組織は、原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを決めた場合には、アウトソースするプロセスに対する管理の方式及び程度を「7.4 調達」に従って定め、これに基づきアウトソースしたプロセスに関して管理を確実にする。</p> <p>4.2 文書化に関する要求事項</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>品質マネジメントシステムの文書には、次の事項を含める。また、記録は適正^{*1}に作成する。</p> <p>(1) 文書化した、品質方針及び品質目標の表明</p> <p>(2) 「品質マニュアル（要則）」及び「品質マニュアル（基準）」</p> <p>(3) 別表 1「保安に関する記録」に示す、品証規則が要求する“文書化された手順”である文書及び記録</p> <p>(4) 保安に関する組織内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、保安に関する組織が必要と決定した記録を含む文書（規定文書、業務要領、各種手順書類、調達文書、法令等）</p> <p>これらの文書のうち、規定文書について文書名と担当箇所を別図 2「品質保証計画に係る規定文書体系図」に示すとともに、別表 2「品質マネジメントシステムの要求事項と規定文書との対応表」に品質マネジメントシステムの要求事項と規定文書の対応を示す。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>なお、別図 2「品質保証計画に係る規定文書体系図」以外の品質マネジメントシステムで必要とされる文書は、これらを遵守するために、「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」及び「原子力内部監査要則」で明確にする。</p> <p>※1：適正とは、不正行為がなされていないことをいう。</p> <p>4.2.2 品質マニュアル</p> <p>(1) 保安に関する組織は、品質マニュアルとして次を作成し、維持する。</p> <p>a. 品質マニュアル（要則） 本「品質保証計画」を含むものとして、社長が定める。</p> <p>b. 品質マニュアル（基準） 「品質マニュアル（要則）」に基づき、安全・品質保証部長が本店組織を対象に、原子力発電所長が発電所組織を対象にそれぞれ定める。</p> <p>(2) 品質マニュアルには、次の事項を含める。</p> <p>a. 品質マネジメントシステムの実施に係る組織に関する事項及び適用範囲</p> <p>b. 品質マネジメントシステムの計画、実施、評価、改善に関する事項</p> <p>c. 品質マネジメントシステムについて確立された規定文書又はそれらを参照できる情報</p> <p>d. 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係</p> <p>4.2.3 文書管理</p> <p>(1) 保安に関する組織は、品質規則に基づき作成される文書その他品質マネジメントシステムで必要とされる文書を遵守するために、「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」及び「原子力内部監査要則」に基づき、保安活動の重要度に応じて管理する。ただし、記録は文書の一つではあるが、「4.2.4 記録の管理」に規定する要求事項に従って管理する。</p> <p>(2) 次の活動に必要な管理を規定するために「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」及び「原子力内部監査要則」を作成する。</p> <p>a. 発行前に、適切かどうかの観点から文書をレビューし、承認する。</p> <p>b. 文書のレビューを行い、更新にあたっては承認する。</p> <p>c. 文書の変更の識別及び現在有効な版の識別を確実にする。</p> <p>d. 該当する文書の適切な版が、必要なときに、必要なところで利用できる体制を確保する。</p> <p>e. 文書は、読みやすく、容易に内容を把握することができる状態であることを確保する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>f. 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために保安に関する組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。</p> <p>g. 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 保安に関する組織は、「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」及び「原子力内部監査要則」に基づき、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理する。</p> <p>(2) 記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を規定するために「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」及び「原子力内部監査要則」を作成する。</p> <p>(3) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。</p> <p>5 経営者の責任</p> <p>5.1 経営者の関与</p> <p>社長は、品質マネジメントシステムの構築及び実施、並びにその有効性の継続的な改善に指導力及び責任を持って関与していることを、次の事項によって実証する。</p> <p>(1) 法令・規制要求事項を遵守することは当然のこととして、原子力の安全を確保することの重要性を保安に関する組織内に周知する。</p> <p>(2) 品質方針を設定する。</p> <p>(3) 品質目標が設定されることを確実にする。</p> <p>(4) マネジメントレビューを実施する。</p> <p>(5) 資源が利用できる体制を確保する。</p> <p>(6) 安全文化を醸成するための活動を促進する。</p> <p>5.2 原子力安全の重視</p> <p>原子力安全を最優先に位置付け、社長は、業務・原子炉施設に対する要求事項が決定され、満たされていることを確実にする（7.2.1 及び 8.2.1 参照）。</p> <p>5.3 品質方針</p> <p>社長は、品質方針を次の事項に適合させる。</p> <p>(1) 保安に関する組織の目的に対して適切である。</p> <p>(2) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対して、責任を持って関与することを含む。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(3) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。</p> <p>(4) 保安に関する組織全体に伝達され、理解される。</p> <p>(5) 適切性の持続のためにレビューされる。</p> <p>(6) 組織運営に関する方針と整合がとれている。</p> <p>5.4 計画</p> <p>5.4.1 品質目標</p> <p>(1) 社長は、保安に関する組織内のしかるべき部門及び階層で、業務・原子炉施設に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標（7.1(3) a 参照）が設定されていることを確実にする。</p> <p>(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合をとる。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>社長は、次の事項を確実にする。</p> <p>(1) 品質目標に加えて「4.1 品質マネジメントシステムに係る事項」に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。</p> <p>(2) 品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れている。</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>社長は、責任及び権限が以下のとおり定められ、保安に関する組織全体に周知されていることを確実にする。また、その他の保安に関し必要となる職務に関しては、組織・権限規程に従って行う。なお、保安に関する組織の要員は、自らの職務の範囲において、その保安活動の内容について説明する責任を有する。</p> <p>(1) 社長は、原子力安全を最優先とした保安活動を確実なものとするため、また、関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるために、発電所における保安活動に係る次の活動が行われることを確実にし、その活動を統括する。</p> <p>a. 関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の浸透を図るための活動（以下「コンプライアンス活動」という。）</p> <p>b. 安全文化の醸成に関する活動</p> <p>c. 品質マネジメントシステムの構築及び実施並びにその有効性の継続的な改善に関する活動</p> <p>また、保安活動に従事する要員は、(2)以降に示す役割に応じて、原子力安全を最優先とし、かつ、関係法令及び保安規定の遵守を確実にするための a、b 及び c の活動</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>に取組み、保安活動を確実に実施する。</p> <p>(2) 原子力発電本部長は、品質保証活動（独立した監査部門の業務を除く。）の実施に係る管理責任者として品質マネジメントシステムの具体的活動及び(4)から(9)、(13)から(25)が実施する発電所の保安に関する活動を統括する。また、(4)、(13)におけるコンプライアンス活動並びに本店組織及び発電所組織の安全文化醸成活動を統括する。</p> <p>(3) 原子力監査室長は、本店組織及び発電所組織から独立した監査に係る管理責任者として、品質マネジメントシステムにおける独立監査業務を統括する。また、監査部門におけるコンプライアンス活動及び安全文化醸成活動を統括するとともに、コンプライアンス活動及び安全文化醸成活動に係る監査業務を統括する。</p> <p>(4) 原子力総括部長は、原子力総括部門が実施する発電所の保安に関する活動を統括する。また、原子力総括部門、安全・品質保証部門、原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門及び廃止措置統括部門におけるコンプライアンス活動並びに原子力総括部門における安全文化醸成活動を統括する。</p> <p>(5) 安全・品質保証部長は、安全・品質保証部門が実施する発電所の保安に関する活動を統括する。また、安全・品質保証部門における安全文化醸成活動を統括するとともに、その他自然災害発生時等の体制の整備に関する業務を行う。</p> <p>(6) 原子力管理部長は、原子力管理部門が実施する発電所の保安に関する活動を統括する。また、原子力管理部門における安全文化醸成活動を統括するとともに、火山影響等、その他自然災害、火山活動のモニタリング等、重大事故等及び大規模損壊発生時の体制の整備に関する業務を行う。</p> <p>(7) 原子力建設部長は、原子力建設部門が実施する発電所の保安に関する活動を統括する。また、原子力建設部門における安全文化醸成活動を統括するとともに、その他自然災害発生時等の体制の整備に関する業務を行う。</p> <p>(8) 原子力技術部長は、原子力技術部門が実施する発電所の保安に関する活動を統括する。また、原子力技術部門における安全文化醸成活動を統括するとともに、火山活動のモニタリング等の体制の整備及び燃料の取替等に関する業務を行う。</p> <p>(9) 廃止措置統括室長は、廃止措置統括部門が実施する発電所の保安に関する活動を統括する。また、廃止措置統括部門における安全文化醸成活動を統括する。</p> <p>(10) 原子力土木建築部長は、原子力土木建築部門が実施する発電所の保安に関する活動を統括する。また、原子力土木建築部門におけるコンプライアンス活動及び安全文化醸成活動を統括するとともに、その他自然災害及び火山活動のモニタリング等の体制の整備に関する業務を行う。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(11) 資材調達部長は、資材調達部門が実施する調達先の評価・選定等に関する業務を統括する。また、資材調達部門におけるコンプライアンス活動及び安全文化醸成活動を統括する。</p> <p>(12) 原子燃料部長は、原子燃料部門が実施する調達先の評価・選定等に関する業務を統括する。また、原子燃料部門におけるコンプライアンス活動及び安全文化醸成活動を統括する。</p> <p>(13) 川内原子力発電所長（以下「所長」という。）は、発電所における保安に関する業務を統括する。また、発電所におけるコンプライアンス活動及び安全文化醸成活動を統括する。</p> <p>(14) 安全品質保証統括室長は、所長を補佐し、発電所における保安、品質保証活動の統括に関する業務を行う。</p> <p>(15) 安全品質保証統括室副室長は、安全品質保証統括室長を補佐する。</p> <p>(16) 総務課長は、調達先の評価・選定等に関する業務を行う。</p> <p>(17) 防災課長は、火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害、重大事故等及び大規模損壊発生時の体制の整備、原子力防災等に関する業務を行う。</p> <p>(18) 防護管理課長は、出入管理に関する業務を行う。</p> <p>(19) 技術課長は、発電所の技術関係事項の総括及び燃料管理に関する業務を行う。</p> <p>(20) 安全管理課長は、放射線管理、放射性廃棄物管理及び化学管理に関する業務を行う。</p> <p>(21) 発電課長は、原子炉施設の運転管理に関する業務を行う。</p> <p>(22) 発電課当直課長は、原子炉施設の運転管理に関する当直業務を行う。</p> <p>(23) 保修課長は、原子炉施設（土木建築設備を除く。）の保修及び燃料の取扱いに関する業務を行う。</p> <p>(24) 土木建築課長は、原子炉施設のうち、土木建築設備の保修に関する業務を行う。</p> <p>(25) 原子力訓練センター所長は、保安教育の統括に関する業務を行う。</p> <p>(26) (14)、(16) から(25)に定める安全品質保証統括室長、課長及び原子力訓練センター所長（以下「各課長」という。）は、所掌業務に基づき非常時の措置、保安教育並びに記録及び報告を行う。</p> <p>(27) 各課長は、課員等を指示、指導し、所管する業務を遂行する。また、各課員等は各課長の指示、指導に従い業務を実施する。</p> <p>(28) 発電用原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ、最優先に行うことを任務とし、職務を「発電用原子炉主任技術者の保安監督に関する基準」に従い、十全に遂行する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>発電用原子炉主任技術者、電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者は、相互の職務について情報共有を行い、意思疎通を図る。</p> <p>また、原子炉施設の運転に従事する者は、発電用原子炉主任技術者がその保安のためにする指示に従う。</p> <p>(29) 電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者は、原子力発電工作物^{※2}の工事、維持及び運用に関する保安の監督を誠実にを行うことを任務とし、職務を「ボイラー・タービン及び電気主任技術者の保安監督に関する基準」に従い、十全に遂行する。</p> <p>発電用原子炉主任技術者、電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者は、相互の職務について情報共有を行い、意思疎通を図る。</p> <p>※2：原子力発電工作物とは、電気事業法第38条に定める事業用電気工作物のうち、電気事業法第106条に定める原子力を原動力とする発電用の電気工作物をいう。</p> <p>5.5.2 管理責任者</p> <p>(1) 社長は、原子力発電本部長を本店組織及び発電所組織の管理責任者、原子力監査室長を監査部門の管理責任者として任命する。</p> <p>(2) 管理責任者は、与えられている他の責任とかかわりなく、次に示す責任及び権限をもつ。</p> <p>a. 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。</p> <p>b. 品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について、社長に報告する。</p> <p>c. 所管している組織全体にわたって、関係法令の遵守及び原子力安全についての認識を高めることを確実にする。</p> <p>5.5.3 プロセス責任者</p> <p>社長は、プロセス責任者に対し、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。</p> <p>(1) プロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。</p> <p>(2) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設に対する要求事項についての認識を高める。</p> <p>(3) 成果を含む実施状況について評価する（5.4.1及び8.2.3参照）。</p> <p>(4) 安全文化を醸成するための活動を促進する。</p> <p>5.5.4 内部コミュニケーション</p> <p>社長は、次の委員会の設置を含め、保安に関する組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立され、品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>(1) 原子力発電安全委員会 (2) 川内原子力発電所安全運営委員会 (3) 原子力品質保証委員会 (4) 川内原子力発電所品質保証委員会</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 社長は、保安に関する組織の品質マネジメントシステムが、引き続き、適切、妥当かつ有効であることを確実にするために、「マネジメントレビュー管理基準」及び「原子力内部監査要則」に基づき、年1回以上品質マネジメントシステムをレビューする。</p> <p>(2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。</p> <p>(3) マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する(4.2.4参照)。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューへのインプット</p> <p>マネジメントレビューへのインプットには、次の情報を含める。</p> <p>(1) 監査の結果 (2) 外部の者からの意見 (3) プロセスの成果を含む実施状況(品質目標の達成状況を含む。)並びに検査及び試験の結果 (4) 予防処置及び是正処置の状況 (5) 安全文化を醸成するための活動の実施状況 (6) 関係法令の遵守状況 (7) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ (8) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更 (9) 改善のための提案</p> <p>5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット</p> <p>マネジメントレビューからのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。</p> <p>(1) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善 (2) 業務の計画及び実施にかかわる保安活動の改善 (3) 品質マネジメントシステムの妥当性及び有効性を継続的に改善するために必要な資源</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>6 資源の管理監督</p> <p>6.1 資源の確保 保安に関する組織は、原子力安全に必要な資源を明確にし、確保する。</p> <p>6.2 人的資源</p> <p>6.2.1 一般 保安に関する組織は、原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員には、適切な教育、訓練、技能及び経験を判断の根拠として力量を有する者を充てる。</p> <p>6.2.2 力量、教育・訓練及び認識 保安に関する組織は、次の事項を「教育訓練基準」及び「原子力内部監査要則」に基づき実施する。</p> <p>(1) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。</p> <p>(2) 該当する場合には（必要な力量が不足している場合には）、その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか、又は他の処置をとる。</p> <p>(3) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。</p> <p>(4) 保安に関する組織の要員が、自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し、品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。</p> <p>(5) 教育、訓練、技能及び経験について適切な記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>6.3 業務運営基盤 保安に関する組織は、原子力安全の達成のために必要な業務運営基盤を「7.1 業務の計画」で明確にする。なお、業務運営基盤は、利用できるよう維持する。</p> <p>6.4 作業環境 発電所組織は、原子力安全の達成のために必要な作業環境を「放射線管理基準」、「保守基準」、「土木建築基準」及び「火災防護計画（基準）」に明確にし、管理監督する。</p> <p>7 業務に関する計画の策定及び業務の実施</p> <p>7.1 業務の計画</p> <p>(1) 保安に関する組織は、業務の計画（規定文書に基づき作成される各種手順書類を含む。）として保安活動に関する業務に必要なプロセスの計画を策定し、確立する。</p> <p>(2) 業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項との整合性を確保する(4.1 参照)。</p> <p>(3) 保安に関する組織は、業務の計画に当たって、次の各事項について適切に明確化する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>a. 業務・原子炉施設に対する品質目標及び要求事項</p> <p>b. 業務・原子炉施設に特有な、プロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性</p> <p>c. その業務・原子炉施設のための検証、妥当性確認、監視、測定、検査及び試験活動、並びにこれらの合否判定基準</p> <p>d. 業務・原子炉施設のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4.2.4 参照）</p> <p>(4) 業務の計画のアウトプットは、保安に関する組織の運営方法に適した形式にする。</p> <p>7.2 業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化</p> <p>保安に関する組織は、次の事項を明確にする。</p> <p>(1) 業務・原子炉施設に適用される法令・規制要求事項</p> <p>(2) 明示されていないが、業務・原子炉施設に不可欠な要求事項</p> <p>(3) 保安に関する組織が必要と判断する追加要求事項すべて</p> <p>7.2.2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー</p> <p>(1) 保安に関する組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。</p> <p>(2) レビューでは、次の事項を確実にする。</p> <p>a. 業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。</p> <p>b. 業務・原子炉施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。</p> <p>c. 保安に関する組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。</p> <p>(3) このレビューの結果の記録、及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(4) 業務・原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、保安に関する組織は、関連する文書を修正する。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にする。</p> <p>7.2.3 外部とのコミュニケーション</p> <p>保安に関する組織は、原子力安全に関して外部とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を明確にし、実施する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>7.3 設計・開発</p> <p>7.3.1 設計・開発の計画</p> <p>(1) 原子力部門は、原子炉施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。</p> <p>(2) 原子力部門は、設計・開発の計画において、次の事項を明確にする。</p> <p>a. 設計・開発の段階</p> <p>b. 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認</p> <p>c. 設計・開発に関する責任（保安活動の内容について説明する責任を含む。）及び権限</p> <p>(3) 原子力部門は、効果的なコミュニケーション並びに責任及び権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関するグループ間の連絡を管理監督する。</p> <p>(4) 設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に更新する。</p> <p>7.3.2 設計・開発へのインプット</p> <p>(1) 原子炉施設の要求事項に関連するインプットを明確にするとともに、記録を作成し、これを管理する(4.2.4 参照)。インプットには、次の事項を含める。</p> <p>a. 機能又は性能に関する要求事項</p> <p>b. 適用される法令・規制要求事項</p> <p>c. 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報</p> <p>d. 設計・開発に不可欠なその他の要求事項</p> <p>(2) 原子炉施設の要求事項に関連するインプットについては、その適切性をレビューし、承認する。</p> <p>7.3.3 設計・開発からのアウトプット</p> <p>(1) 設計・開発のアウトプットは、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式により保有する。また、リリースの前に、承認を受ける。</p> <p>(2) 設計・開発からのアウトプットは、次の状態とする。</p> <p>a. 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。</p> <p>b. 調達、業務の実施（原子炉施設の使用を含む。）に対して適切な情報を提供する。</p> <p>c. 関係する検査及び試験の合否判定基準を含む。</p> <p>d. 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子炉施設の特性を明確にする。</p> <p>7.3.4 設計・開発のレビュー</p> <p>(1) 設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに(7.3.1 参照)体系的なレビューを行う。</p> <p>a. 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>b. 問題がある場合は識別し、必要な処置を提案する。</p> <p>(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。このレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>7.3.5 設計・開発の検証</p> <p>(1) 設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに（7.3.1 参照）検証を実施する。なお、計画に従ってプロセスを次の段階に進む場合には、要求事項に対する適合性の確認をしなければならない。この検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(2) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。</p> <p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <p>(1) 結果として得られる原子炉施設が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法（7.3.1 参照）に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。</p> <p>(2) 実行可能な場合にはいつでも、原子炉施設の使用前に、妥当性確認を完了する。ただし、原子炉施設の設置の後でなければ妥当性確認を行うことができない場合は、原子炉施設の使用を開始する前に、妥当性確認を行う。</p> <p>(3) 妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>7.3.7 設計・開発の変更管理</p> <p>(1) 設計・開発の変更を行った場合は変更内容を識別するとともに、記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(2) 変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。</p> <p>(3) 設計・開発の変更のレビューには、その変更が、当該の原子炉施設を構成する要素及び関連する原子炉施設に及ぼす影響の評価（当該原子炉施設を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。）を含める。</p> <p>(4) 変更のレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>7.4 調 達</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 保安に関する組織は、規定された調達要求事項に、調達製品が適合することを確実にする。</p> <p>(2) 供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は、調達製品が原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。</p> <p>(3) 保安に関する組織は、供給者が保安に関する組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。選定、評価及び再評価の判定基準を定める。</p> <p>(4) 評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(5) 保安に関する組織は、調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法及びそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な措置に関する方法を定める。</p> <p>7.4.2 調達要求事項</p> <p>(1) 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし、次の事項のうち該当するものを含める。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 製品、業務の手順及びプロセス並びに設備の承認に関する要求事項 b. 要員の適格性確認に関する要求事項 c. 品質マネジメントシステムに関する要求事項 d. 不適合の報告及び処理に関する要求事項 e. 安全文化を醸成するための活動に関する必要な要求事項 f. その他必要な事項 <p>(2) 保安に関する組織は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項の妥当性を確認する。</p> <p>(3) 保安に関する組織は、調達製品を受領する場合には、調達製品の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p> <p>7.4.3 調達製品の検証</p> <p>(1) 保安に関する組織は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて、実施する。</p> <p>(2) 保安に関する組織が、供給者先で検証を実施することにした場合には、保安に関する組織は、その検証の要領及び調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中で明確にす</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>る。</p> <p>7.5 業務の実施</p> <p>7.5.1 業務の管理</p> <p>保安に関する組織は、業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含める。</p> <p>(1) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。</p> <p>(2) 必要に応じて、作業手順が利用できる。</p> <p>(3) 適切な設備を使用している。</p> <p>(4) 監視機器及び測定機器が利用できる体制にあり、かつ使用している。</p> <p>(5) 監視及び測定が実施されている。</p> <p>(6) 業務のリリースが実施されている。</p> <p>7.5.2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 保安に関する組織は、業務の実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で、その結果、業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。</p> <p>(3) 保安に関する組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。</p> <p>a. プロセスのレビュー及び承認のための明確な判定基準</p> <p>b. 設備の承認及び要員の適格性確認</p> <p>c. 所定の方法及び手順の適用</p> <p>d. 記録に関する要求事項（4.2.4 参照）</p> <p>e. 妥当性の再確認</p> <p>7.5.3 識別及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 保安に関する組織は、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務・原子炉施設を識別する。</p> <p>(2) トレーサビリティが要求事項となっている場合には、保安に関する組織は、業務・原子炉施設を識別するとともに、記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>7.5.4 組織外の所有物</p> <p>発電所組織は、組織外の所有物について、それが発電所組織の管理下にある間、注意を払い、必要に応じて記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p>	<p>変更なし</p>

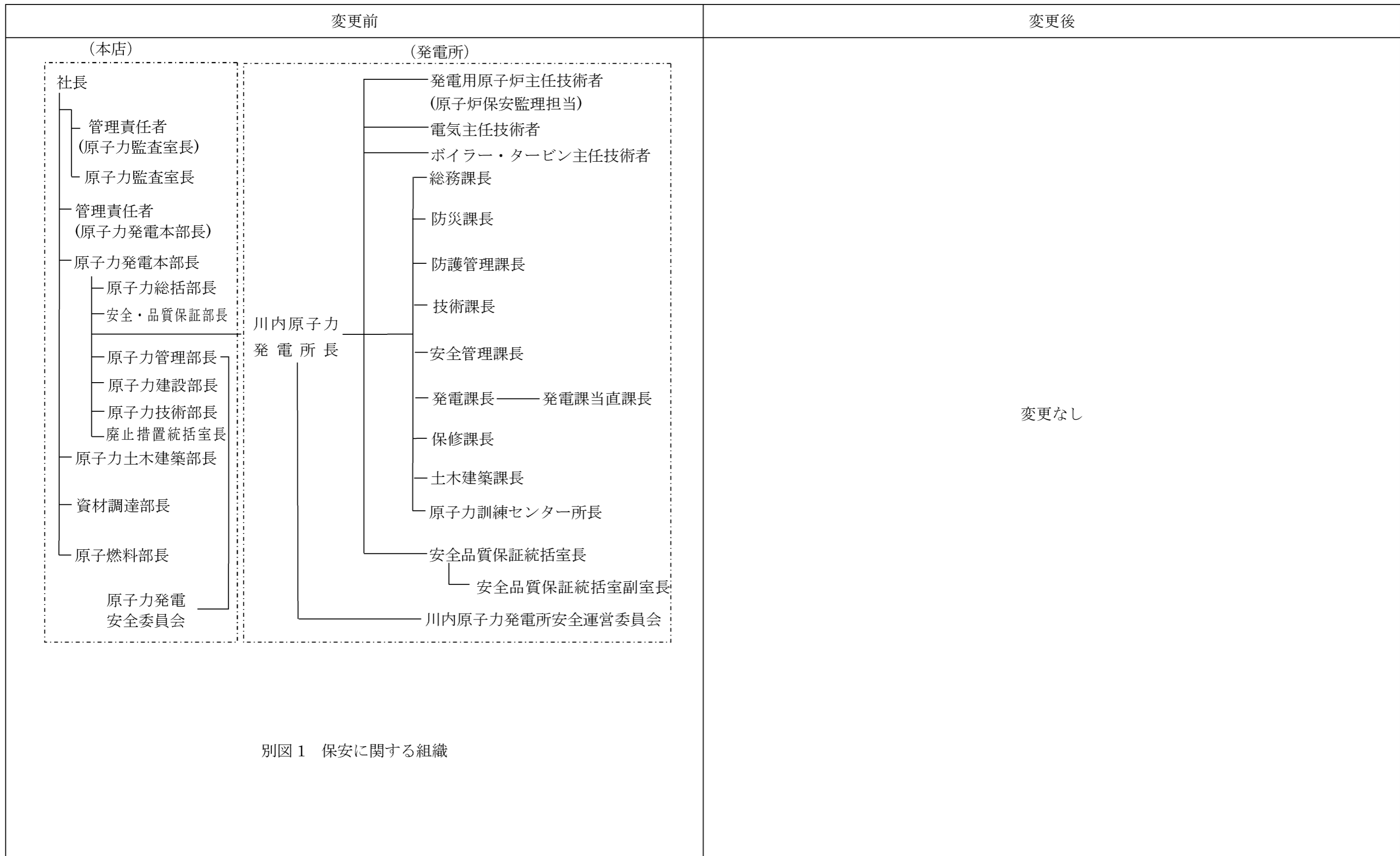
変更前	変更後
<p>7.5.5 調達製品の保持</p> <p>発電所組織は、調達製品の検証後、受入から据付（使用）までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品を保持（識別、取扱い、包装、保管及び保護を含む。）する。</p> <p>7.6 監視機器及び測定機器の管理</p> <p>(1) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性を実証するために、発電所組織は、実施すべき監視及び測定を明確にする。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。</p> <p>(2) 発電所組織は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立する。</p> <p>(3) 監視及び測定の結果の妥当性を確保するために必要な場合には、監視機器及び測定機器に関し、次の事項を満たす。</p> <p>a. 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証、又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する（4.2.4 参照）。</p> <p>b. 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。</p> <p>c. 校正の状態を明確にするために識別を行う。</p> <p>d. 監視及び測定の結果が無効になるような操作ができないようにする。</p> <p>e. 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。</p> <p>さらに、監視機器及び測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、発電所組織は、その監視機器及び測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する（4.2.4 参照）。発電所組織は、その機器、及び影響を受けた業務・原子炉施設すべてに対して、適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(4) 規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。また、必要に応じて再確認する。</p> <p>8 監視測定、分析及び改善</p> <p>8.1 一般</p> <p>(1) 保安に関する組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析及び改善のプロセスを計画し、実施する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>a. 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性を実証する。</p> <p>b. 品質マネジメントシステムの適合性を確保する。</p> <p>c. 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。</p> <p>(2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、及びその使用の程度を決定することを含める。</p> <p>8.2 監視及び測定</p> <p>8.2.1 外部の者からの意見</p> <p>保安に関する組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を把握する。この情報の入手及び使用の方法を「評価改善活動管理基準」及び「原子力内部監査要則」に定める。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 監査部門は、客観的な評価を行う組織として、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために、あらかじめ定められた間隔で内部監査を実施する。</p> <p>a. 品質マネジメントシステムが、業務の計画（7.1 参照）に適合しているか、品証規則の要求事項に適合しているか、及び保安に関する組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。</p> <p>b. 品質マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。</p> <p>(2) 監査部門は、内部監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性、並びにこれまでの内部監査結果を考慮して、内部監査プログラムを策定する。内部監査の判定基準、範囲、頻度及び方法を規定する。内部監査員の選定及び内部監査の実施においては、内部監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。内部監査員は、自らの業務を監査しない。</p> <p>(3) 内部監査の計画及び実施、記録の作成及び内部監査結果の報告に関する責任及び権限、並びに要求事項を「原子力内部監査要則」に規定する。</p> <p>(4) 内部監査及びその結果の記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(5) 内部監査された領域に責任をもつ管理者は、検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには、とられた処置の検証及び検証結果の報告を含める（8.5.2 参照）。</p> <p>8.2.3 プロセスの監視及び測定</p> <p>(1) 保安に関する組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視、及び適用可能な</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>場合に行う測定には、適切な方法を適用する。</p> <p>(2) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。</p> <p>(3) 計画どおりの結果が達成できない場合には、適切に、修正及び是正処置をとる。</p> <p>8.2.4 検査及び試験</p> <p>(1) 原子力部門は、原子炉施設の要求事項が満たされていることを検証するために、「試験・検査基準」に基づき、原子炉施設を検査及び試験する。検査及び試験は、業務の計画(7.1 参照)に従って、適切な段階で実施する。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠となる記録を作成し、これを管理する (4.2.4 参照)。</p> <p>(2) 業務・原子炉施設の重要度に応じて、検査及び試験要員の独立の程度を定める。</p> <p>(3) リリース (次工程への引渡し) を正式に許可した人を、記録し、これを管理する (4.2.4 参照)。</p> <p>(4) 業務の計画 (7.1 参照) で決めた検査及び試験が完了するまでは、当該原子炉施設を据え付けたり、運転したりしない。</p> <p>8.3 不適合管理</p> <p>(1) 保安に関する組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。</p> <p>(2) 不適合の処理に関する管理及びそれに関連する責任及び権限を規定するために「不適合管理基準」及び「原子力内部監査要則」を作成する。</p> <p>(3) 該当する場合には、保安に関する組織は、次の一つ又はそれ以上の方法で、不適合を処理する。</p> <p>a. 検出された不適合を除去するための処置をとる。</p> <p>b. 当該の権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、又は合格と判定することを正式に許可する。</p> <p>c. 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。</p> <p>d. 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。</p> <p>(4) 不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合を実証するための再検証を行う。</p> <p>(5) 不適合の性質の記録、及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を作成し、これを管理する (4.2.4 参照)。</p> <p>8.4 データの分析</p> <p>(1) 保安に関する組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、ま</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>た、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。</p> <p>(2) データの分析によって、次の事項に関連する情報を提供する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 外部の者からの意見 (8.2.1 参照) b. 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性 (8.2.3 及び 8.2.4 参照) c. 予防処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子炉施設の、特性及び傾向 (8.2.3 及び 8.2.4 参照) d. 供給者の能力 (7.4 参照) <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的改善</p> <p>保安に関する組織は、品質方針、品質目標、内部監査結果、データの分析、是正処置、予防処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの妥当性及び有効性を継続的に改善するために変更が必要な事項を明確にする。</p> <p>8.5.2 是正処置</p> <p>(1) 保安に関する組織は、再発防止のため、不適合の原因を除去する処置（発生した根本的な原因を究明するために行う分析（以下「根本原因分析」という。）を含む。）をとる。</p> <p>(2) 是正処置は、検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。</p> <p>(3) 次の事項に関する要求事項を規定するために「不適合管理基準」及び「原子力内部監査要則」を作成する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 不適合のレビュー b. 不適合の原因の特定 c. 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価 d. 必要な是正処置（文書の更新を含む。）の明確化及び実施 e. とった是正処置の結果の記録 (4.2.4 参照) f. とった是正処置の有効性のレビュー <p>また、根本原因分析に関する要求事項を規定するために「根本原因分析実施基準」を作成する。</p> <p>8.5.3 予防処置</p> <p>(1) 保安に関する組織は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見（良好事例を含む。）及び他の施設から得られた知見（ニューシア登録情報を含む。）の活用を含め、その原因を除去する処置を決める。この活</p>	<p>変更なし</p>

変更前	変更後
<p>用には、保安活動の実施によって得られた知見を他の原子炉設置者と共有することも含む。</p> <p>(2) 予防処置は、起こり得る問題の影響に応じたものとする。</p> <p>(3) 次の事項に関する要求事項を規定するために「予防処置基準」及び「原子力内部監査要則」を作成する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 起こり得る不適合及びその原因の特定 b. 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価 c. 必要な予防処置の明確化及び実施 d. とった予防処置の結果の記録（4.2.4 参照） e. とった予防処置の有効性のレビュー <p>また、根本原因分析に関する要求事項を規定するために「根本原因分析実施基準」を作成する。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>



別図1 保安に関する組織

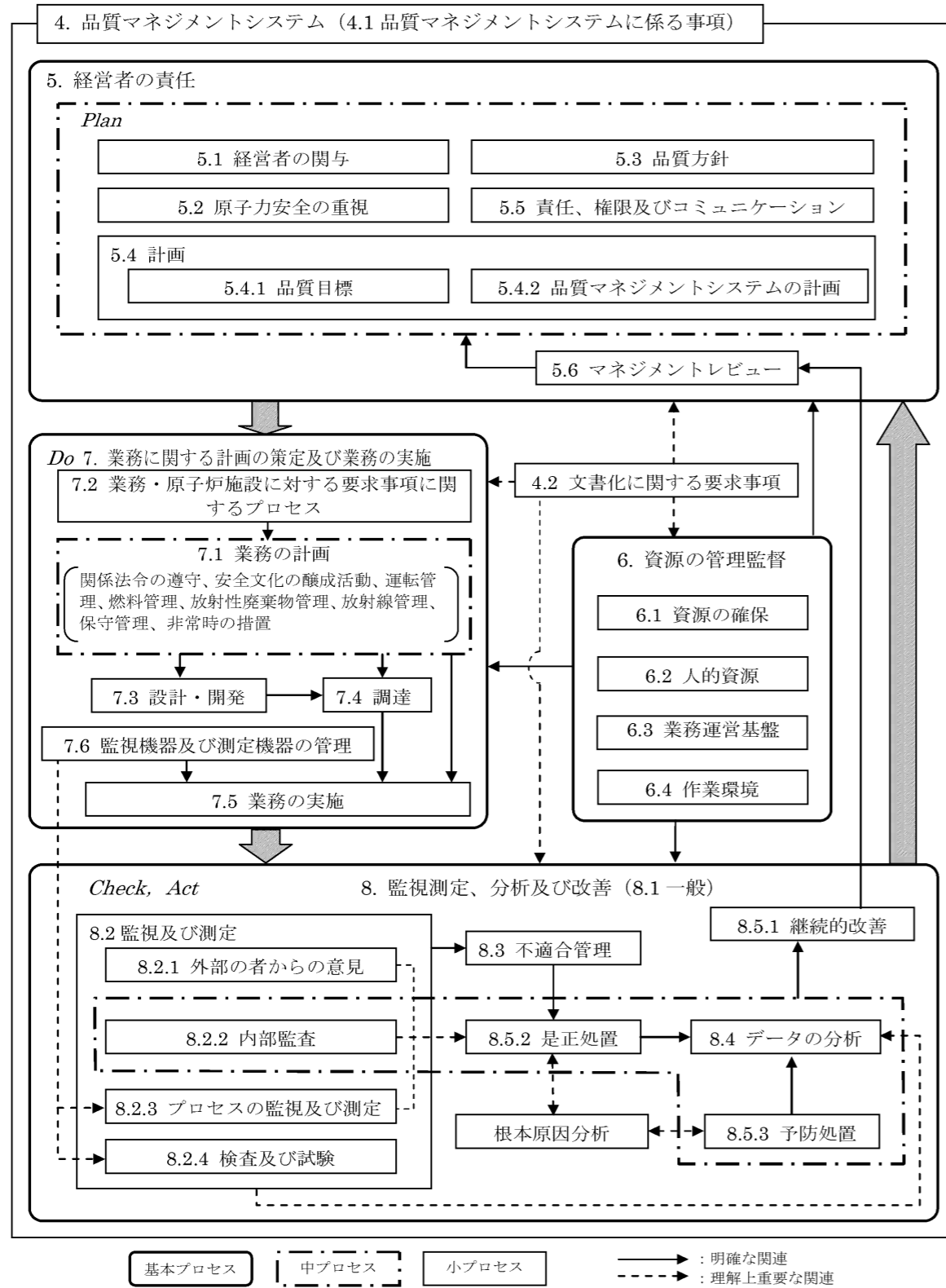
変更前

変更後



変更前

変更後



変更なし

別図3 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係

変更前			変更後
別表1 保安に関する記録			
記録	記録すべき場合	保存期間	
1. 文書化した、品質方針及び品質目標の表明	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間	
2. 品質マニュアル (1) 品質マニュアル (要則) (2) 品質マニュアル (基準)	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間	
3. 品証規則の要求事項に基づき作成する“文書化された手順”である次の文書 (1) 保安活動に関する文書及び記録の管理基準 (2) 原子力内部監査要則 (3) 不適合管理基準 (4) 予防処置基準 (5) 根本原因分析実施基準	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間	
4. 組織内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、組織が必要と決定した次の文書 (1) マネジメントレビュー管理基準 (2) 発電用原子炉主任技術者の保安監督に関する基準 (3) 保安活動に関する関係法令等遵守活動基準 (4) 原子力安全文化醸成活動管理基準 (5) 教育訓練基準 (6) 設計・調達管理基準 (7) 試験・検査基準 (8) 異常時通報連絡処置基準 (9) 非常事態対策基準 (10) 安全委員会運営基準 (11) 安全運営委員会運営基準 (12) 評価改善活動管理基準 (13) 品質保証委員会運営基準 (14) 技術基準 (15) 運転基準 (16) 燃料管理基準 (17) 放射線管理基準 (18) 化学管理基準 (19) 保修基準 (20) 土木建築基準 (21) 停止時保安管理基準 (22) 防護基準 (23) 火災防護計画 (基準) (24) 保守管理基準 (25) 原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価実施基準 (26) 燃料技術基準 (27) ボイラー・タービン及び電気主任技術者の保安監督に関する基準 (28) 溶接安全管理検査基準	変更の都度	変更後 5 年が経過するまでの期間	変更なし

変更前			変更後
別表1 (続き)			
記録	記録すべき場合	保存期間	
(29) 定期事業者検査実施基準 (30) カルデラ火山モニタリング対応基準 (31) カルデラ火山モニタリングに伴う原子炉停止対応基準 (32) カルデラ火山モニタリングに伴う燃料体等の搬出等対応基準 (33) 原子力発電所土木建築設備保守基準	変更の都度	変更後5年が経過するまでの期間	
5. 品証規則の要求事項に基づき作成する次の記録 (1) マネジメントレビューの結果の記録 (2) 教育・訓練、技能及び経験について適切な記録 (3) 業務・原子炉施設のプロセス及びその結果が、要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録 (4) 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューの結果の記録、及びそのレビューを受けてとられた処置の記録 (5) 原子炉施設の要求事項に関連する設計・開発へのインプットの記録 (6) 設計・開発のレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録 (7) 設計・開発の検証の結果の記録、及び必要な処置があればその記録 (8) 設計・開発の妥当性確認の結果の記録、及び必要な処置があればその記録 (9) 設計・開発の変更の記録 (10) 設計・開発の変更のレビューの結果の記録、及び必要な処置があればその記録 (11) 供給者の評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録 (12) プロセスの妥当性確認で組織が記録を必要とした活動の記録 (13) 業務・原子炉施設に関するトレーサビリティの記録 (14) 組織外の所有物に関して、組織が必要と判断した場合の記録 (15) 校正又は検証に用いた基準の記録 (16) 監視機器及び測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の、過去の測定結果の妥当性評価の記録 (17) 校正及び検証の結果の記録 (18) 内部監査の結果の記録 (19) 検査及び試験の合否判定基準への適合の記録 (20) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人の記録 (21) 不適合の性質及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録 (22) 是正処置の結果の記録 (23) 予防処置の結果の記録	作成の都度	5年	変更なし

変更前

変更後

別表2 品質マネジメントシステムの要求事項と規定文書との対応表

要求事項	文書名	
	1次文書	2次文書
4.1 品質マネジメントシステムに係る事項	—	—
4.2.1 一般	保安活動に関する文書及び記録の管理基準	—
4.2.2 品質マニュアル	—	—
4.2.3 文書管理	保安活動に関する文書及び記録の管理基準	—
4.2.4 記録の管理	保安活動に関する文書及び記録の管理基準	—
5.1 経営者の関与	—	—
5.2 原子力安全の重視	—	—
5.3 品質方針	マネジメントレビュー管理基準	—
5.4.1 品質目標	評価改善活動管理基準	—
5.4.2 品質マネジメントシステムの計画	別表2の文書全て	—
5.5.1 責任及び権限	発電用原子炉主任技術者の保安監督に関する基準、 ボイラー・タービン及び電気主任技術者の保安監督に関する基準	—
5.5.2 管理責任者	—	—
5.5.3 プロセス責任者	—	—
5.5.4 内部コミュニケーション	安全委員会運営基準、安全運営委員会運営基準、 品質保証委員会運営基準	—
5.6.1 一般	マネジメントレビュー管理基準	—
5.6.2 マネジメントレビューへのインプット	マネジメントレビュー管理基準、評価改善活動管理基準	—
5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット	マネジメントレビュー管理基準	—
6.1 資源の確保	—	—
6.2.1 一般	教育訓練基準	—
6.2.2 力量、教育・訓練及び認識	教育訓練基準	—
6.3 業務運営基盤	保修基準、土木建築基準	—
6.4 作業環境	放射線管理基準、保修基準、土木建築基準、火災防護計画（基準）	—
7.1 業務の計画	保安活動に関する関係法令等遵守活動基準、原子力安全文化醸成活動管理基準、 運転基準、放射線管理基準、化学管理基準、保修基準、土木建築基準、燃料管理基準、 技術基準、停止時保安管理基準、非常事態対策基準、異常時通報連絡処置基準、 防護基準、火災防護計画（基準）、溶接安全管理検査基準、定期事業者検査実施基準、 保守管理基準、燃料技術基準、原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価実施基準、 カルデラ火山モニタリング対応基準、カルデラ火山モニタリングに伴う原子炉停止対応基 準、カルデラ火山モニタリングに伴う燃料体等の搬出等対応基準、 原子力発電所土木建築設備保守基準	—
7.2.1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化	保安活動に関する文書及び記録の管理基準	—
7.2.2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー	保安活動に関する文書及び記録の管理基準	—
7.2.3 外部とのコミュニケーション	評価改善活動管理基準	—
7.3 設計・開発	設計・調達管理基準	—
7.4 調達	設計・調達管理基準	—
7.5.1 業務の管理	保安活動に関する関係法令等遵守活動基準、原子力安全文化醸成活動管理基準、 運転基準、放射線管理基準、化学管理基準、保修基準、土木建築基準、燃料管理基準、 技術基準、停止時保安管理基準、非常事態対策基準、異常時通報連絡処置基準、 防護基準、火災防護計画（基準）、溶接安全管理検査基準、定期事業者検査実施基準、 保守管理基準、燃料技術基準、原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価実施基準、 カルデラ火山モニタリング対応基準、カルデラ火山モニタリングに伴う原子炉停止対応基 準、カルデラ火山モニタリングに伴う燃料体等の搬出等対応基準、 原子力発電所土木建築設備保守基準	—
7.5.2 業務の実施に関するプロセスの妥当性確認	保安活動に関する関係法令等遵守活動基準、原子力安全文化醸成活動管理基準、 運転基準、放射線管理基準、化学管理基準、保修基準、土木建築基準、燃料管理基準、 技術基準、非常事態対策基準、火災防護計画（基準）、溶接安全管理検査基準、 定期事業者検査実施基準、原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価実施基準、 カルデラ火山モニタリングに伴う原子炉停止対応基準、 カルデラ火山モニタリングに伴う燃料体等の搬出等対応基準	—
7.5.3 識別及びトレーサビリティ	保安活動に関する関係法令等遵守活動基準、原子力安全文化醸成活動管理基準、 運転基準、放射線管理基準、化学管理基準、保修基準、土木建築基準、燃料管理基準、 技術基準、非常事態対策基準、異常時通報連絡処置基準、防護基準、 火災防護計画（基準）、溶接安全管理検査基準、定期事業者検査実施基準、 保守管理基準、燃料技術基準、原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価実施基準、 カルデラ火山モニタリング対応基準、カルデラ火山モニタリングに伴う原子炉停止対応基 準、カルデラ火山モニタリングに伴う燃料体等の搬出等対応基準、 原子力発電所土木建築設備保守基準	—
7.5.4 組織外の所有物	—	—
7.5.5 調達製品の保持	保修基準	—
7.6 監視機器及び測定機器の管理	運転基準、放射線管理基準、化学管理基準、保修基準、土木建築基準、 燃料管理基準、技術基準、非常事態対策基準、防護基準、火災防護計画（基準）、 溶接安全管理検査基準、定期事業者検査実施基準	—
8.1 一般	—	—
8.2.1 外部の者からの意見	評価改善活動管理基準	—
8.2.2 内部監査	原子力内部監査要則、評価改善活動管理基準	—
8.2.3 プロセスの監視及び測定	評価改善活動管理基準	—
8.2.4 検査及び試験	試験・検査基準	—
8.3 不適合管理	不適合管理基準	—
8.4 データの分析	評価改善活動管理基準	—
8.5.1 継続的改善	マネジメントレビュー管理基準、評価改善活動管理基準	—
8.5.2 是正処置	不適合管理基準、根本原因分析実施基準	—
8.5.3 予防処置	予防処置基準、根本原因分析実施基準	—

品質マニュアル（要則）・品質マニュアル（基準）

※1

変更なし

なお、「8.2.2 内部監査」以外の要求事項に対する原子力監査室の実施事項に関しては、「原子力内部監査要則」で規定する。
※1：別図2「品質保証計画に係る規定文書体系図」に示すとおり、2次文書のうち「発電用原子炉主任技術者の保安監督に関する基準」、「マネ
ジメントレビュー管理基準」及び「原子力内部監査要則」の上位となる1次文書は「品質マニュアル（要則）」である。

計測制御系統施設

加圧水型発電用原子炉施設に係るもの（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係るものを除く。）にあつては、次の事項

4 ほう酸注入機能を有する設備に係る次の事項

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

以下の設備は、既存の原子炉本体のうち原子炉容器であり、ほう酸注入機能を有する設備として兼用する。

- ・常設
原子炉容器

10 計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）の基本設計方針、適用基準及び適用規格（申請に係るものに限る。）

(1) 基本設計方針

変更前	変更後
<p>第1章 共通項目</p> <p>計測制御系統施設の共通項目の基本設計方針については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>2. 主要対象設備</p> <p>計測制御系統施設（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置を除く。）の対象となる主要な設備について、「表1 計測制御系統施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>変更なし</p>

表 1 計測制御系統施設の主要設備リスト（設計基準対象施設及び重大事故等対処設備）

		変 更 前					変 更 後				
設備区分	機器区分	名 称	(注1) 設計基準対象施設		(注1) 重大事故等対処設備		名 称	(注1) 設計基準対象施設		(注1) 重大事故等対処設備	
			耐震重要度 分類	機器 クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス		耐震重要度 分類	機器 クラス	設備分類	重大事故等 機器クラス
ほう酸注入機能を有する設備	容器	原子炉容器	—		常設耐震／防止	SA クラス 2	原子炉容器	変更なし		変更なし	

(注 1) 表 1 に用いる略語の定義は「原子炉本体」の「6 原子炉本体の基本設計方針、適用基準及び適用規格」に記載する「表 1 原子炉本体の主要設備リスト 付表 1」による。

(2) 適用基準及び適用規格

変更前	変更後
第 1 章 共通項目 計測制御系統施設に適用する共通項目の基準及び規格については、原子炉冷却系統施設、火災防護設備、浸水防護施設の「(2) 適用基準及び適用規格 第 1 章 共通項目」に示す。	第 1 章 共通項目 変更なし

火災防護設備及び浸水防護施設の共通項目の適用基準及び適用規格に、本工事計画に適用する基準及び規格はない。

11 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項

- (1) 品質保証の実施に係る組織
- (2) 保安活動の計画
- (3) 保安活動の実施
- (4) 保安活動の評価
- (5) 保安活動の改善

11(1) ～ 11(5) について次に示す。

設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項

変更前	変更後
<p>11 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項</p> <p>設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項は、「原子炉冷却系統施設」における「12 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する次の事項」に従う。</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 品質保証の実施に係る組織 (2) 保安活動の計画 (3) 保安活動の実施 (4) 保安活動の評価 (5) 保安活動の改善 	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

3. 三 工事工程表

第 1 表 工事工程表

項目	年月	令和 2 年							令和 3 年		
		5	6	7	8	9	10	11	12	1	2
原子炉本体			—								
			■	●	■						□
			※		※						※
原子炉冷却系統 施 設			—								
			■	●	■						□
			※		※						※
計測制御系統 施 設			—								
			■	●	■						□
			※		※						※

— : 現地工事期間

■ : 構造、強度又は漏えいに係る試験をすることができる状態になった時

□ : 工事の計画に係る全ての工事が完了した時

※検査時期は、工事の計画の進捗により変更となる可能性がある。

4. 四 変更の理由

国内外において、原子炉容器の出口管台と出口管台セーフエンドの溶接部に応力腐食割れによる損傷事例が確認されている。このことから、予防保全の観点より出口管台と出口管台セーフエンドの溶接部について、応力腐食割れ対策材料として多くの使用実績のある 690 系ニッケル基合金を適用する。

この工事に伴い、出口管台及び出口管台セーフエンド厚さの設計確認値を変更する。

なお、これらの工事は原子炉本体に係るものの性能又は強度に影響を及ぼすものに該当する。

5. 添付書類

(1) 添付資料

(2) 添付図面

(1) 添付資料

- 添付資料 1 発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書
- 添付資料 2 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書
- 添付資料 3 クラス 1 機器の応力腐食割れ対策に関する説明書
- 添付資料 4 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書
- 添付資料 5 耐震性に関する説明書
- 添付資料 6 強度に関する説明書
- 添付資料 7 原子炉容器の脆性破壊防止に関する説明書
- 添付資料 8 設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書

(2) 添付図面

- 第 1 図 原子炉本体の構造図（原子炉容器本体）
- 第 2 図 原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面
（一次冷却材の循環設備）
- 第 3 図 原子炉冷却系統施設の系統図（一次冷却材の循環設備）
- 第 4 図 計測制御系統施設に係る機器の配置を明示した図面
（ほう酸注入機能を有する設備）
- 第 5 図 計測制御系統施設の系統図（ほう酸注入機能を有する設備）

発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書

工事計画届出添付資料 1

川内原子力発電所第2号機

目 次

	頁
1. 概 要	1 (2) - 1
2. 発電用原子炉の設置の許可との整合性	1 (2) - 1

1. 概 要

本資料は、今回の工事の計画において、届出に係る内容が発電用原子炉の設置の許可に抵触するものでないことを説明するものである。

2. 発電用原子炉の設置の許可との整合性

今回の工事の計画の「機器等の主要仕様表」及び「基本設計方針」のうち設置許可申請書に係る内容は、令和元年 7 月 24 日付け原規規発第 1907245 号にて認可された工事計画と同様である。

設置許可申請書との整合性は、令和元年 7 月 24 日付け原規規発第 1907245 号にて認可された工事計画の添付資料 1「発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書」で確認しており、当該工事計画の認可以降に今回の工事の計画に係る内容の設置許可申請書の変更はない。

以上のことから、今回の工事の計画において、変更に係る内容は許可に抵触するものではない。

設備別記載事項の設定根拠に関する説明書

工事計画届出添付資料 2

川内原子力発電所第 2 号機

目 次

	頁
1. 概 要	2 (2) - 1
2. 原子炉本体の仕様設定根拠	2 (2) - 2
2.1 原子炉容器	2 (2) - 2

1. 概 要

本資料は、原子炉本体の届出設備に係る仕様設定根拠について説明するものである。

2. 原子炉本体の仕様設定根拠

2.1 原子炉容器

2.1.1 原子炉容器本体

名 称		原子炉容器
最高使用圧力	MPa	17.16, 18.5
最高使用温度	℃	343, 360
個 数	—	1

【設 定 根 拠】

(概 要)

原子炉容器は、設計基準対象施設として原子炉冷却材圧力バウンダリを構成しており、燃料集合体、炉心支持構造物、制御棒クラスタ及びその他炉心附属部品を収容するために設置する。

重大事故等時には、充てん／高圧注入ポンプ等による炉心注入時の流路として使用する。

1. 最高使用圧力

設計基準対象施設として使用する原子炉容器の最高使用圧力は、定格出力運転時における1次冷却材の循環設備の運転圧力が15.41MPaであるため、これを上回る圧力として17.16MPaとする。

原子炉容器を重大事故等時において使用する場合の圧力は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の圧力が最大となる重要事故シーケンスである主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故時の18.5MPaとする。

2. 最高使用温度

設計基準対象施設として使用する原子炉容器の最高使用温度は、定格出力運転時における原子炉容器出口温度が321.1℃であることから、これを上回る温度として343℃とする。

原子炉容器を重大事故等時において使用する場合の温度は、重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）の温度が最大となる重要事故シーケンスである主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故時に

ける原子炉容器出口温度が 351℃であることから、これを上回る温度として 360℃とする。

3. 個数

原子炉容器は、設計基準対象施設として燃料集合体等を収容するために必要な個数である 1 個設置する。

原子炉容器は、設計基準対象施設として設置しているものを重大事故等時における設計条件にて使用するため設計基準対象施設として 1 個設置しているものを重大事故等対処設備として使用する。

(注) 本内容は平成 27 年 5 月 22 日付け原規規発第 1505221 号にて認可された工事計画と同様である。

クラス 1 機器の応力腐食割れ対策に関する説明書

工事計画届出添付資料 3

川内原子力発電所第 2 号機

目 次

	頁
1. 概 要	3 (2) - 1
2. 応力腐食割れ発生抑制について	3 (2) - 2
2.1 原子炉容器	3 (2) - 2

1. 概 要

本工事におけるクラス 1 機器の応力腐食割れ（以下「SCC」という。）対策について、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2001年版及び2005年版）（JSME S NC1-2001）及び（JSME S NC1-2005）【事例規格】発電用原子力設備」における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮（NC-CC-002）」（日本機械学会）」に基づき確認する。

2. 応力腐食割れ発生の抑制について

2.1 原子炉容器

出口管台（SFVV3 相当材）は内面にステンレス鋼の内張り材を施工しており、1次冷却材と直接接しないため、SCC は発生しない。

出口管台と出口管台セーフエンドとの溶接部には、これまで SCC 応力腐食割れによる損傷事例が報告されている 600 系ニッケル基合金に比べ、SCC の感受性が低く、PWR の 1 次系高温環境下における SCC 対策材料として多くの使用実績がある 690 系ニッケル基合金を適用する。

出口管台セーフエンドには、SCC の感受性が低く、これまでも PWR の 1 次系高温環境下における SCC 対策材料として多くの使用実績がある炭素含有量を制限（ $C \leq 0.06\%$ ）した SUSF316 相当材を適用する。

また、製作・施工段階において塩化物イオン混入防止対策を行い、塩化物イオンに起因する SCC の発生を防止しており、さらに、出口管台と出口管台セーフエンドを 690 系ニッケル基合金で補修後、機械加工等を行うことから、引張残留応力を緩和するため、バフ仕上げを行うこととしている。

したがって、今回の補修範囲について、SCC の発生する可能性は極めて小さいと考えられる。

安全設備及び重大事故等対処設備が使用される

条件の下における健全性に関する説明書

工事計画届出添付資料 4

川内原子力発電所第 2 号機

目 次

	頁
1. 概 要	4 (2) - 1
2. 基本方針	4 (2) - 2
2.1 多重性、多様性及び位置的分散	4 (2) - 2
2.2 悪影響の防止	4 (2) - 2
2.3 環境条件等	4 (2) - 3
2.4 試験・検査性	4 (2) - 6

1. 概 要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第14条、第15条（第1項、第3項及び第6項を除く。）及び第54条（第2項第1号及び第3項を除く。）並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に基づき、原子炉容器が使用される条件の下における健全性について説明するものである。

今回は、健全性として、原子炉容器に要求される機能を有効に発揮するための、構造設計に係る事項を考慮して、「多重性、多様性、独立性に係る要求事項を含めた多重性、多様性、位置的分散に関する事項」（以下「多重性、多様性及び位置的分散」という。）、「機器相互の悪影響」（以下「悪影響の防止」という。）、「安全設備及び重大事故等対処設備に想定される事故時の環境条件（使用条件含む）等における機器の健全性」（以下「環境条件等」という。）及び「要求される機能を達成するために必要な試験・検査性、保守点検性等」（以下「試験・検査性」という。）を説明する。

2. 基本方針

原子炉容器が使用される条件の下における健全性について、以下の 4 項目に分け説明する。

2.1 多重性、多様性及び位置的分散

原子炉容器の多重性、多様性及び位置的分散については、平成 27 年 5 月 22 日付け原規規発第 1505221 号にて認可された工事計画から変更はない。

なお、原子炉容器の共通要因故障防止に係る耐震設計については、資料 5「耐震性に関する説明書」のうち、資料 5-1「耐震設計の基本方針」の基準地震動に対する機能維持設計に基づき実施する。

2.2 悪影響の防止

原子炉容器は、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備に悪影響を及ぼす要因としては、地震、火災を考慮し、以下に各考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。

その他の悪影響の防止に係る要因については、平成 27 年 5 月 22 日付け原規規発第 1505221 号にて認可された工事計画から変更はない。

(1) 地震による影響

- ・原子炉容器は、地震により他の設備に悪影響を及ぼさないように、また、地震による火災源、溢水源とならないように、技術基準規則第 5 条及び第 50 条「地震による損傷の防止」に基づく設計とする。

悪影響防止を含めた原子炉容器の耐震設計については、資料 5「耐震性に関する説明書」のうち、資料 5-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。

(2) 火災による影響

- ・地震起因以外の火災による影響に対しては、平成 27 年 5 月 22 日付け原規規発第 1505221 号にて認可された工事計画において、原子炉容器を含む主要な構造物は火災の発生防止として不燃性材料を使用する設計としており、今回届出の原子炉容器の材料についても、平成 27 年 5 月 22 日付け原規規発第 1505221 号にて認可された工事計画から変更はない。
- ・今回の工事の届出対象設備については、不燃性材料を使用し、設置

箇所の変更もないことから、今回の工事の計画は、平成 27 年 5 月 22 日付け原規規発第 1505221 号にて認可された工事計画により適合性が確認された火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減対策の設計に影響を及ぼさない。

2.3 環境条件等

原子炉容器は、想定される環境条件において、その機能を発揮できる設計とする。

原子炉容器は、想定される事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所に応じた耐環境性を有する設計とする。環境条件については、事故時等における温度（環境温度及び使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として圧力（環境圧力及び使用圧力）、湿度による影響、周辺機器等からの悪影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響を考慮する。

荷重としては、事故等が発生した場合における環境圧力及び使用圧力を踏まえた圧力荷重、環境温度及び使用温度を踏まえた温度荷重並びに機械的荷重及び地震による荷重を考慮する。

原子炉容器について、これらの環境条件の考慮事項ごとに、温度による影響、放射線による影響、荷重による影響、その他の使用条件として圧力による影響、湿度による影響、周辺機器等からの悪影響及び海水を通水する系統への影響に分け、以下に各考慮事項に対する設計上の考慮を説明する。

(1) 環境条件による影響

- ・原子炉容器は、事故時等における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。
- ・原子炉容器は、事故時等に想定される圧力、温度等の格納容器スプレイ水による影響を考慮して、その機能を発揮できる設計とする。

a. 温度による影響

原子炉容器は、事故時に想定される環境温度にて機能を損なわない設計とする。環境温度については、原子炉格納容器内における想定事故時に到達する最高値とし、環境温度以上の最高使用温度等を機器仕様として設定する。

原子炉容器に対しては、「発電用原子炉設置変更許可申請書「十、発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項」（以下「許可申請書十号」という。）ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「格納容器過温破損（全交流動力電源喪失＋補助給水失敗）」での最高温度（約 138℃）に設定する。

設定した環境温度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、機器が使用される環境温度下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあつては、機能が阻害される温度に到達しないこととする。

環境温度に対する確認の方法としては、環境温度と機器の最高使用温度との比較によるものとする。

b. 放射線による影響

放射線については、原子炉格納容器内における想定事故時に到達する最大放射線量に対して、遮蔽等の効果を考慮して、機能を損なわない材料、構造、原理等を用いる設計とする。

原子炉容器に対しては、「許可申請書十号」ハ.において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の線量が最も高くなる事象として、「格納容器過圧破損（大破断 LOCA＋ECCS 注入失敗＋格納容器スプレイ失敗）」での最大放射線量を包絡する線量として、0.5MGy／7 日間以下を設定する。

第 2-1 表にこれらの放射線量評価に用いた評価条件等を示す。

放射線による影響に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあつては、耐放射線性が低いと考えられるパッキン・ガスケットも含めた耐圧部を構成する部品の性能が有意に低下する放射線量に到達しないこと、耐圧部以外の部分にあつては、機能が阻害される放射線量に到達しないこととする。

確認の方法としては、環境放射線を再現した試験環境下において機器が機能することを確認した実証試験等により得られた機器等の機能が維持される積算線量を機器の放射線に対する耐性値とし、環境放射線条件と比較することとする。

放射線の影響の考慮として、原子炉容器は中性子照射の影響を受けるため、想定される環境において脆性破壊を防止することにより、その機能を発揮できる設計とする。原子炉容器は最低使用温度を 21℃に設定し、関連温度（初期）を－12℃以下に管理することで脆性破壊が生じない設

計とする。原子炉容器の破壊靱性に対する評価については、資料 7「原子炉容器の脆性破壊防止に関する説明書」に示す。

c. 荷重による影響

原子炉容器の地震荷重及び地震を含む荷重の組合せに対する設計については、資料 5「耐震性に関する説明書」のうち、資料 5-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。

また、事故時等に想定される圧力荷重、温度荷重及び機械的荷重を踏まえた十分な構造及び強度を有する設計については、資料 6「強度に関する説明書」に基づき実施する。

d. 圧力による影響

原子炉容器については、使用時に想定される環境圧力が加わっても、機能を損なわない設計とする。

原子炉容器に対しては、「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の圧力が最も高くなる「原子炉格納容器の除熱機能喪失（中破断 LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗）」での最高圧力（約 0.350MPa[gage]）を環境圧力として設定する。

設定した環境圧力に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあっては、機器が使用される環境圧力下において、部材に発生する応力に耐えられることとする。耐圧部以外の部分にあっては、機能が阻害される圧力に到達しないこととする。

確認の方法としては、環境圧力と機器の最高使用圧力との比較によるものとする。

e. 湿度による影響

原子炉容器は、事故時に想定される湿度にて機能を損なわない設計とする。湿度については、原子炉格納容器内における想定事故時に到達する最高値とし、原子炉格納容器内の湿度以上の最高使用湿度を機器仕様として設定する。

原子炉容器に対しては、「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等の中で、原子炉格納容器内の温度が最も高くなる「格納容器過温破損（全交流動力電源喪失＋補助給水失敗）」での最高湿度 100%を設定する。

設定した湿度に対して機器が機能を損なわないように、耐圧部にあっては、当該構造部が気密性・水密性を有し、一定の肉厚を有する金属製

の構造とすることで、湿度の環境下であっても耐圧機能が維持される設計とする。

湿度に対する確認の方法としては、環境湿度と機器仕様の比較によるものとする。

f. 周辺機器等からの悪影響

- ・原子炉容器は、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により、事故等に対処するために必要な機能を失うおそれがない設計とする。
- ・地震の波及的影響によりその機能を喪失しないように、原子炉容器は、技術基準規則第 5 条及び第 50 条「地震による損傷の防止」に基づく設計とする。
- ・火災の波及的影響によりその機能を喪失しないように、原子炉容器は、技術基準規則第 11 条及び第 52 条「火災による損傷の防止」に基づく設計とする。

波及的影響を含めた原子炉容器の耐震設計については、資料 5「耐震性に関する説明書」のうち、資料 5-1「耐震設計の基本方針」に基づき実施する。

波及的影響を含めた発電用原子炉施設で火災が発生する場合を考慮した原子炉容器の火災防護設計については、平成 27 年 5 月 22 日付け原規規発第 1505221 号にて認可された工事計画から変更はない。

g. 海水を通水する系統への影響

- ・使用時に海水を通水する若しくは淡水又は海水から選択可能な重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とする。海水を通水する機器であって常時海水を通水しない原子炉容器については、可能な限り淡水源からの給水を優先することとし、海水通水時においても、高温時の格納容器再循環サンプからの取水との併用を行わないことにより、低温の海水を短期間であれば健全性が維持できる金属材料（低合金鋼系材料（接液部分：ステンレス鋼））を用いる設計とする。

2.4 試験・検査性

原子炉容器は、以下に示す試験・検査が実施可能な設計とする。

- ・原子炉容器本体と上部ふたに分割されており、上部ふたの開放により内部の確認が可能な設計とする。
- ・機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とする。

第 2-1 表 放射線の環境条件設定方法 (重大事故等)

対象区画	環境条件設定方法			環境条件
	想定する事象	線源等	線量評価	
原子炉格納容器内	有効性評価のうち、最も炉心溶解が早く、格納容器スプレイ失敗により格納容器内に浮遊する放射性物質が多くなり、原子炉格納容器内の線量が高くなる事象として「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」を想定する。	「許可申請書十号」ハ. において評価した重大事故等のうち「格納容器過圧破損 (大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗)」時に原子炉格納容器内に放出される放射性物質の線源強度を用いる。	原子炉格納容器自由体積を保存し、区画内に線源が均一に分布するとして線量を評価した結果、約 0.3MGy/7 日となるため、環境条件は $\leq 0.5\text{MGy}/7$ 日と設定する。	$\leq 0.5\text{MGy}/7$ 日

耐震性に関する説明書

工事計画届出添付資料 5

川内原子力発電所第 2 号機

耐震性に関する説明書は、以下の資料により構成されている。

資料 5-1 耐震設計の基本方針

資料 5-2 耐震計算方法

資料 5-3 耐震計算結果

資料 5-4 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果

耐震設計の基本方針

工事計画届出添付資料 5-1

川内原子力発電所第2号機

目 次

	頁
1. 基本方針	5 (2) - 1 - 1
2. 適用規格	5 (2) - 1 - 1
3. 耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分	5 (2) - 1 - 2
3.1 耐震重要度分類	5 (2) - 1 - 2
3.2 重大事故等対処施設の施設区分	5 (2) - 1 - 2
3.3 波及的影響に対する考慮	5 (2) - 1 - 2
4. 耐震設計の基本事項	5 (2) - 1 - 3
4.1 構造計画	5 (2) - 1 - 3
4.2 設計用地震力	5 (2) - 1 - 4
4.3 荷重の組合せ及び許容応力	5 (2) - 1 - 7

1. 基本方針

本資料は、原子炉容器出口管台及び出口管台セーフエンドの耐震設計が「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 5 条及び第 50 条（地震による損傷の防止）に適合することを説明するものである。

また、耐震設計の基本方針は、平成 27 年 5 月 22 日付け原規規発第 1505221 号にて認可された工事計画の添付資料 3-1「耐震設計の基本方針」に従い行う。

2. 適用規格

既に認可された工事計画の添付資料で実績のある以下の規格を適用する。

- ・ 「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」（社）日本電気協会
- ・ 「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補-1984」（社）日本電気協会
- ・ 「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」（社）日本電気協会
（以降、「JEAG4601」と記載しているものは上記 3 指針を指す。）
- ・ 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版を含む）〈第 I 編 軽水炉規格〉 JSME S NC1-2005/2007」（日本機械学会）（以下、「JSME S NC1」という。）

但し、JEAG4601 に記載されている As クラスを含む A クラスの施設を S クラスの施設とした上で、基準地震動 S2、S1 をそれぞれ基準地震動 Ss、弾性設計用地震動 Sd と読み替える。なお、A クラスに適用される基準地震動 S1 については、S クラスに適用される基準地震動 Ss と読み替える。

また、JEAG4601 中の「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和 55 年通商産業省告示第 501 号、最終改正平成 15 年 7 月 29 日経済産業省告示第 277 号）に関する内容については、JSME S NC1 に従うものとする。

3. 耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分

3.1 耐震重要度分類

設備名称	機器名称	耐震クラス ^(注)
原子炉本体 5 原子炉容器	原子炉容器	S

(注) 耐震クラスは、平成 27 年 5 月 22 日付け原規規発第 1505221 号にて認可された工事計画の添付資料 3-4「耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分の基本方針」による。

3.2 重大事故等対処施設の施設区分

設備名称	機器名称	設備分類 ^{(注1)(注2)}
原子炉冷却系統施設 4 一次冷却材の循環設備	原子炉容器	常設耐震／防止 常設／緩和
計測制御系統施設 4 ほう酸注入機能を有する設備	原子炉容器	常設耐震／防止

(注 1) 常設耐震／防止：常設耐震重要重大事故防止設備

常設／緩和：常設重大事故緩和設備

(注 2) 設備分類は、平成 27 年 5 月 22 日付け原規規発第 1505221 号にて認可された工事計画の添付資料 3-4「耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分の基本方針」による。

3.3 波及的影響に対する考慮

波及的影響に対する考慮については、平成 27 年 5 月 22 日付け原規規発第 1505221 号にて認可された工事計画の添付資料 3-5「波及的影響に係る基本方針」によるものとする。

届出対象である原子炉容器出口管台及び出口管台セーフエンドは、他設備の損傷、転倒及び落下等の影響を受ける場所がないことから、本工事計画で波及的影響を考慮すべき下位クラス施設の対象はない。

4. 耐震設計の基本事項

4.1 構造計画

機器は、原則として剛構造とする。

主要区分	計画の概要		説明図
	主体構造	支持構造	
原子炉容器	<p>たて置円筒上 下半球鏡容器 であり、上部 ふた、胴部、下 部鏡で構成 し、炉内構造 物を支持す る。上部ふた にふた管台及 び空気抜管台 が、胴部に入 口管台及び出 口管台が、下 部鏡に炉内計 装筒が取り付 く。</p>	<p>1次遮蔽上に剛に 固定した6個の鋼 製支持構造物に より入口管台及 び出口管台を支 持する。 原子炉容器支持 構造物は、原子炉 容器鉛直方向（下 向き）及び接線方 向の移動を拘束 し、原子炉容器の 半径方向及び鉛 直方向（上向き） の熱膨張による 変位に対しては これを拘束しな い構造とする。</p>	

4.2 設計用地震力

4.2.1 静的地震力

静的地震力は、以下の震度に基づき算定する。

種 別	耐震クラス	水平震度	鉛直震度
機器	S	$3.6C_i$ (注)	0.288

(注) C_i : 標準せん断力係数を 0.2 とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値で次式に基づく。

$$C_i = R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

R_t : 振動特性係数 0.8

A_i : C_i の分布係数

C_0 : 標準せん断力係数 0.2

4.2.2 動的地震力

動的地震力は、耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分に応じて、以下の入力地震動に基づき算定する。

本工事における動的地震力の水平 2 方向及び鉛直方向の地震力を組み合わせた影響評価方針は、平成 27 年 5 月 22 日付け原規規発第 1505221 号にて認可された工事計画の添付資料 3-8「水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価方針」によるものとし、その結果は、資料 5-4「水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果」に示す。

(設計基準対象施設)

種 別	耐震クラス	入力地震動	
		水平地震動	鉛直地震動
機器	S	弾性設計用地震動 Sd	弾性設計用地震動 Sd
		基準地震動 Ss	基準地震動 Ss

(重大事故等対処施設)

種 別	設備分類 ^(注)	入力地震動	
		水平地震動	鉛直地震動
機器	常設耐震／防止 常設／緩和	基準地震動 Ss	基準地震動 Ss

(注) 常設耐震／防止：常設耐震重要重大事故防止設備

常設／緩和：常設重大事故緩和設備

4.2.3 設計用地震力

(設計基準対象施設)

種 別	耐震 クラス	水 平	鉛 直	摘 要
機 器	S	静的震度 3.6C _i	静的震度 (0.288)	(注1) 荷重の組合せは、水平方向及び鉛直方向が静的地震力の場合は同時に不利な方向に作用するものとする。
		弾性設計用 地震動 S _d	弾性設計用 地震動 S _d	水平方向及び鉛直方向が動的地震力の場合は二乗和平方根(SRSS)法による。
		基準地震動 S _s	基準地震動 S _s	(注2) 荷重の組合せは、二乗和平方根(SRSS)法による。

(注 1) 水平における動的と静的の大きい方の地震力と、鉛直における動的と静的の大きい方の地震力とを、絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。

(注 2) 絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。

(重大事故等対処施設)

種 別	設備分類 ^(注1)	水 平	鉛 直	摘 要
機 器	常設耐震／防止 常設／緩和	基準地震動 S _s	基準地震動 S _s	(注2) 荷重の組合せは、二乗和平方根(SRSS)法による。

(注 1) 常設耐震／防止：常設耐震重要重大事故防止設備

常設／緩和：常設重大事故緩和設備

(注 2) 絶対値和法で組み合わせてもよいものとする。

4.3 荷重の組合せ及び許容応力

4.3.1 記号の説明

- D : 死荷重
- P : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態（冷却材喪失事故後の状態は除く）における圧力荷重
- M : 地震及び死荷重以外で地震と組み合わせべきプラントの運転状態（冷却材喪失事故後の状態は除く）で設備に作用している機械的荷重
- P_L : 冷却材喪失事故直後を除き、その後に生じる圧力荷重
- M_L : 冷却材喪失事故直後を除き、その後に生じる死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重
- P_{SAL} : 重大事故等時の状態（運転状態 V）で長期的に作用する圧力荷重
- M_{SAL} : 重大事故等時の状態（運転状態 V）で長期的に作用する機械的荷重
- P_{SAS} : 重大事故等時の状態（運転状態 V）で短期的に作用する圧力荷重
- M_{SAS} : 重大事故等時の状態（運転状態 V）で短期的に作用する機械的荷重
- S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力又は S クラス設備に適用される静的地震力
- S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力
- III_{AS} : JSME S NC1 の供用状態 C 相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態
- IV_{AS} : JSME S NC1 の供用状態 D 相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態
- S_y : 設計降伏点
JSME S NC1 付録材料図表 Part 5 表 8 に規定される値
- S_u : 設計引張強さ
JSME S NC1 付録材料図表 Part 5 表 9 に規定される値
- S_m : 設計応力強さ
JSME S NC1 付録材料図表 Part 5 表 1 に規定される値

4.3.2 荷重の組合せ及び許容応力

(1) 耐圧部

(クラス 1 容器)

項目 区分	荷重の組合せ	許容応力 状 態	許容限界 ^(注6)			
			一次一般膜応力	一次膜応力＋ 一次曲げ応力	一次＋二次応力	一次＋二次＋ ピーク応力
S	D+P+M+Sd	III _{AS}	S _y と 2/3S _u の小さい方。 ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については 1.2S _m とする。	^(注1) 左欄の 1.5 倍の値	3S _m ^(注2) (Sd 又は Ss 地震動のみによる応力振幅について評価する。)	^(注3) ^(注4) Sd 又は Ss 地震動のみによる疲労解析を行い、運転状態 I、II における疲労累積係数との和を 1.0 以下とする。
	D+P _L +M _L +Sd ^(注5)	IV _{AS}	2/3S _u ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については 2/3S _u と 2.4S _m の小さい方。	^(注1) 左欄の 1.5 倍の値		
	D+P+M+Ss					

(注 1) 保守的に JSME S NC1 PVB-3111(1)の α 倍を適用する。

(注 2) 3S_m を超える場合は弾塑性解析を行う。この場合、JSME S NC1 PVB-3300 (同 PVB-3313 を除く) の簡易弾塑性解析を用いる。

(注 3) JSME S NC1 PVB-3140(6)を満たすときは、疲労評価を行うことを要しない。ただし、「応力の全振幅」は「Sd 又は Ss 地震動による応力の全振幅」と読み替える。

(注 4) 運転状態 I、II において疲労評価を要しない場合は、地震動のみによる疲労累積係数が 1.0 以下とする。

(注 5) 冷却材喪失事故後の状態における圧力荷重 P_L は、負荷の喪失時の圧力 P に比べて小さい。また、冷却材喪失事故後の状態で設備に作用する機械的荷重 M_L はない。このことから、D+P_L+M_L+Sd は他の組合せで代表できる。

(注 6) 出口管台及び出口管台セーフエンドは、純せん断応力及び支圧応力が発生しないことから特別な応力限界については考慮しない。

(重大事故等クラス2容器 (クラス1容器))

荷重の組合せ	許容応力 状 態	許容限界 (注7)			
		一次一般膜応力	一次膜応力+ 一次曲げ応力	一次+二次応力	一次+二次+ ピーク応力
D+P+M+Ss (注5)	IVAS	$2/3S_u$ ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については $2/3S_u$ と $2.4S_m$ の小さい方。	(注1) 左欄の 1.5倍の値	$3S_m$ (注2) (Sd 又は Ss 地震動のみによる応力振幅について評価する。	(注3) (注4) Sd 又は Ss 地震動のみによる疲労解析を行い、運転状態 I、II における疲労累積係数との和を 1.0 以下とする。
D+P _{SAL} +M _{SAL} +Ss (注6)					
D+P _{SAS} +M _{SAS} +Ss (注6)					

(注1) 保守的に JSME S NC1 PVB-3111(1)の α 倍を適用する。

(注2) $3S_m$ を超える場合は弾塑性解析を行う。この場合、JSME S NC1 PVB-3300 (同 PVB-3313 を除く) の簡易弾塑性解析を用いる。

(注3) JSME S NC1 PVB-3140(6)を満たすときは、疲労評価を行うことを要しない。ただし、「応力の全振幅」は「Sd 又は Ss 地震動による応力の全振幅」と読み替える。

(注4) 運転状態 I、II において疲労評価を要しない場合は、地震動のみによる疲労累積係数が 1.0 以下とする。

(注5) 「D+P_{SAL}+M_{SAL}+Ss」及び「D+P_{SAS}+M_{SAS}+Ss」の評価に包絡されるため、評価結果の記載を省略する。

(注6) P_{SAL} 及び P_{SAS} は、有効性評価の全ての事故シーケンスにおいて、最も高くなる原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力に置き換える。なお、有効性評価では、不確かさを一律に重畳させて評価等も行っているが、その重畳までは考慮しない。

(注7) 出口管台及び出口管台セーフエンドは、純せん断応力及び支圧応力が発生しないことから特別な応力限界については考慮しない。

耐震計算方法

工事計画届出添付資料 5-2

川内原子力発電所第2号機

目 次

	頁
1. 概 要	5 (2) - 2 - 1
2. 基本方針	5 (2) - 2 - 2
2.1 構造の説明	5 (2) - 2 - 2
2.2 評価方針	5 (2) - 2 - 3
3. 耐震評価箇所	5 (2) - 2 - 4
4. 地震応答解析	5 (2) - 2 - 5
4.1 設計用地震力	5 (2) - 2 - 6
4.2 応答荷重	5 (2) - 2 - 8
5. 設計荷重	5 (2) - 2 - 11
6. 応力評価	5 (2) - 2 - 12
6.1 基本方針	5 (2) - 2 - 12
6.2 応力評価方法	5 (2) - 2 - 12

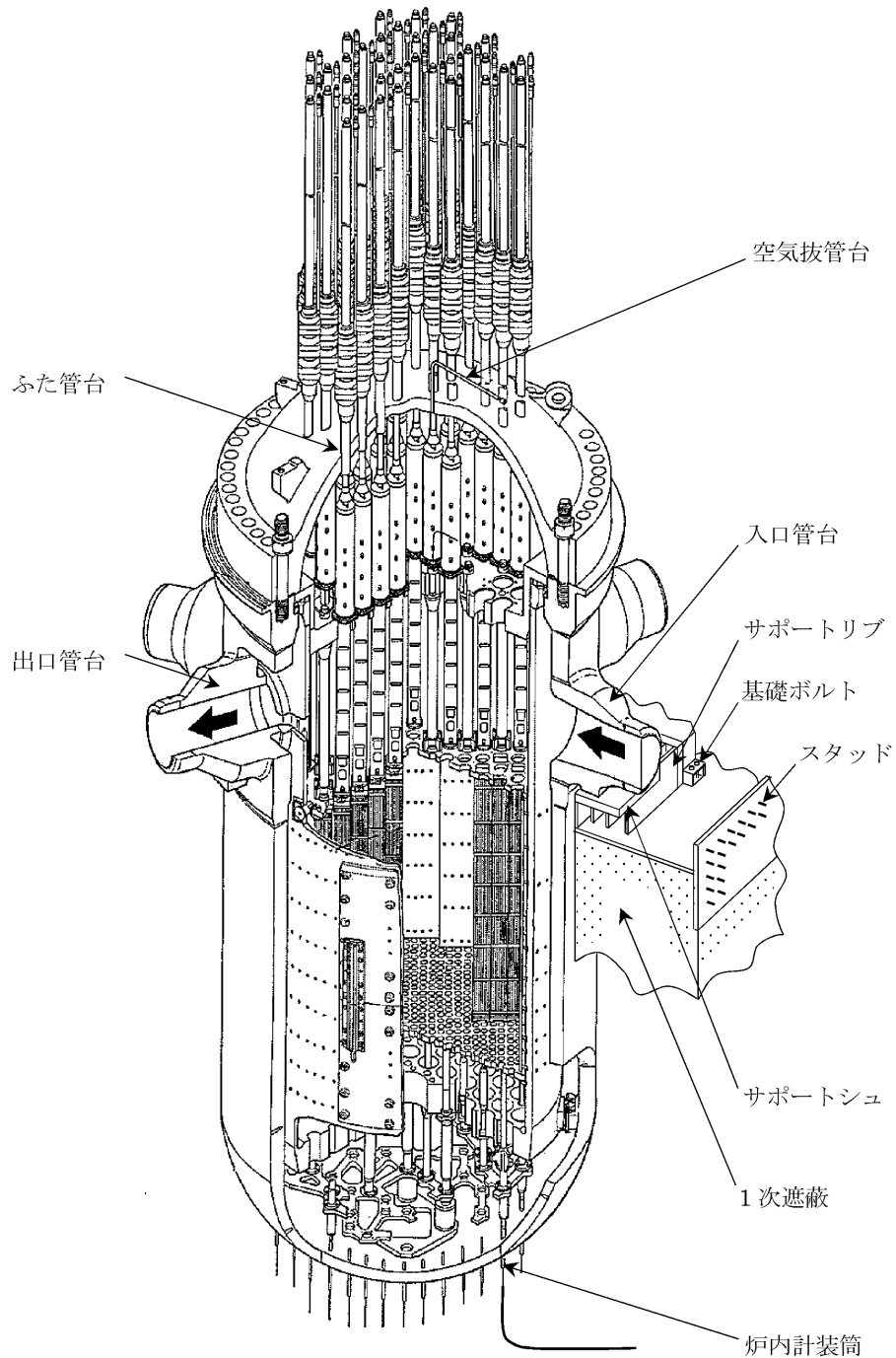
1. 概 要

本資料は、資料 5-1「耐震設計の基本方針」に基づき、原子炉容器出口管台及び出口管台セーフエンドが設計用地震力に対して十分な構造強度を有していることを確認するための耐震計算方法について説明するものである。その耐震評価は地震応答解析及び応力評価により行う。

2. 基本方針

2.1 構造の説明

原子炉容器の構造を第2-1図に示す。



第2-1図 原子炉容器の構造説明図

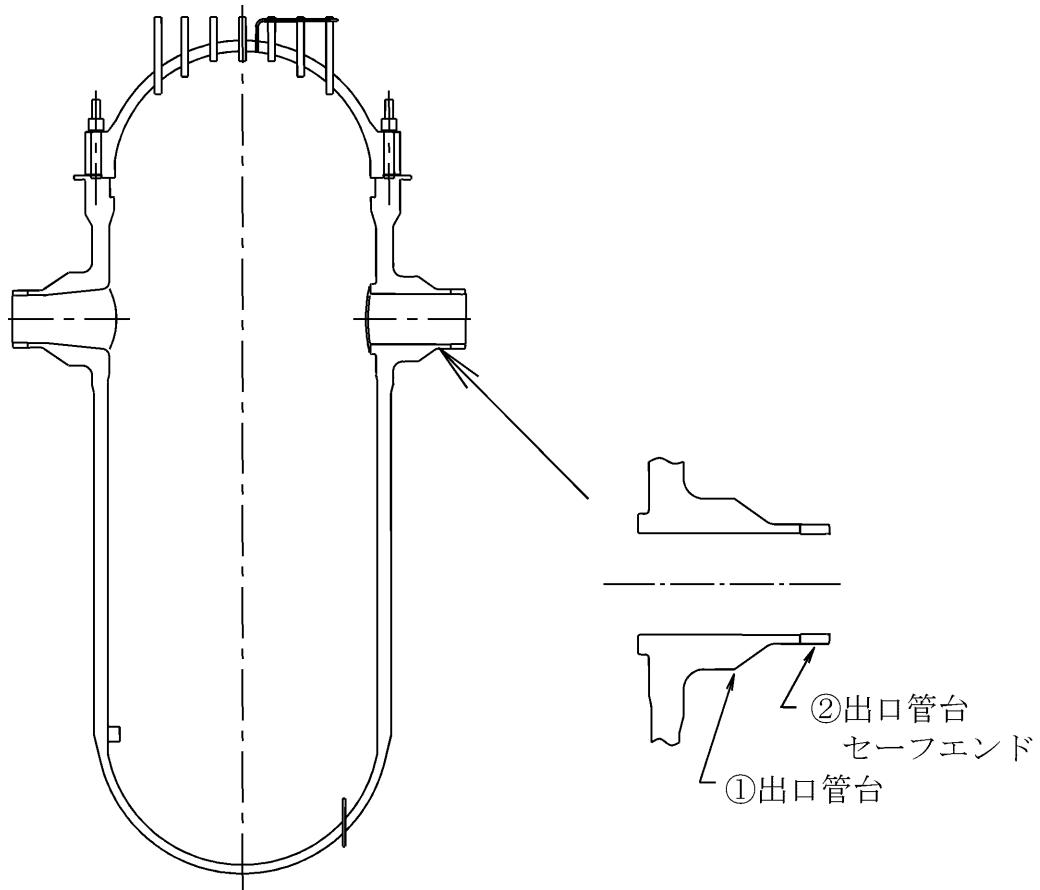
2.2 評価方針

原子炉容器出口管台及び出口管台セーフエンドの応力評価は、資料 5-1「耐震設計の基本方針」にて設定した荷重及び荷重の組合せ並びに許容限界に基づき、「2.1 構造の説明」にて示す原子炉容器の部位を踏まえ「3. 耐震評価箇所」にて設定する箇所において、「4. 地震応答解析」で設定した荷重による応力等が許容限界内に収まることを、「5. 応力評価」にて示す方法にて確認することで実施する。確認結果を資料 5-3「耐震計算結果」に示す。

3. 耐震評価箇所

耐震評価箇所の説明図を第 3-1 図に示す。

- ① 出口管台
- ② 出口管台セーフエンド



第 3-1 図 耐震評価箇所

4. 地震応答解析

原子炉容器出口管台及び出口管台セーフエンドの応力評価に用いる地震荷重を算定するための地震応答解析では、原子炉容器、1次冷却ループ（蒸気発生器、1次冷却材ポンプ及び1次冷却材管）、主蒸気管及び主給水管を多質点系はりモデルに置換し、静的解析及び動的解析を行う。

解析の基本方針、解析モデル及び諸元は、平成29年5月15日付け原規規発第1705153号にて認可された工事計画の添付資料5-6-1「蒸気発生器の耐震計算方法」による。

4.1 設計用地震力

耐震計算に使用する設計用地震力は、資料 5-1 「耐震設計の基本方針」に従って設定する。

(1) 静的地震力

静的地震力は、以下の震度に基づき算定する。

耐震 クラス	静的震度		摘 要
	水平方向	鉛直方向	
S	1.196	0.288	内部コンクリート位置 EL. m における値

(2) 動的地震力

動的地震力は、以下に示す条件を用いて算定する。

入力地震動	減衰定数(%)
弾性設計用地震動 Sd	原子炉格納容器 : 1.0%
	内部コンクリート : 5.0%
	外部しゃへい建屋 : 5.0%
	原子炉容器 : 1.0%
	蒸気発生器 ^(注) : 3.0%
基準地震動 Ss	1次冷却材ポンプ ^(注) : 3.0%
	1次冷却材管 ^(注) : 1.0%
	1次冷却材管 ^(注) : 3.0%
	1次冷却材管 ^(注) : 1.0%
	主蒸気管 : 3.0%
	主給水管 : 3.0%

(注) 上段は水平方向の減衰定数、下段は鉛直方向の減衰定数である。

(3) 設計用地震力

(設計基準対象施設)

種 別	耐震 クラス	水 平	鉛 直	摘 要
機器	S	静的震度 (1.196)	静的震度 (0.288)	荷重の組合せは、水平方向及び鉛直方向が静的地震力の場合は同時に不利な方向に作用するものとする。
		弾性設計用 地震動 Sd	弾性設計用 地震動 Sd	水平方向及び鉛直方向が動的地震力の場合は二乗和平方根(SRSS)法による。
		基準地震動 Ss	基準地震動 Ss	荷重の組合せは、二乗和平方根(SRSS)法による。

(重大事故等対処施設)

種 別	設備分類 ^(注)	水 平	鉛 直	摘 要
機器	常設耐震／防止 常設／緩和	基準地震動 Ss	基準地震動 Ss	荷重の組合せは、二乗和平方根(SRSS)法による。

(注) 常設耐震／防止：常設耐震重要重大事故防止設備

常設／緩和：常設重大事故緩和設備

4.2 応答荷重

原子炉容器出口管台及び出口管台セーフエンドに作用する応答荷重を以下の表に示す。なお、動的解析による応答荷重については設計上の裕度の係数を乗じた値である。

原子炉容器出口管台部荷重 (Sd-1 地震)	: 第 4-1 表
原子炉容器出口管台部荷重 (Sd-2 地震)	: 第 4-2 表
原子炉容器出口管台部荷重 (Ss-1 地震)	: 第 4-3 表
原子炉容器出口管台部荷重 (Ss-2 地震)	: 第 4-4 表
原子炉容器出口管台部荷重 (静的地震)	: 表 4-5 表

表中の(A)はループ A、(B)はループ B、(C)はループ C の部位における応答荷重を示す。また、表中の X 方向地震及び Y 方向地震の応答荷重は Z 方向地震の応答荷重を含む。

応答荷重の座標系を第 4-1 図に示す。応答荷重は、正負両方向の荷重が作用する。

第4-1表 原子炉容器出口管台部荷重 (Sd-1地震)

部 位	荷重の種類	軸力(kN)			曲げモーメント(kN・m)		
		F _x	F _y	F _z	M _x	M _y	M _z
原子炉容器 出口管台	X方向地震(A)	1,334	82	150	53	321	202
	Y方向地震(A)	812	126	91	46	225	294
	X方向地震(B)	125	142	75	93	203	347
	Y方向地震(B)	1,562	15	118	5	262	37
	X方向地震(C)	1,439	68	159	42	338	169
	Y方向地震(C)	758	138	84	49	215	324

第4-2表 原子炉容器出口管台部荷重 (Sd-2地震)

部 位	荷重の種類	軸力(kN)			曲げモーメント(kN・m)		
		F _x	F _y	F _z	M _x	M _y	M _z
原子炉容器 出口管台	X方向地震(A)	870	58	122	38	283	139
	Y方向地震(A)	492	90	90	24	229	202
	X方向地震(B)	94	102	85	66	224	241
	Y方向地震(B)	916	11	101	4	243	27
	X方向地震(C)	901	49	127	29	293	116
	Y方向地震(C)	439	91	87	27	225	203

第4-3表 原子炉容器出口管台部荷重 (Ss-1地震)

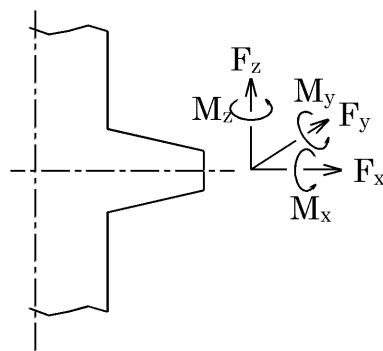
部 位	荷重の種類	軸力(kN)			曲げモーメント(kN・m)		
		F _x	F _y	F _z	M _x	M _y	M _z
原子炉容器 出口管台	X方向地震(A)	2,458	141	264	108	616	361
	Y方向地震(A)	1,346	209	151	77	375	487
	X方向地震(B)	244	245	125	189	339	618
	Y方向地震(B)	2,592	24	197	8	436	61
	X方向地震(C)	2,597	111	287	82	669	279
	Y方向地震(C)	1,258	230	140	82	359	537

第4-4表 原子炉容器出口管台部荷重 (Ss-2地震)

部 位	荷重の種類	軸力(kN)			曲げモーメント(kN・m)		
		F_x	F_y	F_z	M_x	M_y	M_z
原子炉容器 出口管台	X方向地震(A)	1,514	114	220	72	499	289
	Y方向地震(A)	819	149	149	40	382	336
	X方向地震(B)	190	191	141	126	374	485
	Y方向地震(B)	1,526	17	168	6	405	42
	X方向地震(C)	1,575	85	231	55	520	217
	Y方向地震(C)	730	152	144	45	375	337

第4-5表 原子炉容器出口管台部荷重 (静的地震)

部 位	荷重の種類	軸力(kN)			曲げモーメント(kN・m)		
		F_x	F_y	F_z	M_x	M_y	M_z
原子炉容器 出口管台	X方向地震(A)	1,007	68	73	3	152	121
	Y方向地震(A)	623	106	59	3	125	195
	X方向地震(B)	39	123	40	6	90	221
	Y方向地震(B)	1,166	6	77	1	158	7
	X方向地震(C)	1,023	56	72	2	149	103
	Y方向地震(C)	556	110	57	4	124	198



(管台反力)

第4-1図 原子炉容器出口管台部座標系

5. 設計荷重

応力評価に使用する荷重を第 5-1 表に示す。評価に用いる荷重は正負両方向の荷重を考慮する。

応力評価に使用する荷重は、「4.2 応答荷重」を次に示す要領で選定したものである。

(1) 自重の選定

モーメント： $(M_x^2 + M_y^2 + M_z^2)^{1/2}$ が最大となる管台の荷重値である。但し、モーメントが同値となる管台が複数ある場合は、軸力： $(F_x^2 + F_y^2 + F_z^2)^{1/2}$ が最大となる管台の自重を選定する。

(2) Ss 地震荷重の選定

Ss 地震時において、荷重値 6 成分(F_x 、 F_y 、 F_z 、 M_x 、 M_y 、 M_z)それぞれについて、ループ A、ループ B、ループ C 及び X 方向、Y 方向の中で最大となる荷重を選定する。

(3) Sd 地震荷重の選定

Sd 地震時及び静的地震時において、荷重値 6 成分(F_x 、 F_y 、 F_z 、 M_x 、 M_y 、 M_z)それぞれについて、ループ A、ループ B、ループ C 及び X 方向、Y 方向の中で最大となる荷重を選定する。

第 5-1 表 原子炉容器出口管台部荷重

部 位	荷重の種類	軸力(kN)			曲げモーメント(kN・m)		
		F_x	F_y	F_z	M_x	M_y	M_z
原子炉容器 出口管台	自重	2	2	-131	-3	300	5
	Ss 地震荷重	2,597	245	287	189	669	618
	Sd 地震荷重	1,562	142	159	93	338	347

(注) 荷重の座標系は第 4-1 図による。

6. 応力評価

6.1 基本方針

6.1.1 荷重の組合せ及び許容応力

原子炉容器出口管台及び出口管台セーフエンドの荷重の組合せ及び許容応力は、資料 5-1「耐震設計の基本方針」による。

6.1.2 荷重条件

荷重条件は、「5. 設計荷重」による。また、疲労評価に用いる地震荷重の繰返し回数は次のとおりとする。

Sd 地震時	300 回
Ss 地震時	200 回

6.2 応力評価方法

6.2.1 応力評価

応力評価は、外荷重（地震荷重及び自重）に対しては、平成 27 年 5 月 22 日付け原規規発第 1505221 号にて認可された工事計画にて実績のある、はりモデルの公式による手法を適用する。第 6-1 表及び第 6-2 表に記載の圧力荷重に対しては、添付資料 6-3-2「クラス 1 容器の強度計算書」の圧力荷重による応力評価結果に圧力比を乗じる方法を適用する。

供用状態 A 及び供用状態 B における疲労累積係数は、添付資料 6-3-2「クラス 1 容器の強度計算書」による。

6.2.2 疲労評価

地震の繰返し荷重に対する疲労評価を行う。評価の手順は、以下のとおりである。

(1) 使用材料による設計疲労線図のデジタル値の選定

材 料	使用する設計疲労線図のデジタル値
炭素鋼、低合金鋼及び高張力鋼	JSME S NC-1 表 添付 4-2-1
オーステナイト系ステンレス鋼 及び高ニッケル合金	JSME S NC-1 表 添付 4-2-2

なお、繰返しピーク応力強さが JSME S NC-1 表 添付 4-2-1 又は表 添付 4-2-2 記載の応力の中間の値の場合は、JSME S NC-1 表 添付 4-2-1 式により求める。

(2) 繰返しピーク応力強さの算出

地震荷重によって生じた一次＋二次＋ピーク応力強さ最大値と最小値及び変動幅を求め、変動幅の 1/2 の値（繰返しピーク応力強さ）を求める。

(3) 疲労累積係数の確認

地震荷重による繰返しピーク応力強さに対応する許容繰返し回数を設計疲労線図のデジタル値から求め、これを N とする。

地震による疲労累積係数 U(Ss)及び U(Sd)は、地震繰返し回数が各々 200 回、300 回であるため、下式で求められる。

$$U(Ss) = \frac{200}{N}$$

$$U(Sd) = \frac{300}{N}$$

供用状態 A,B の疲労累積係数 UI を組み合わせた合計疲労累積係数 UI＋U(Ss)または UI＋U(Sd)が 1.0 を超えないことを確認する。

第6-1表 原子炉容器出口管台及び出口管台セーフエンドの材料、温度及び圧力（設計基準対象施設）

材料	温度条件 (°C)		圧力条件 (MPa)		S _m (MPa)	S _y (MPa)	S _u (MPa)	使用部位
SFVV3 相当 ^(注) (ASME SA508 Class 3)	負荷の喪失	329.9	負荷の喪失	17.77	184	300	473	出口管台
SUSF316 相当 (ASME SA182 Gr. 316)					116	—	427	出口管台 セーフエンド

(注) SFVQ1A 相当(JSME S NC-1)

第6-2表 原子炉容器出口管台及び出口管台セーフエンドの材料、温度及び圧力（重大事故等対処施設）

材料	温度条件 (°C)		圧力条件 (MPa)		S _m (MPa)	S _y (MPa)	S _u (MPa)	使用部位
SFVV3 相当 ^(注) (ASME SA508 Class 3)	主給水流量 喪失 + 原子炉 トリップ失敗	360	主給水流量 喪失 + 原子炉 トリップ失敗	18.5	184	—	463	出口管台
SUSF316 相当 (ASME SA182 Gr. 316)					113	—	427	出口管台 セーフエンド

(注) SFVQ1A 相当(JSME S NC-1)

耐震計算結果

工事計画届出添付資料 5-3

川内原子力発電所第2号機

目 次

	頁
1. 概 要	5 (2) - 3 - 1
2. 記号の説明	5 (2) - 3 - 2
3. 応力解析結果及び評価	5 (2) - 3 - 3
3.1 評価の概要	5 (2) - 3 - 3
3.2 出口管台及び出口管台セーフエンド	5 (2) - 3 - 6

1. 概 要

本資料は、原子炉容器出口管台及び出口管台セーフエンドが十分な耐震性を有することを確認するための耐震計算の結果について記載したものである。

原子炉容器出口管台及び出口管台セーフエンドの耐震計算は、資料 5-2「耐震計算方法」に従って行う。

2. 記号の説明

本資料で用いる記号については、次のとおりである。

記号	単位	定義
MIN(A,B)	MPa	A 又は B の 2 つの値のうち小さい方の値
P_b	MPa	一次曲げ応力
P_L	MPa	一次局部膜応力
P_m	MPa	一次一般膜応力
Q	MPa	二次応力
S1,S2,S3	MPa	主応力
S12	MPa	主応力差 (S1-S2)
S23	MPa	主応力差 (S2-S3)
S31	MPa	主応力差 (S3-S1)
S_m	MPa	設計応力強さ
S_u	MPa	設計引張強さ
S_y	MPa	設計降伏点
UI	—	供用状態 A,B の疲労累積係数
U(Ss)	—	Ss 地震時の疲労累積係数
U(Sd)	—	Sd 地震時の疲労累積係数
σ_r	MPa	半径(r)方向応力
σ_t	MPa	円周(θ)方向応力
σ_x	MPa	軸(x)方向応力
τ_{rx}	MPa	軸径(rx)方向せん断応力
τ_{xt}	MPa	軸周(x θ)方向せん断応力

3. 応力解析結果及び評価

3.1 評価の概要

設計基準対象施設としての応力評価の概要を第 3-1-1 表及び第 3-1-2 表に示す。また、重大事故等対処施設としての応力評価の概要を第 3-1-3 表に示す。

第3-1-1表 Ss地震時の応力評価の概要（設計基準対象施設）

（単位：MPa（疲労評価を除く））

評価項目 解析箇所	一次一般膜応力強さ			一次膜+一次曲げ応力強さ			一次+二次応力強さ			疲労評価		
	(注) 評価点	P_m	許容値	(注) 評価点	P_L+P_b	許容値	(注) 評価点	P_L+P_b+Q	許容値	(注) 評価点	$UI+U(Ss)$	許容値
出口管台セーフエンド	2	101	278	2	106	378	2	82	348	2	0.008	1.0
出口管台	6,8	79	315	6	90	435	8	67	552	6	0.010	1.0

（注）評価点は、解析箇所での評価のうち最も厳しい位置である（評価点については、第3-1図を参照）。

第3-1-2表 Sd地震時の応力評価の概要（設計基準対象施設）

（単位：MPa（疲労評価を除く））

評価項目 解析箇所	一次一般膜応力強さ			一次膜+一次曲げ応力強さ			一次+二次応力強さ			疲労評価		
	(注) 評価点	P_m	許容値	(注) 評価点	P_L+P_b	許容値	(注) 評価点	P_L+P_b+Q	許容値	(注) 評価点	$UI+U(Sd)$	許容値
出口管台セーフエンド	1,2	100	139	2	100	189	2	46	348	2	0.008	1.0
出口管台	5~8	78	300	6	79	414	8	37	552	6	0.010	1.0

（注）評価点は、解析箇所での評価のうち最も厳しい位置である（評価点については、第3-1図を参照）。

第3-1-3表 Ss地震時の応力評価の概要（重大事故等対処施設）

（単位：MPa（疲労評価を除く））

解析箇所	一次一般膜応力強さ			一次膜+一次曲げ応力強さ			一次+二次応力強さ			疲労評価		
	(注) 評価点	P _m	許容値	(注) 評価点	P _L +P _b	許容値	(注) 評価点	P _L +P _b +Q	許容値	(注) 評価点	UI+U(Ss)	許容値
出口管台セーフエンド	2	105	271	2	109	368	2	82	339	2	0.008	1.0
出口管台	6,8	82	308	6	92	425	8	67	552	6	0.010	1.0

（注）評価点は、解析箇所での評価のうち最も厳しい位置である（評価点については、第3-1図を参照）。

3.2 出口管台及び出口管台セーフエンド

3.2.1 形状、寸法、材料及び応力評価点

出口管台及び出口管台セーフエンドの形状、寸法、材料及び応力評価点を第3-1図に示す。

3.2.2 一次応力評価

Ss 地震時及び Sd 地震時の一次応力強さは、次に示すとおり許容値を満足している。

Ss 地震時及び Sd 地震時の一次一般膜応力強さを第3-2-1表～第3-2-3表に示す。第3-2-1表及び第3-2-2表は設計基準対象施設としての解析結果であり、第3-2-3表は重大事故等対処施設としての解析結果である。

また、Ss 地震時及び Sd 地震時の一次膜＋一次曲げ応力強さを第3-3-1表～第3-3-3表に示す。第3-3-1表及び第3-3-2表は設計基準対象施設としての解析結果であり、第3-3-3表は重大事故等対処施設としての解析結果である。

3.2.3 一次＋二次応力評価

Ss 地震時及び Sd 地震時の一次＋二次応力強さの変動幅は、次に示すとおり許容値を満足している。

Ss 地震時及び Sd 地震時の一次＋二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅を第3-4-1表～第3-4-3表に示す。第3-4-1表及び第3-4-2表は設計基準対象施設としての解析結果であり、第3-4-3表は重大事故等対処施設としての解析結果である。

また、Ss 地震時及び Sd 地震時の一次＋二次応力を第3-5-1表～第3-5-3表に示す。第3-5-1表及び第3-5-2表は設計基準対象施設としての解析結果であり、第3-5-3表は重大事故等対処施設としての解析結果である。

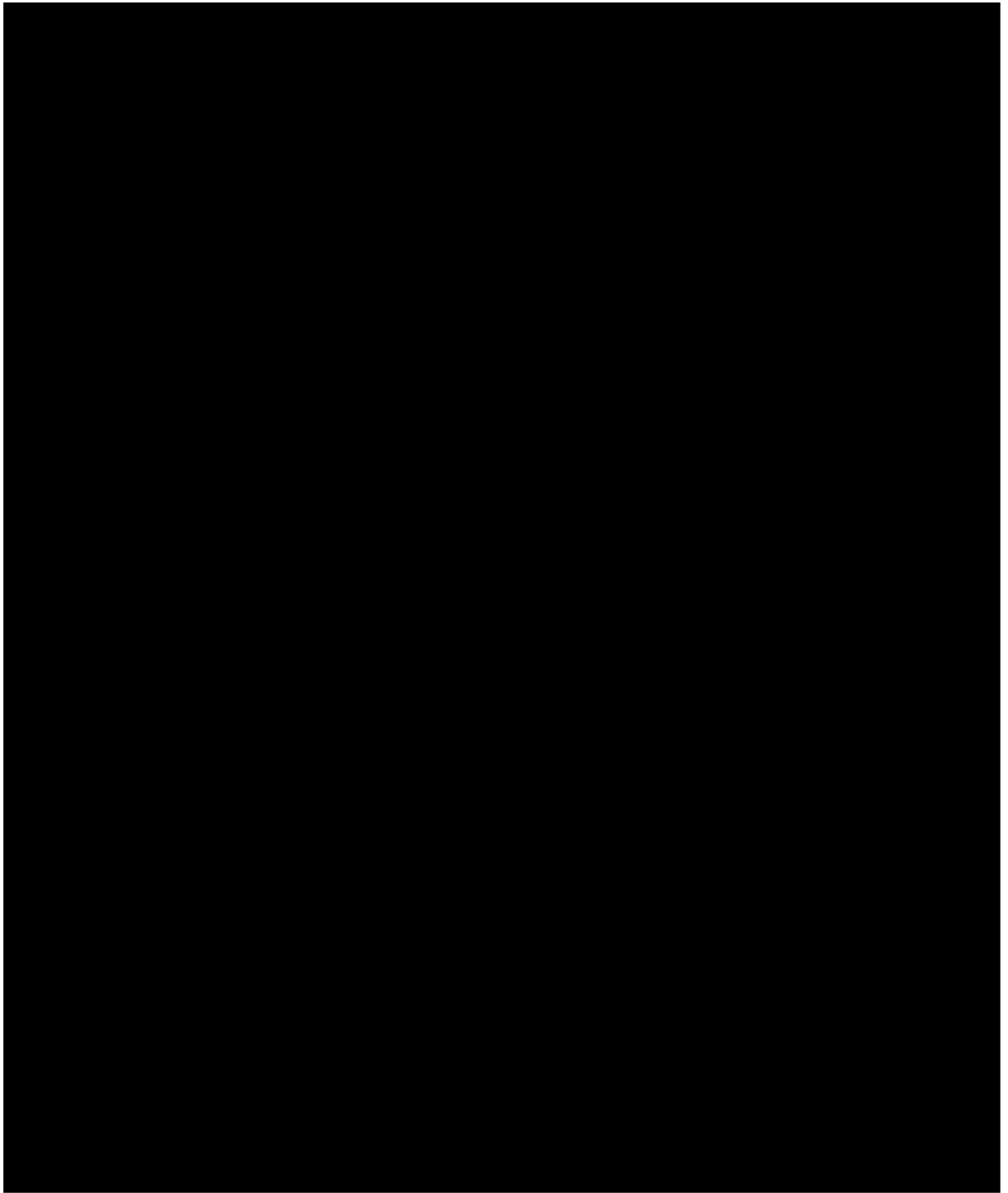
3.2.4 疲労評価

Ss 地震時及び Sd 地震時の疲労累積係数は、次に示すとおり許容値を満足している。

Ss 地震時及び Sd 地震時の疲労累積係数を第 3-6-1 表～第 3-6-3 表に示す。第 3-6-1 表及び第 3-6-2 表は設計基準対象施設としての解析結果であり、第 3-6-3 表は重大事故等対処施設としての解析結果である。

また、Ss 地震時及び Sd 地震時の一次＋二次＋ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅を第 3-7-1 表～第 3-7-3 表に示す。第 3-7-1 表及び第 3-7-2 表は設計基準対象施設としての解析結果であり、第 3-7-3 表は重大事故等対処施設としての解析結果である。

さらに、Ss 地震時及び Sd 地震時の一次＋二次＋ピーク応力を第 3-8-1 表～第 3-8-3 表に示す。第 3-8-1 表及び第 3-8-2 表は設計基準対象施設としての解析結果であり、第 3-8-3 表は重大事故等対処施設としての解析結果である。



第 3-1 図 出口管台及び出口管台セーフエンド

第3-2-1表 Ss地震時の一次一般膜応力強さ（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	52.3	98.9	0.0	-4.0	16.8	0.0	0.0	-5.5	68.3	99.9	-0.2	-31.6	100.1	-68.5
2	52.3	98.9	0.0	-4.0	16.8	0.0	0.0	-5.9	68.2	100.1	-0.2	-31.9	100.3	-68.4
3	41.0	70.6	-7.4	0.8	13.2	0.0	0.0	-4.2	53.2	71.6	-7.4	-18.4	79.0	-60.5
4	41.0	70.6	-7.4	0.8	13.2	0.0	0.0	-4.6	53.0	71.8	-7.4	-18.8	79.2	-60.3
5	41.0	70.3	-7.2	0.8	13.2	0.0	0.0	-4.2	53.1	71.3	-7.2	-18.2	78.5	-60.4
6	41.0	70.3	-7.2	0.8	13.2	0.0	0.0	-4.6	52.9	71.5	-7.2	-18.6	78.7	-60.2
7	41.0	70.3	-7.2	0.8	13.2	0.0	0.0	-4.2	53.1	71.3	-7.2	-18.2	78.5	-60.4
8	41.0	70.3	-7.2	0.8	13.2	0.0	0.0	-4.6	52.9	71.5	-7.2	-18.6	78.7	-60.2

許容値 MIN(2.4S_m, 2/3S_u)=278MPa（評価点：1～4）

2/3S_u=315MPa（評価点：5～8）

第3-2-2表 Sd地震時の一次一般膜応力強さ（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	52.3	98.9	0.0	-4.0	-10.1	0.0	0.0	-3.3	42.4	99.1	-0.4	-56.7	99.5	-42.7
2	52.3	98.9	0.0	-4.0	-10.1	0.0	0.0	-3.5	42.4	99.2	-0.4	-56.8	99.5	-42.7
3	41.0	70.6	-7.4	0.8	7.9	0.0	0.0	-2.5	48.6	70.9	-7.4	-22.2	78.2	-56.0
4	41.0	70.6	-7.4	0.8	7.9	0.0	0.0	-2.7	48.6	70.9	-7.4	-22.3	78.3	-56.0
5	41.0	70.3	-7.2	0.8	7.9	0.0	0.0	-2.5	48.6	70.5	-7.2	-21.9	77.8	-55.9
6	41.0	70.3	-7.2	0.8	7.9	0.0	0.0	-2.7	48.6	70.6	-7.2	-22.0	77.8	-55.8
7	41.0	70.3	-7.2	0.8	7.9	0.0	0.0	-2.5	48.6	70.5	-7.2	-21.9	77.8	-55.9
8	41.0	70.3	-7.2	0.8	7.9	0.0	0.0	-2.7	48.6	70.6	-7.2	-22.0	77.8	-55.8

許容値 $1.2S_m=139\text{MPa}$ （評価点：1～4）

$\text{MIN}(S_y, 2/3S_u)=300\text{MPa}$ （評価点：5～8）

第3-2-3表 Ss地震時の一次一般膜応力強さ（重大事故等対処施設）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	54.4	103.0	0.0	-4.2	16.8	0.0	0.0	-5.5	70.5	103.9	-0.2	-33.4	104.1	-70.8
2	54.4	103.0	0.0	-4.2	16.8	0.0	0.0	-5.9	70.4	104.1	-0.2	-33.7	104.3	-70.6
3	42.7	73.5	-7.7	0.9	13.2	0.0	0.0	-4.2	54.9	74.4	-7.7	-19.5	82.1	-62.6
4	42.7	73.5	-7.7	0.9	13.2	0.0	0.0	-4.6	54.7	74.6	-7.7	-19.9	82.3	-62.4
5	42.7	73.1	-7.5	0.9	13.2	0.0	0.0	-4.2	54.9	74.1	-7.5	-19.3	81.7	-62.4
6	42.7	73.1	-7.5	0.9	13.2	0.0	0.0	-4.6	54.7	74.3	-7.5	-19.6	81.8	-62.2
7	42.7	73.1	-7.5	0.9	13.2	0.0	0.0	-4.2	54.9	74.1	-7.5	-19.3	81.7	-62.4
8	42.7	73.1	-7.5	0.9	13.2	0.0	0.0	-4.6	54.7	74.3	-7.5	-19.6	81.8	-62.2

許容値 MIN(2.4S_m, 2/3S_u)=271MPa（評価点：1～4）

2/3S_u=308MPa（評価点：5～8）

第3-3-1表 Ss地震時の一次膜+一次曲げ応力強さ（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	52.3	98.9	0.0	-4.0	45.3	0.0	0.0	-4.4	93.9	102.8	-0.1	-8.8	102.9	-94.1
2	52.3	98.9	0.0	-4.0	49.7	0.0	0.0	-4.8	105.6	95.5	-0.1	10.2	95.6	-105.8
3	41.0	70.6	-7.4	0.8	35.9	0.0	0.0	-3.3	78.3	69.1	-7.4	9.2	76.5	-85.7
4	41.0	70.6	-7.4	0.8	40.4	0.0	0.0	-3.8	82.6	69.4	-7.4	13.2	76.8	-90.0
5	41.0	70.3	-7.2	0.8	35.9	0.0	0.0	-3.3	78.2	68.9	-7.2	9.4	76.1	-85.5
6	41.0	70.3	-7.2	0.8	40.4	0.0	0.0	-3.8	82.6	69.1	-7.2	13.5	76.3	-89.8
7	40.7	67.0	-4.5	2.1	36.1	0.0	0.0	-3.3	77.9	65.9	-4.6	12.0	70.5	-82.5
8	40.7	67.0	-4.5	2.1	40.7	0.0	0.0	-3.8	82.4	66.0	-4.6	16.4	70.6	-87.0

許容値 $\text{MIN}(2.4S_m, 2/3S_u) \times 1.36 = 378\text{MPa}$ （評価点：1,2）（内径=761.68mm 外径=881.68mm）

$\text{MIN}(2.4S_m, 2/3S_u) \times 1.38 = 384\text{MPa}$ （評価点：3,4）（内径=761.68mm 外径=912.0mm）

$2/3S_u \times 1.38 = 435\text{MPa}$ （評価点：5~8）（内径=761.68mm 外径=912.0mm）

第3-3-2表 Sd地震時の一次膜+一次曲げ応力強さ（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	52.3	98.9	0.0	-4.0	-28.9	0.0	0.0	-2.3	24.0	99.0	-0.7	-75.0	99.7	-24.7
2	52.3	98.9	0.0	-4.0	-31.8	0.0	0.0	-2.5	21.2	99.0	-0.7	-77.8	99.8	-21.9
3	41.0	70.6	-7.4	0.8	15.9	0.0	0.0	-2.5	56.5	71.0	-7.4	-14.6	78.4	-63.8
4	41.0	70.6	-7.4	0.8	25.9	0.0	0.0	-2.0	66.1	71.5	-7.4	-5.4	78.8	-73.5
5	41.0	70.3	-7.2	0.8	22.9	0.0	0.0	-1.8	63.4	70.7	-7.2	-7.3	78.0	-70.7
6	41.0	70.3	-7.2	0.8	25.9	0.0	0.0	-2.0	66.0	71.2	-7.2	-5.2	78.4	-73.2
7	40.7	67.0	-4.5	2.1	23.1	0.0	0.0	-1.8	63.1	67.8	-4.6	-4.7	72.4	-67.7
8	40.7	67.0	-4.5	2.1	26.1	0.0	0.0	-2.0	65.0	68.9	-4.6	-4.0	73.5	-69.5

許容値 $1.2S_m \times 1.36 = 189\text{MPa}$ （評価点：1,2）（内径=761.68 mm 外径=881.68 mm）

$1.2S_m \times 1.38 = 192\text{MPa}$ （評価点：3,4）（内径=761.68 mm 外径=912.0 mm）

$\text{MIN}(S_y, 2/3S_u) \times 1.38 = 414\text{MPa}$ （評価点：5~8）（内径=761.68 mm 外径=912.0 mm）

第3-3-3表 Ss地震時の一次膜+一次曲げ応力強さ（重大事故等対処施設）

（単位：MPa）

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	54.4	103.0	0.0	-4.2	45.3	0.0	0.0	-4.4	96.8	106.1	-0.1	-9.3	106.2	-97.0
2	54.4	103.0	0.0	-4.2	49.7	0.0	0.0	-4.8	108.5	98.8	-0.1	9.7	98.9	-108.7
3	42.7	73.5	-7.7	0.9	35.9	0.0	0.0	-3.3	80.2	71.8	-7.7	8.4	79.5	-87.9
4	42.7	73.5	-7.7	0.9	40.4	0.0	0.0	-3.8	84.4	72.2	-7.7	12.2	79.9	-92.1
5	42.7	73.1	-7.5	0.9	35.9	0.0	0.0	-3.3	80.1	71.5	-7.5	8.6	79.1	-87.7
6	42.7	73.1	-7.5	0.9	40.4	0.0	0.0	-3.8	84.4	71.9	-7.5	12.5	79.4	-91.9
7	42.4	69.7	-4.7	2.2	36.1	0.0	0.0	-3.3	79.7	68.6	-4.8	11.1	73.4	-84.4
8	42.4	69.7	-4.7	2.2	40.7	0.0	0.0	-3.8	84.2	68.7	-4.8	15.4	73.5	-88.9

許容値 $\text{MIN}(2.4S_m, 2/3S_u) \times 1.36 = 368\text{MPa}$ （評価点：1,2）（内径=761.68 mm 外径=881.68 mm）

$\text{MIN}(2.4S_m, 2/3S_u) \times 1.38 = 374\text{MPa}$ （評価点：3,4）（内径=761.68 mm 外径=912.0 mm）

$2/3S_u \times 1.38 = 425\text{MPa}$ （評価点：5~8）（内径=761.68 mm 外径=912.0 mm）

第3-4-1表 S_s地震時の一次+二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	37.5	0.5	37.0	-37.5	-0.5	-37.0	74.9	1.0	73.9
2	40.6	0.6	40.1	-40.6	-0.6	-40.1	81.3	1.1	80.1
3	29.6	0.4	29.2	-29.6	-0.4	-29.2	59.1	0.7	58.4
4	32.8	0.4	32.4	-32.8	-0.4	-32.4	65.6	0.9	64.8
5	29.6	0.4	29.2	-29.6	-0.4	-29.2	59.1	0.7	58.4
6	32.8	0.4	32.4	-32.8	-0.4	-32.4	65.6	0.9	64.8
7	29.7	0.4	29.3	-29.7	-0.4	-29.3	59.4	0.7	58.7
8	33.0	0.4	32.6	-33.0	-0.4	-32.6	66.0	0.8	65.2

許容値 $3S_m=348\text{MPa}$ （評価点：1～4）

$3S_m=552\text{MPa}$ （評価点：5～8）

第3-4-2表 Sd地震時の一次+二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	20.8	0.3	20.6	-20.8	-0.3	-20.6	41.7	0.5	41.1
2	22.5	0.3	22.2	-22.5	-0.3	-22.2	45.0	0.6	44.4
3	16.4	0.2	16.2	-16.4	-0.2	-16.2	32.8	0.4	32.4
4	18.1	0.2	17.9	-18.1	-0.2	-17.9	36.2	0.5	35.7
5	16.4	0.2	16.2	-16.4	-0.2	-16.2	32.8	0.4	32.4
6	18.1	0.2	17.9	-18.1	-0.2	-17.9	36.2	0.5	35.7
7	16.5	0.2	16.3	-16.5	-0.2	-16.3	33.0	0.4	32.6
8	18.2	0.2	18.0	-18.2	-0.2	-18.0	36.4	0.5	35.9

許容値 $3S_m=348\text{MPa}$ （評価点：1～4）

$3S_m=552\text{MPa}$ （評価点：5～8）

第3-4-3表 S_s地震時の一次+二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅（重大事故等対処施設）

（単位：MPa）

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	37.5	0.5	37.0	-37.5	-0.5	-37.0	74.9	1.0	73.9
2	40.6	0.6	40.1	-40.6	-0.6	-40.1	81.3	1.1	80.1
3	29.6	0.4	29.2	-29.6	-0.4	-29.2	59.1	0.7	58.4
4	32.8	0.4	32.4	-32.8	-0.4	-32.4	65.6	0.9	64.8
5	29.6	0.4	29.2	-29.6	-0.4	-29.2	59.1	0.7	58.4
6	32.8	0.4	32.4	-32.8	-0.4	-32.4	65.6	0.9	64.8
7	29.7	0.4	29.3	-29.7	-0.4	-29.3	59.4	0.7	58.7
8	33.0	0.4	32.6	-33.0	-0.4	-32.6	66.0	0.8	65.2

許容値 $3S_m=339\text{MPa}$ （評価点：1～4）

$3S_m=552\text{MPa}$ （評価点：5～8）

第3-5-1表 Ss地震時の一次+二次応力（設計基準対象施設）
（単位：MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
1	36.5	0.0	0.0	4.3
2	39.5	0.0	0.0	4.8
3	28.8	0.0	0.0	3.3
4	32.0	0.0	0.0	3.7
5	28.8	0.0	0.0	3.3
6	32.0	0.0	0.0	3.7
7	29.0	0.0	0.0	3.3
8	32.2	0.0	0.0	3.7

第3-5-2表 Sd地震時の一次+二次応力（設計基準対象施設）
（単位：MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
1	20.3	0.0	0.0	2.4
2	21.9	0.0	0.0	2.6
3	16.0	0.0	0.0	1.8
4	17.6	0.0	0.0	2.0
5	16.0	0.0	0.0	1.8
6	17.6	0.0	0.0	2.0
7	16.1	0.0	0.0	1.8
8	17.7	0.0	0.0	2.0

第 3-5-3 表 Ss 地震時の一次+二次応力 (重大事故等対処施設)

(単位 : MPa)

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
1	36.5	0.0	0.0	4.3
2	39.5	0.0	0.0	4.8
3	28.8	0.0	0.0	3.3
4	32.0	0.0	0.0	3.7
5	28.8	0.0	0.0	3.3
6	32.0	0.0	0.0	3.7
7	29.0	0.0	0.0	3.3
8	32.2	0.0	0.0	3.7

第3-6-1表 S_s地震時の疲労累積係数（設計基準対象施設）

評価点	S12			S23			S31		
	UI	U(S _s)	UI+U(S _s)	UI	U(S _s)	UI+U(S _s)	UI	U(S _s)	UI+U(S _s)
1	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00003	0.0	0.00003
2	0.00273	0.00050	0.00323	0.00000	0.0	0.00000	0.00704	0.00050	0.00754
3	0.0	0.0	0.0	0.00001	0.0	0.00001	0.00023	0.0	0.00023
4	0.00004	0.0	0.00004	0.0	0.0	0.0	0.00014	0.0	0.00014
5	0.00553	0.0	0.00553	0.0	0.0	0.0	0.00904	0.0	0.00904
6	0.00492	0.0	0.00492	0.0	0.0	0.0	0.00965	0.0	0.00965
7	0.0	0.0	0.0	0.00213	0.0	0.00213	0.00077	0.0	0.00077
8	0.00383	0.0	0.00383	0.00005	0.0	0.00005	0.00403	0.0	0.00403

許容値 $UI+U(S_s)=1.0$

第3-6-2表 S_d地震時の疲労累積係数（設計基準対象施設）

評価点	S12			S23			S31		
	UI	U(S _d)	UI+U(S _d)	UI	U(S _d)	UI+U(S _d)	UI	U(S _d)	UI+U(S _d)
1	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00003	0.0	0.00003
2	0.00273	0.00005	0.00277	0.00000	0.0	0.00000	0.00704	0.00005	0.00709
3	0.0	0.0	0.0	0.00001	0.0	0.00001	0.00023	0.0	0.00023
4	0.00004	0.0	0.00004	0.0	0.0	0.0	0.00014	0.0	0.00014
5	0.00553	0.0	0.00553	0.0	0.0	0.0	0.00904	0.0	0.00904
6	0.00492	0.0	0.00492	0.0	0.0	0.0	0.00965	0.0	0.00965
7	0.0	0.0	0.0	0.00213	0.0	0.00213	0.00077	0.0	0.00077
8	0.00383	0.0	0.00383	0.00005	0.0	0.00005	0.00403	0.0	0.00403

許容値 $UI+U(S_d)=1.0$

第3-6-3表 S_s地震時の疲労累積係数（重大事故等対処施設）

評価点	S12			S23			S31		
	UI	U(S _s)	UI+U(S _s)	UI	U(S _s)	UI+U(S _s)	UI	U(S _s)	UI+U(S _s)
1	0.0	0.0	0.0	0.00000	0.0	0.00000	0.00003	0.0	0.00003
2	0.00273	0.00054	0.00326	0.00000	0.0	0.00000	0.00704	0.00053	0.00758
3	0.0	0.0	0.0	0.00001	0.0	0.00001	0.00023	0.0	0.00023
4	0.00004	0.0	0.00004	0.0	0.0	0.0	0.00014	0.0	0.00014
5	0.00553	0.0	0.00553	0.0	0.0	0.0	0.00904	0.0	0.00904
6	0.00492	0.0	0.00492	0.0	0.0	0.0	0.00965	0.0	0.00965
7	0.0	0.0	0.0	0.00213	0.0	0.00213	0.00077	0.0	0.00077
8	0.00383	0.0	0.00383	0.00005	0.0	0.00005	0.00403	0.0	0.00403

許容値 $UI+U(S_s)=1.0$

第3-7-1表 Ss地震時の一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅（設計基準対象施設）

（単位：MPa）

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	37.5	0.5	37.0	-37.5	-0.5	-37.0	74.9	1.0	73.9
2	197.9	0.1	197.7	-197.9	-0.1	-197.7	395.7	0.2	395.5
3	29.6	0.4	29.2	-29.6	-0.4	-29.2	59.1	0.7	58.4
4	32.8	0.4	32.4	-32.8	-0.4	-32.4	65.6	0.9	64.8
5	28.4	0.4	28.0	-28.4	-0.4	-28.0	56.8	0.9	56.0
6	32.8	0.4	32.4	-32.8	-0.4	-32.4	65.6	0.9	64.8
7	28.6	0.4	28.1	-28.6	-0.4	-28.1	57.1	0.9	56.2
8	33.0	0.4	32.6	-33.0	-0.4	-32.6	66.0	0.8	65.2

第3-7-2表 Sd地震時の一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅（設計基準対象施設）
 （単位：MPa）

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	20.6	0.3	20.3	-20.6	-0.3	-20.3	41.1	0.5	40.6
2	108.1	0.1	108.1	-108.1	-0.1	-108.1	216.2	0.1	216.1
3	16.2	0.2	16.1	-16.2	-0.2	-16.1	32.5	0.4	32.1
4	17.9	0.2	17.7	-17.9	-0.2	-17.7	35.8	0.4	35.4
5	16.4	0.2	16.2	-16.4	-0.2	-16.2	32.8	0.4	32.4
6	17.9	0.2	17.7	-17.9	-0.2	-17.7	35.8	0.4	35.4
7	16.5	0.2	16.3	-16.5	-0.2	-16.3	33.0	0.4	32.6
8	18.0	0.2	17.8	-18.0	-0.2	-17.8	36.0	0.4	35.6

第3-7-3表 Ss地震時の一次+二次+ピーク応力強さの最大値と最小値及び変動幅（重大事故等対処施設）

（単位：MPa）

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	37.5	0.5	37.0	-37.5	-0.5	-37.0	74.9	1.0	73.9
2	197.9	0.1	197.7	-197.9	-0.1	-197.7	395.7	0.2	395.5
3	29.6	0.4	29.2	-29.6	-0.4	-29.2	59.1	0.7	58.4
4	32.8	0.4	32.4	-32.8	-0.4	-32.4	65.6	0.9	64.8
5	28.4	0.4	28.0	-28.4	-0.4	-28.0	56.8	0.9	56.0
6	32.8	0.4	32.4	-32.8	-0.4	-32.4	65.6	0.9	64.8
7	28.6	0.4	28.1	-28.6	-0.4	-28.1	57.1	0.9	56.2
8	33.0	0.4	32.6	-33.0	-0.4	-32.6	66.0	0.8	65.2

第3-8-1表 Ss地震時の一次+二次+ピーク応力（設計基準対象施設）
（単位：MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
1	36.5	0.0	0.0	-4.3
2	197.6	0.0	0.0	-4.8
3	28.8	0.0	0.0	3.3
4	32.0	0.0	0.0	-3.7
5	27.5	0.0	0.0	-3.5
6	32.0	0.0	0.0	-3.7
7	27.7	0.0	0.0	-3.5
8	32.2	0.0	0.0	3.7

第3-8-2表 Sd地震時の一次+二次+ピーク応力（設計基準対象施設）
（単位：MPa）

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
1	20.0	0.0	0.0	-2.3
2	108.0	0.0	0.0	-2.5
3	15.9	0.0	0.0	1.7
4	17.5	0.0	0.0	-1.9
5	16.0	0.0	0.0	-1.8
6	17.5	0.0	0.0	-1.9
7	16.1	0.0	0.0	-1.8
8	17.6	0.0	0.0	1.9

第 3-8-3 表 Ss 地震時の一次+二次+ピーク応力 (重大事故等対処施設)

(単位 : MPa)

評価点	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
1	36.5	0.0	0.0	-4.3
2	197.6	0.0	0.0	-4.8
3	28.8	0.0	0.0	3.3
4	32.0	0.0	0.0	-3.7
5	27.5	0.0	0.0	-3.5
6	32.0	0.0	0.0	-3.7
7	27.7	0.0	0.0	-3.5
8	32.2	0.0	0.0	3.7

水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する
影響評価結果

工事計画届出添付資料 5-4

川内原子力発電所第 2 号機

目 次

	頁
1. 概 要	5 (2) - 4 - 1
2. 影響評価に用いる地震動	5 (2) - 4 - 1
3. 水平 2 方向及び鉛直方向地震力に対する影響評価	5 (2) - 4 - 1
3.1 影響検討対象部位	5 (2) - 4 - 1
3.2 構造上の特徴による抽出結果	5 (2) - 4 - 2
3.3 発生値の増分の観点による抽出結果	5 (2) - 4 - 3
3.4 影響評価方法	5 (2) - 4 - 4
3.5 影響評価結果	5 (2) - 4 - 4
4. まとめ	5 (2) - 4 - 6

1. 概 要

本資料は、資料 5-1「耐震設計の基本方針」のうち「4.2 設計用地震力」に基づき、水平 2 方向及び鉛直方向地震力により、原子炉容器が有する耐震性に及ぼす影響について評価した結果を説明するものである。

2. 影響評価に用いる地震動

川内原子力発電所の基準地震動 S_s-1 及び S_s-2 について、地震動の特性及び包絡関係の確認を行った。その結果、施設の特性による影響も考慮した上で、基準地震動 S_s-2 の水平 2 方向を考慮した地震動は、 S_s-2 と同等であること、また一部超えている部分については S_s-1 に包絡されていることを確認したため、水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響評価は、基準地震動 S_s-1 を用いて実施した。

3. 水平 2 方向及び鉛直方向地震力に対する影響評価

3.1 影響検討対象部位

耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設並びにこれらの施設への波及的影響防止のために耐震評価を実施する設備の評価部位を検討対象とする。検討対象部位を機種毎に分類した結果を第 3-1 表に示す。

第 3-1 表 水平 2 方向入力の影響検討対象部位

設 備	部 位
原子炉容器	出口管台、出口管台セーフエンド

3.2 構造上の特徴による抽出結果

機種毎に構造上の特徴から水平 2 方向の地震力が重複する観点、もしくは応答軸方向以外の振動モード（ねじれ振動等）が生じる観点にて検討を行い、水平 2 方向の地震力による影響の可能性のある部位を抽出した。その結果を以下に示す。

(1) 水平 2 方向の地震力が重複する観点

水平 1 方向の地震に加えて、さらに水平直交方向に地震力が重複した場合、水平 2 方向の地震力による影響を検討し、影響が軽微な部位以外の影響検討が必要となる可能性があるものを抽出する。以下の場合、水平 2 方向の地震力による影響が軽微な部位であると整理した。

- a. 水平 2 方向の地震力を受けた場合でも、その構造により水平 1 方向の地震力しか負担しないもの
- b. 水平 2 方向の地震力を受けた場合、その構造により最大応力の発生箇所が異なるもの
- c. 水平 2 方向の地震を組み合わせても水平 1 方向の地震による応力と同等といえるもの
- d. 従来評価にて保守性を考慮しており、水平 2 方向及び鉛直方向地震力による影響を考慮しても影響が軽微であるもの

第 3-1 表に示す原子炉容器出口管台及び出口管台セーフエンドについては、上記の a.~d. に該当しないことから影響の可能性のある部位として抽出した。

(2) 水平方向とその直交方向が相関する振動モード（ねじれ振動等）が生じる観点

水平方向とその直交方向が相関する振動モードが生じることで有意な影響が生じ、さらに新たな応力成分が作用する可能性のある部位を抽出する。原子炉容器を含む、水平方向に広がりのある 1 次冷却ループ設備の場合、各構成要素は水平各軸方向に対して均等な構造であり有意なねじれ振動は起こらないが、系全体として考えた場合は、有意なねじれ振動が発生する可能性がある。しかし、水平方向とその直交方向が相関する振動モードが想定される設備は、従来設計より 3 次元のモデル化を行っており、その振動モードは適切に考慮した評価としているため、この観点から抽出される部位はなかった。

3.3 発生値の増分の観点による抽出結果

「3.2 構造上の特徴による抽出結果」にて影響の可能性がある部位として抽出された原子炉容器出口管台及び出口管台セーフエンドについて、水平 2 方向の地震力が各方向 1 : 1 で入力された場合にかかる荷重や応力を求め、従来の水平 1 方向及び鉛直方向地震力の設計手法による発生値と比較し、その増分により影響の程度を確認し、水平 2 方向の地震力による影響の可能性がある部位を抽出する。

水平 2 方向の地震力の組合せは米国 Regulatory Guide 1.92 の「2. Combining Effects Caused by Three Spatial Components of an Earthquake」を参考として非同時性を考慮した Square-Root-of-the-Sum-of-the-Squares 法（以下「非同時性を考慮した SRSS 法」という。）により組み合わせ、発生値の増分を算出する。以下の場合、水平 2 方向の地震力による影響が軽微な部位であると整理した。

- a. 従来の設計手法による発生値が、地震・地震以外の応力に分離可能であり、地震以外の応力が支配的であるもの
- b. 解析等で求められる発生荷重より大きな設計荷重を用いて設計しており、水平 2 方向の地震力の組合せが設計荷重に包絡されるもの
- c. 厳しい応力が発生する応答軸が明確な設備で、その応答軸へ地震力を入力しているもの

第 3-1 表に示す原子炉容器出口管台及び出口管台セーフエンドについては、上記の a.~c. に該当しないことから影響の可能性がある部位として抽出した。

また、平成 27 年 5 月 22 日付け原規規発第 1505221 号にて認可された工事計画の添付資料 3-19「水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果」の 3.1.2 項及び 3.2.2 項における建物・構築物及び屋外重要土木構造物の影響評価において、機器・配管系への影響を検討した結果、耐震性への影響が懸念されるものは抽出されておらず、今回の工事は、建物・構築物及び屋外重要土木構造物を変更するものではないため、本検討結果への影響はない。

3.4 影響評価方法

原子炉容器のうち、本工事計画の評価対象部位である出口管台及び出口管台セーフエンドについて、水平 2 方向及び鉛直方向地震力を想定した発生値を以下の方法にて算出する。発生値の算出にあたっては、非同時性を考慮した SRSS 法を適用する。

原子炉容器出口管台及び出口管台セーフエンドは、1 次冷却設備の地震応答解析より算出される水平 1 方向及び鉛直方向を組み合わせた地震力を用いて当該部の発生値を各方向算定し耐震評価を実施しているため、鉛直方向を含んだ水平各方向別の発生値を組み合わせて水平 2 方向を考慮した発生値の算出を行う。

$$\text{水平 2 方向発生値} = \sqrt{\{(X+Z \text{ 方向地震力による発生値})^2 + (Y+Z \text{ 方向地震力による発生値})^2\}}$$

3.5 影響評価結果

重大事故等時の状態も考慮した水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに対する影響評価結果を第 3-2 表に示す。従来の水平 1 方向及び鉛直方向地震力の発生値を、非同時性を考慮した SRSS 法にて組み合わせて水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せによる発生値を算定し、評価基準値を満足することを確認した。

第3-2表 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せによる影響評価結果（重大事故等対処施設）

評価対象設備	評価部位	評価点 ^(注)	応力分類	従来発生値	2方向想定発生値	評価基準値	備考
				MPa	MPa	MPa	
原子炉容器	出口管台 セーフエンド	2	一次膜応力＋ 一次曲げ応力	109	155	368	
		2	一次＋二次応力	82	116	339	
		2	疲労評価	0.008	0.011	1.0	単位なし
	出口管台	6	一次膜応力＋ 一次曲げ応力	92	131	425	
		8	一次＋二次応力	67	95	552	
		6	疲労評価	0.010	0.010	1.0	単位なし

(注) 評価点については、資料5-3「耐震計算結果」を参照。

4. まとめ

原子炉容器のうち、本工事計画の評価対象部位である出口管台及び出口管台セーフエンドについて、水平 2 方向及び鉛直方向地震力を想定した場合、評価結果としては従来設計手法の評価結果を上回るが、原子炉容器が有する耐震性への影響はないことを確認した。

強度に関する説明書

工事計画届出添付資料 6

川内原子力発電所第2号機

強度に関する説明書は、以下の資料により構成されている。

資料6-1 強度計算の基本方針

資料6-1-1 強度計算の基本方針の概要

資料6-1-2 クラス1容器の強度計算の基本方針

資料6-1-3 重大事故等クラス2容器の強度計算の基本方針

資料6-2 強度計算方法

資料6-2-1 強度計算方法の概要

資料6-2-2 クラス1容器の強度計算方法

資料6-2-3 重大事故等クラス2容器の強度計算方法

資料6-3 強度計算書

資料6-3-1 強度計算書の概要

資料6-3-2 クラス1容器の強度計算書

資料6-3-3 重大事故等クラス2容器の強度計算書

別添 原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対するLBB成立性評価結果に関する説明書

別紙 計算機プログラム（解析コード）の概要

強度計算の基本方針

工事計画届出添付資料 6-1

川内原子力発電所第2号機

強度計算の基本方針の概要

工事計画届出添付資料 6-1-1

川内原子力発電所第 2 号機

目 次

	頁
1. 概 要	6 (2) - 1 - 1 - 1
2. 基本方針の概要	6 (2) - 1 - 1 - 1

1. 概 要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（平成25年6月28日 原子力規制委員会規則第6号）第17条に規定されている設計基準対象施設及び第55条に規定されている重大事故等対処設備に属する容器の材料及び構造について、適切な材料を使用し、適切な構造及び十分な強度を有することを説明するものである。

2. 基本方針の概要

強度計算の基本方針については、今回修理を実施する原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドがクラス1容器及び重大事故等クラス2容器としての十分な強度を有することを確認するための強度計算の基本方針を説明するものであり、以下の資料により構成する。

資料6-1-2 クラス1容器の強度計算の基本方針

資料6-1-3 重大事故等クラス2容器の強度計算の基本方針

クラス 1 容器の強度計算の基本方針

工事計画届出添付資料 6-1-2

川内原子力発電所第 2 号機

目 次

	頁
1. 概 要	6 (2) - 1 - 2 - 1
2. クラス 1 容器の強度計算の基本方針	6 (2) - 1 - 2 - 2

1. 概 要

クラス 1 容器の材料及び構造については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（平成 25 年 6 月 28 日 原子力規制委員会規則第 6 号）（以下「技術基準規則」という。）第 17 条第 1 号及び第 8 号に規定されており、適切な材料を使用し、適切な構造及び十分な強度を有することが要求されている。

本資料は、クラス 1 容器である原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドが十分な強度を有することを確認するための強度計算の基本方針について説明するものである。

2. クラス 1 容器の強度計算の基本方針

クラス 1 容器の材料及び構造については、技術基準規則第 17 条（材料及び構造）に規定されており、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 1306194 号）第 17 条 10 において「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版含む。)) <第 I 編 軽水炉規格> JSME S NC1-2005/2007」（日本機械学会）又は「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2012 年版）<第 I 編 軽水炉規格> JSME S NC1-2012」（日本機械学会）によることとされているが、いずれも技術基準規則を満たす仕様規定として相違がない。

よって、クラス 1 容器である原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドの強度評価は、JSME S NC1-2005/2007（以下「JSME」という。）に基づき実施する。

原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドの材料については、JSME に規定されている材料を使用する設計とする。

重大事故等クラス 2 容器の強度計算の基本方針

工事計画届出添付資料 6-1-3

川内原子力発電所第 2 号機

目 次

	頁
1. 概 要	6 (2) - 1 - 3 - 1
2. 重大事故等クラス 2 容器の強度計算の基本方針	6 (2) - 1 - 3 - 2
2.1 重大事故等クラス 2 容器の構造及び強度	6 (2) - 1 - 3 - 3

1. 概 要

重大事故等クラス 2 容器の材料及び構造については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（平成 25 年 6 月 28 日 原子力規制委員会規則第 6 号）（以下「技術基準規則」という。）第 55 条第 2 号及び第 5 号に規定されており、適切な材料を使用し、適切な構造及び十分な強度を有することが要求されている。

本資料は、重大事故等クラス 2 容器である原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドが十分な強度を有することを確認するための強度計算の基本方針について説明するものである。

2. 重大事故等クラス 2 容器の強度計算の基本方針

重大事故等クラス 2 容器の材料及び構造については、技術基準規則第 55 条（材料及び構造）に規定されており、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 1306194 号）（以下「技術基準規則の解釈」という。）に従い、技術基準規則第 17 条（材料及び構造）の設計基準対象施設の規定を準用する。また、技術基準規則の解釈第 17 条 10 において「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版含む。）」＜第 I 編 軽水炉規格＞ JSME S NC1-2005/2007」（日本機械学会）又は「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2012 年版）＜第 I 編 軽水炉規格＞ JSME S NC1-2012」（日本機械学会）によることとされているが、いずれも技術基準規則を満たす仕様規定として相違がない。

よって、重大事故等クラス 2 容器である原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドの強度評価は、JSME S NC1-2005/2007（以下「JSME」という。）に基づく評価とするが、設計基準対象施設におけるクラス 1 容器として、資料 6-3-2 「クラス 1 容器の強度計算書」において重大事故等時の起因となる運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの評価を実施することから、重大事故等クラス 2 容器としてそれら評価結果を用いた評価ができることを確認し、それら評価結果の確認による評価を実施する。

原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドの材料については、JSME に規定されている材料を使用する設計とする。

2.1 重大事故等クラス 2 容器の構造及び強度

重大事故等クラス 2 容器は、技術基準規則第 55 条において、「設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること」が要求されている。

原子炉容器については、重大事故等時に流路としての機能が要求され、重大事故等クラス 2 容器となることから、設計上定める条件として重大事故等時の使用圧力、使用温度、事故時荷重等が負荷された状態を想定し、全体的な変形を弾性域に抑えることについては、それと同等以上の性能を有していることを確認する。

重大事故等クラス 2 容器としての原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドの強度評価に当たっては、設計上定める条件である重大事故等時における使用圧力、使用温度及び事故時荷重を上回る運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの評価条件に対して、供用状態 D の許容応力^(注)を目安とした十分な裕度を有する設計とし、その評価条件においても塑性変形が小さなレベルに留まって延性破断に対して十分な余裕を有し、流路としての十分な機能が保持できることを確認する。なお、上述の評価条件及び判断基準を満たす既に認可された工事計画の添付資料若しくは届出した工事計画の添付資料における評価結果又は既に実施された評価結果がある場合は、その評価結果の確認を実施する。

(注) 供用状態 D の許容応力は、JSME 解説 PVB-3111 において、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、以下のとおり規定されている。

	オーステナイト系ステンレス鋼 及び高ニッケル合金以外の材料	オーステナイト系ステンレス鋼 及び高ニッケル合金
P_m	$2/3S_u$	$\text{Min}(2.4S_m, 2/3S_u)$
P_L	$1.5(2/3S_u)$	$1.5\text{Min}(2.4S_m, 2/3S_u)$
$P_L + P_b$	$\alpha (2/3S_u)$	$\alpha \text{Min}(2.4S_m, 2/3S_u)$

一次一般膜応力(P_m)は、膜応力であり断面の応力が設計引張強さ S_u に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、一次局部膜応力(P_L)及び一次局部膜応力(P_L)＋一次曲げ応力(P_b)は、断面表面が S_u に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。JSME に規定されている供用状態 D の許容応力は、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定に保証を与えるものであり、それを適用することについては、材料の究極的な強さに対して適切かつ十分な裕度を持った設計となる。

強度計算方法

工事計画届出添付資料 6-2

川内原子力発電所第2号機

強度計算方法の概要

工事計画届出添付資料 6-2-1

川内原子力発電所第2号機

目 次

	頁
1. 概 要	6 (2) - 2 - 1 - 1
2. 強度計算方法の概要	6 (2) - 2 - 1 - 1

1. 概 要

本資料は、届出対象設備が十分な強度を有することを確認するための方法について説明するものである。

2. 強度計算方法の概要

強度計算方法については、資料 6-1「強度計算の基本方針」に基づき、クラス 1 容器及び重大事故等クラス 2 容器である原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドが十分な強度を有することを確認するための方法として適用する「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版含む。）」＜第 I 編 軽水炉規格＞ JSME S NC1-2005/2007」（日本機械学会）の規定を基本とした強度計算方法について説明するものであり、以下の資料により構成する。

資料 6-2-2 クラス 1 容器の強度計算方法

資料 6-2-3 重大事故等クラス 2 容器の強度計算方法

クラス 1 容器の強度計算方法

工事計画届出添付資料 6-2-2

川内原子力発電所第 2 号機

目 次

	頁
1. 概 要	6 (2) - 2 - 2 - 1
2. 記号の説明	6 (2) - 2 - 2 - 2
3. 計算条件	6 (2) - 2 - 2 - 3
3.1 解析方針	6 (2) - 2 - 2 - 3
3.2 形状及び寸法	6 (2) - 2 - 2 - 5
3.3 応力の分類と応力強さの限界及び許容限界	6 (2) - 2 - 2 - 5
4. 荷重条件	6 (2) - 2 - 2 - 11
4.1 設計条件	6 (2) - 2 - 2 - 11
4.2 設計過渡条件	6 (2) - 2 - 2 - 11
4.3 外荷重	6 (2) - 2 - 2 - 11
4.4 各供用状態で考慮すべき運転状態での荷重	6 (2) - 2 - 2 - 11
4.5 荷重の組合せ	6 (2) - 2 - 2 - 46
4.6 荷重の適用	6 (2) - 2 - 2 - 48
5. 応力解析	6 (2) - 2 - 2 - 51
5.1 概 要	6 (2) - 2 - 2 - 51
5.2 温度分布計算	6 (2) - 2 - 2 - 53
5.3 外荷重の算出	6 (2) - 2 - 2 - 54
5.4 圧力、熱等による応力の計算	6 (2) - 2 - 2 - 57
5.5 外荷重による応力の計算	6 (2) - 2 - 2 - 58
5.6 応力集中係数	6 (2) - 2 - 2 - 59

6.	強度評価	6 (2) - 2 - 2 - 60
6.1	概要	6 (2) - 2 - 2 - 60
6.2	応力強さの計算	6 (2) - 2 - 2 - 60
6.3	一次応力強さの評価 (JSME PVB-3111)	6 (2) - 2 - 2 - 60
6.4	一次+二次応力強さの評価 (JSME PVB-3112)	6 (2) - 2 - 2 - 61
6.5	疲労評価 (JSME PVB-3114及びPVB-3300)	6 (2) - 2 - 2 - 61
6.6	熱応カラジェット評価 (JSME PVB-3113)	6 (2) - 2 - 2 - 65

1. 概 要

本資料は、資料 6-1-2 「クラス 1 容器の強度計算の基本方針」に基づき、クラス 1 容器である原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドが十分な強度を有することを確認するための方法として適用する「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版含む。）」＜第 I 編 軽水炉規格＞ JSME S NC1-2005/2007」（日本機械学会）（以下「JSME」という。）の規定に基づく強度計算方法について説明するものである。

2. 記号の説明

本資料で用いる記号については、次のとおりである。

記号	単位	定義
F	MPa	ピーク応力
F _x	kN	X軸方向の荷重
F _y	kN	Y軸方向の荷重
F _z	kN	Z軸方向の荷重
M _x	kN・m	X軸回りのモーメント
M _y	kN・m	Y軸回りのモーメント
M _z	kN・m	Z軸回りのモーメント
MAX(A,B)	MPa	A又はBの2つの値のうち大きい方の値（応力強さの限界）
MIN(A,B)	MPa	A又はBの2つの値のうち小さい方の値（応力強さの限界）
N	回	設計繰返し回数
N*	回	許容繰返し回数
P _b	MPa	一次曲げ応力
P _L	MPa	一次局部膜応力
P _m	MPa	一次一般膜応力
Q	MPa	二次応力
S _a	MPa	繰返しピーク応力強さ（ピーク応力強さのサイクルにおいて、その極大値と極小値の差の1/2）
S ₀	MPa	簡易弾塑性解析における繰返しピーク応力強さ
S _m	MPa	各温度におけるJSME 付録材料図表 Part5 表1に定める設計応力強さ
S _u	MPa	各温度におけるJSME 付録材料図表 Part5 表9に定める設計引張強さ
S _y	MPa	各温度におけるJSME 付録材料図表 Part5 表8に定める設計降伏点
UI	—	供用状態A及び供用状態Bの疲労累積係数
U _i	—	個々の応力振幅における疲労係数
σ _{1,σ₂,σ₃}	MPa	主応力
σ _r	MPa	半径(r)方向応力
σ _x	MPa	軸(x)方向応力
σ _θ	MPa	円周(θ)方向応力
τ _{rx}	MPa	軸径(rx)方向せん断応力
τ _{xθ}	MPa	軸周(xθ)方向せん断応力
τ _{θr}	MPa	周径(θr)方向せん断応力

3. 計算条件

3.1 解析方針

応力解析は有限要素法及びはり理論の方法を用いて実施し、強度評価上厳しくなる材料及び構造上の不連続部を選定して行う。

評価はJSMEに従い、次のとおり実施する。

3.1.1 一次応力評価

JSME PVB-3111に従い、設計条件、供用状態C、供用状態D及び試験状態の一次応力評価を行う。一次応力評価の内容は、後述する6.項「強度評価」に記載する。

なお、JSME PVB-3160に規定される極限解析は、JSME PVB-3111の規定に従うため用いない。

3.1.2 一次＋二次応力評価

JSME PVB-3112に従い、供用状態A及び供用状態Bの一次＋二次応力評価を行う。一次＋二次応力評価の内容は、後述する6.項「強度評価」に記載する。

3.1.3 熱応カラジェット評価

JSME PVB-3113に従い、供用状態A及び供用状態Bの熱応カラジェットの評価を行う。熱応カラジェット評価の内容は、後述する6.項「強度評価」に記載する。

3.1.4 疲労評価

JSME PVB-3114に従い、供用状態A及び供用状態Bの疲労評価を行う。疲労評価において、応力集中を考慮すべき部位については、JSME PVB-3130に従う。疲労評価の内容は、後述する6.項「強度評価」に記載する。

なお、JSME PVB-3112の一次＋二次応力評価の規定に適合しない場合は、JSME PVB-3300の簡易弾塑性解析への適合を確認する。

また、JSME PVB-3140に規定される疲労解析不要の条件は、JSME PVB-3114の規定に従うため適用しない。

3.1.5 純せん断荷重評価

JSME PVB-3115の純せん断荷重評価については、出口管台及び出口管台セーフエンドに純せん断応力が発生しないことから評価の対象外である。

3.1.6 支圧荷重評価

JSME PVB-3116の支圧荷重評価については、出口管台及び出口管台セーフエンドには支圧荷重が発生しないことから評価の対象外である。

3.1.7 圧縮荷重評価

JSME PVB-3117の軸方向の圧縮荷重評価については、円筒形の胴に対する規定のため評価の対象外である。

3.1.8 ボルト材の応力評価

JSME PVB-3120のボルト等の応力評価については、出口管台及び出口管台セーフエンドにはボルトが存在しないことから評価の対象外である。

3.1.9 オメガシール及びキャノピーシールについての評価

JSME PVB-3150のオメガシール及びキャノピーシールについての応力評価については、出口管台及び出口管台セーフエンドにはオメガシール及びキャノピーシールが存在しないことから評価の対象外である。

3.1.10 外面に圧力を受ける容器

出口管台及び出口管台セーフエンドは外面に圧力を受けないため、JSME PVB-3200の対象外である。

3.1.11 減肉代

出口管台及び上部胴の内張り材並びに出口管台セーフエンドは、オーステナイト系ステンレス鋼又は高ニッケル合金であるため、JSME PVB-3410の減肉代は考慮しない。

3.1.12 クラッド容器に対する強度評価上の取扱い

出口管台及び上部胴の内張り材は、JSME PVB-3420に従い強度部材として考慮しない。また、内張り材の厚さが全板厚の0.1倍を超えるため、温度分布計算及び熱応力計算において内張り材を計算モデルに含める。

3.1.13 穴の設置

出口管台及び出口管台セーフエンドには、穴を設けないためJSME PVB-3500は対象外である。

3.1.14 流体の励振力を受ける管群

出口管台及び出口管台セーフエンドには、JSME PVB-3600に示される管群が存在しないことから評価の対象外である。

3.2 形状及び寸法

寸法は、原則として、板厚は最小寸法、その他（径、長さ等）は公称寸法を用いる。

3.3 応力の分類と応力強さの限界及び許容限界

容器に発生する応力は、その応力発生の原因及び場所により、一次応力、二次応力、ピーク応力等に分類し、各々に対して応力強さの限界及び許容限界（許容値）と比較評価する。

3.3.1 応力の分類

容器に発生する応力は、一次応力（一次一般膜応力、一次局部膜応力、一次曲げ応力）、二次応力、ピーク応力等に分類されるが、具体的には第3-1表に示す。

3.3.2 応力強さの限界及び許容限界

応力解析の結果について、評価を行う際の応力強さの限界を第3-2表に、各許容値を定めるために用いる温度を第3-3表に示す。また、熱応力ラッチェットの許容限界については第3-4表に示す。

第3-1表 応力の分類 (JSME 表 PVA-3100-1)

容器の要素	位置	荷重の種類	応力の分類	
管 台	補強の有効範囲外 (ノズルエンド、セーフエンド)	内 圧	膜応力 (形状不連続を無視)	P_m
		膜応力 (形状不連続を考慮)	P_L	
		曲げ応力 (板厚方向勾配成分)	Q	
		応力集中による応力増加分	F	
熱的外荷重	機	膜応力 (全断面平均)	P_m	
		曲げ応力 (モーメントによる応力)	P_b	
		応力集中による応力増加分	F	
熱	熱	膜応力+曲げ応力	Q	
		応力集中による応力増加分	F	
		膜応力+曲げ応力の等価直線成分	Q	
曲げ応力の非直線成分	F			
応力集中による応力増加分	F			

第3-2表 応力強さの限界 (JSME 表 PVB-3110-1)

状態	応力分類	一次一般膜 応力強さ	一次局部膜 応力強さ	一次膜+一次 曲げ応力強さ ^{(注1)(注2)}	一次+二次 応力強さ	一次+二次 +ピーク 応力強さ
	状態	P_m	P_L	P_L+P_b, P_m+P_b	P_L+P_b+Q	P_L+P_b+Q+F
設計条件		S_m	$1.5S_m$	$\alpha(S_m)$	—	—
供用状態A 供用状態B		—	—	—	$3S_m$ ^(注6)	$UI \leq 1.0$ ^(注7)
供用状態C		$\text{MIN}(S_y, 2/3S_u)$ $1.2S_m$ ^(注3)	$1.5\text{MIN}(S_y, 2/3S_u)$ $1.5(1.2S_m)$ ^(注3)	$\alpha \text{MIN}(S_y, 2/3S_u)$ $\alpha(1.2S_m)$ ^(注3)	—	—
		$\text{MAX}(1.1S_m, 0.9S_y)$ ^(注4)	—	—		
供用状態D		$2/3S_u$ $\text{MIN}(2.4S_m, 2/3S_u)$ ^(注3)	$1.5(2/3S_u)$ $1.5\text{MIN}(2.4S_m, 2/3S_u)$ ^(注3)	$\alpha(2/3S_u)$ $\alpha \text{MIN}(2.4S_m, 2/3S_u)$ ^(注3)	—	—
試験状態		$0.9S_y$	$1.5(0.9S_y)$	$1.5(0.9S_y)$ ^(注5)	—	—

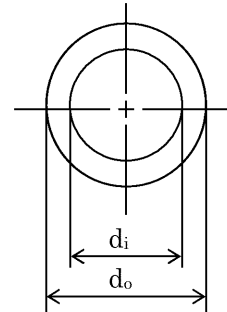
(注1) α は応力解析における純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は1.5のいずれか小さい方の値であり、次式より求まる形状係数である。

$$\alpha = \text{MIN} \left[\frac{32(1 - (d_i/d_o)^3)}{6\pi(1 - (d_i/d_o)^4)}, 1.5 \right]$$

ここで、

d_i : 管台内径

d_o : 管台外径



- (注2) 試験状態に適用する一次膜応力は一次一般膜応力である。
- (注3) オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金に適用する。
- (注4) オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金以外の圧力荷重のみによる評価に適用する。
- (注5) 一次曲げ応力が発生する部位の一次一般膜応力強さが $2/3S_y$ を超える場合には $2.15S_y - 1.2P_m$ に置換える。
- (注6) 応力強さの全振幅に対する評価値であり、これを超える場合は簡易弾塑性解析を行う。
- (注7) 疲労評価において、設計繰返し回数が2種類以上あるので、疲労累積係数が1.0以下であること。

第3-3表 各許容値を定めるために用いる温度

機器名 状態	原子炉容器 (出口管台及び出口管台セーフエンド)
設計条件	最高使用温度
供用状態 A 供用状態 B	運転温度
供用状態 C	18.88MPa ^(注) に対する飽和温度
供用状態 D	18.88MPa ^(注) に対する飽和温度
試験状態	21℃

(注) 運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの事象のピーク圧力及び事故時荷重を上回る圧力(最高使用圧力を1.1倍した圧力。以下「包絡圧力」という。)である。

第3-4表 熱応力ラチェットの許容限界 (JSME PVB-3113)

供用状態	温度分布	応力条件	許容限界
供用状態A 供用状態B	厚さ方向の温度変化が放物線状に単調増加又は単調減少の場合以外	$\frac{\sigma_p}{S_y} \leq 0.5$	$\sigma_s \leq \frac{S_y^2}{\sigma_p}$
		$0.5 < \frac{\sigma_p}{S_y} \leq 1.0$	$\sigma_s \leq 4(S_y - \sigma_p)$

ここで、

σ_p : 最大一次一般膜応力 (MPa)

σ_s : 熱応力変動値 (MPa)

S_y は、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金においては、 $1.5S_m$ を用いる。

4. 荷重条件

荷重条件は、供用状態ごとに算出した荷重と外荷重とを組み合わせ、評価に用いる。

4.1 設計条件

設計条件を第4-1表に示す。

4.2 設計過渡条件

出口管台及び出口管台セーフエンドに適用する設計過渡条件を第4-2表に示す。

4.3 外荷重

外荷重は、次の荷重である。

但し、各荷重の内容については、資料6-3-2「クラス1容器の強度計算書」による。

- (1) 機械的荷重（自重を除く。）^(注)
- (2) 自重
- (3) 熱膨張荷重

(注) 出口管台及び出口管台セーフエンドには安全弁等が設置されておらず、評価上有意な機械的荷重（自重を除く。）は作用しない。

4.4 各供用状態で考慮すべき運転状態での荷重

運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳで考慮する荷重と供用状態A、供用状態B、供用状態C及び供用状態Dで考慮する荷重の対応を以下に示す。

供用状態 運転状態	供用状態 A	供用状態 B	供用状態 C	供用状態 D
運転状態Ⅰ	○	—	—	—
運転状態Ⅱ	—	○	—	—
運転状態Ⅲ	—	—	○	—
運転状態Ⅳ	—	—	—	○

第4-1表 設計条件

	原子炉容器 (出口管台及び出口管台セーフエンド)
最高使用圧力	17.16MPa
最高使用温度	343℃
運 転 圧 力	15.41MPa
運 転 温 度	高温側 321.1℃ ^(注1) 低温側 283.6℃ ^(注2)
無負荷運転温度	286.1℃
低温停止温度	21℃

(注1) 出口管台及び出口管台セーフエンドに適用する。

(注2) 上部胴に適用する。

第4-2表 出口管台及び出口管台セーフエンドの設計過渡条件 (1/3)

記号	過渡条件	回数	設計過渡	備考
運 転 状 態 I				
I-a	起 動	120	第4-1図	温度上昇率 55.6°C/h
I-b	停 止	120	第4-1図	温度低下率 55.6°C/h
I-c	負荷上昇 (15%から100%出力)	13,200	第4-2図	負荷上昇率 5%/min
I-d	負荷減少 (100%から15%出力)	13,200	第4-3図	負荷減少率 5%/min
I-e	90%から100%へのステップ状負荷上昇	2,000	第4-4図	
I-f	100%から90%へのステップ状負荷減少	2,000	第4-5図	
I-g	100%からの大きいステップ状負荷減少	200	第4-6図	
I-h	定常負荷運転時の変動	10 ⁶	—	(注1)
I-i	燃料交換	80	第4-7図	10分間で原子炉容器内の水が燃料取替用水タンクの水に置換されるものとする。
I-j	0%から15%への負荷上昇	1,400	第4-8図	1次系の圧力は15.41MPa一定
I-k	15%から0%への負荷減少	1,400	第4-9図	1次系の圧力は15.41MPa一定
I-l	1ループ停止/1ループ起動			(注2)
	(i) 停 止	80	第4-10図	
	(ii) 起 動	70	第4-11図	

第4-2表 出口管台及び出口管台セーフエンドの設計過渡条件 (2/3)

記号	過渡条件	回数	設計過渡	備考
運 転 状 態 II				
II-a	負荷の喪失	80	第4-12図	
II-b	外部電源喪失	40	第4-13図	
II-c	1次冷却材流量の部分喪失	80	第4-14図	
II-d	100%からの原子炉トリップ			
	(i)不注意な冷却を伴わないトリップ	230	第4-15図	
	(ii)不注意な冷却を伴うトリップ	160	第4-16図	
	(iii)不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	10	第4-17図	
II-e	1次冷却系の異常な減圧	20	第4-18図	
II-f	制御棒クラスタの落下	80	第4-19図	
II-g	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	40	第4-20図	
II-h	1次冷却系停止ループの誤起動	10	第4-21図	(注2)
II-i	タービン回転試験	10	第4-22図	
II-j	1次系漏えい試験	50	第4-23図	17.16MPa

第4-2表 出口管台及び出口管台セーフエンドの設計過渡条件 (3/3)

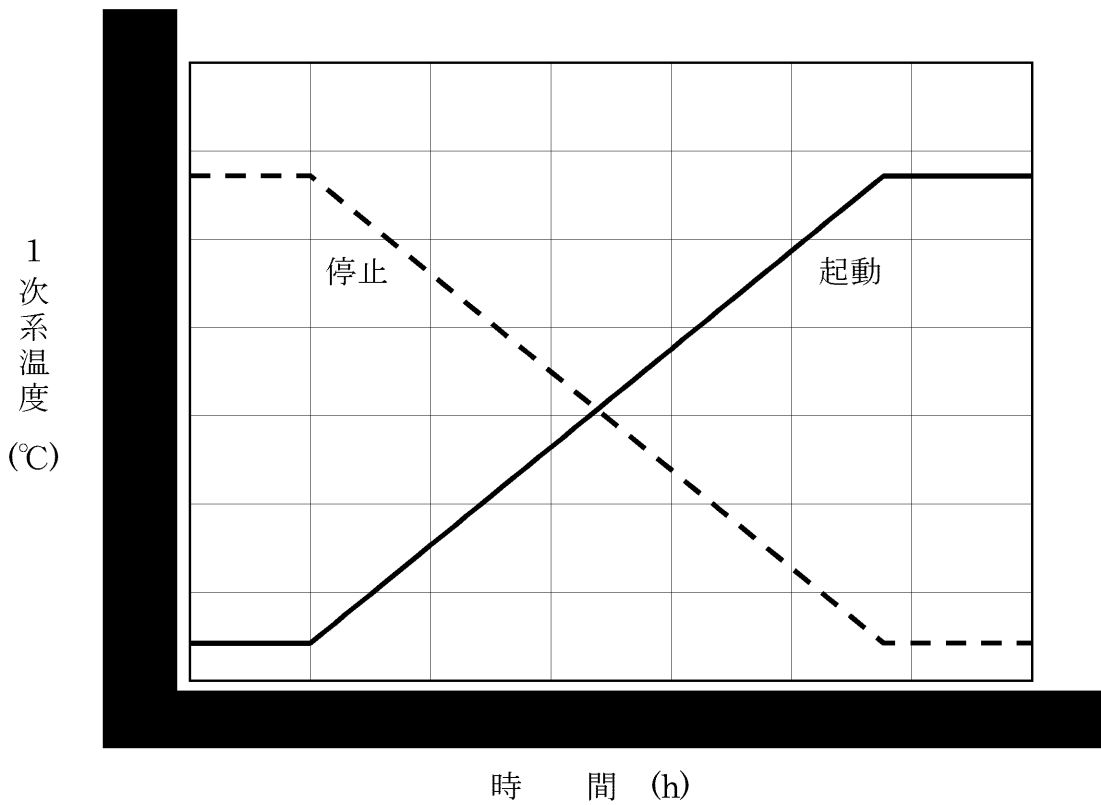
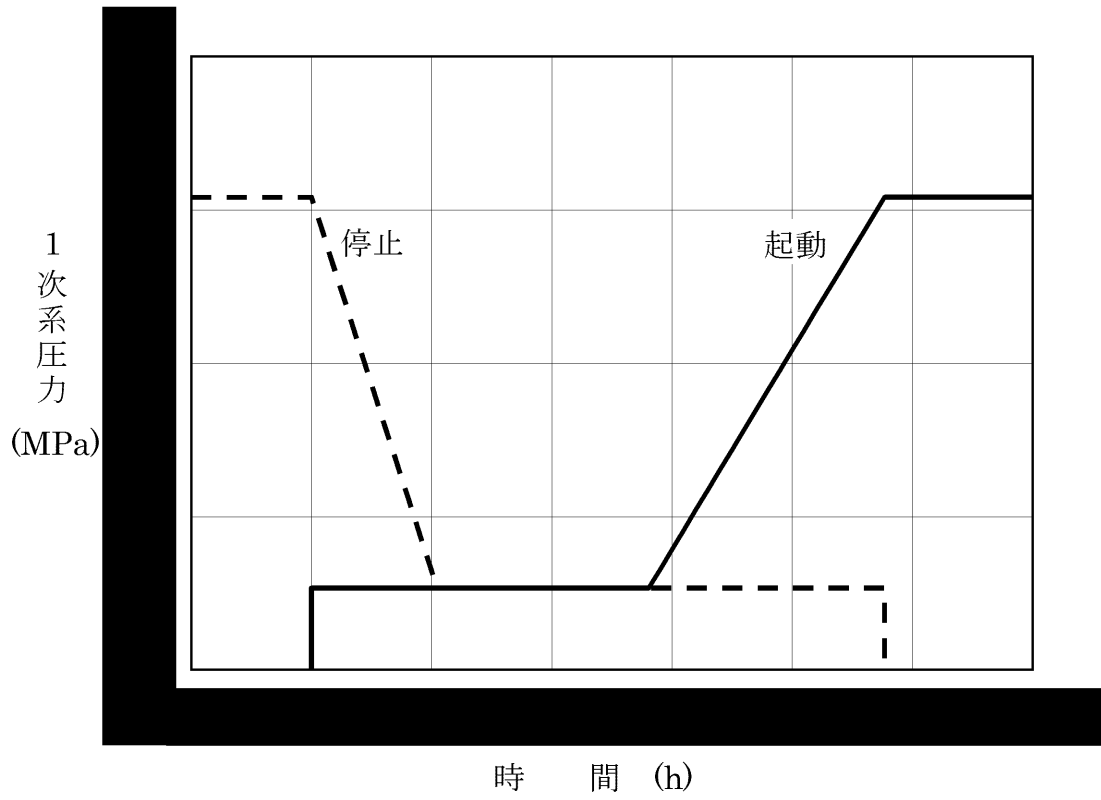
記号	過渡条件	回数	設計過渡	備考
運 転 状 態 III				
III-a	1次冷却系細管破断事故	5	—	
III-b	主蒸気管小破断事故	5	—	
III-c	1次冷却材流量喪失事故	5	—	
運 転 状 態 IV				
IV-a	1次冷却材喪失事故	1	—	
IV-b	主蒸気管破断事故	1	—	
IV-c	1次冷却材ポンプ軸固着事故	1	—	
IV-d	制御棒クラスタ飛出し事故	1	—	
IV-e	主給水管破断事故	1	—	
IV-f	蒸気発生器伝熱管破損事故	1	—	
試 験 状 態				
V-a	1次系水圧試験	5	—	21.45MPa

(注1) 定常負荷運転時の圧力及び温度変動は次のとおりとする。

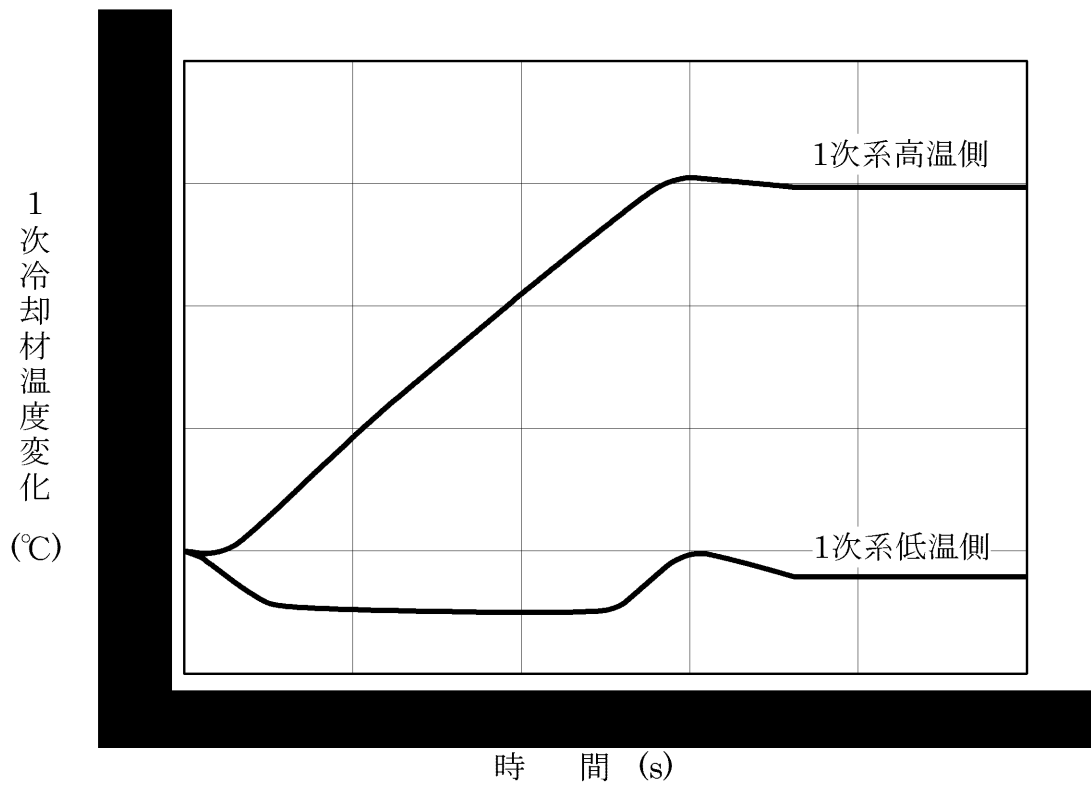
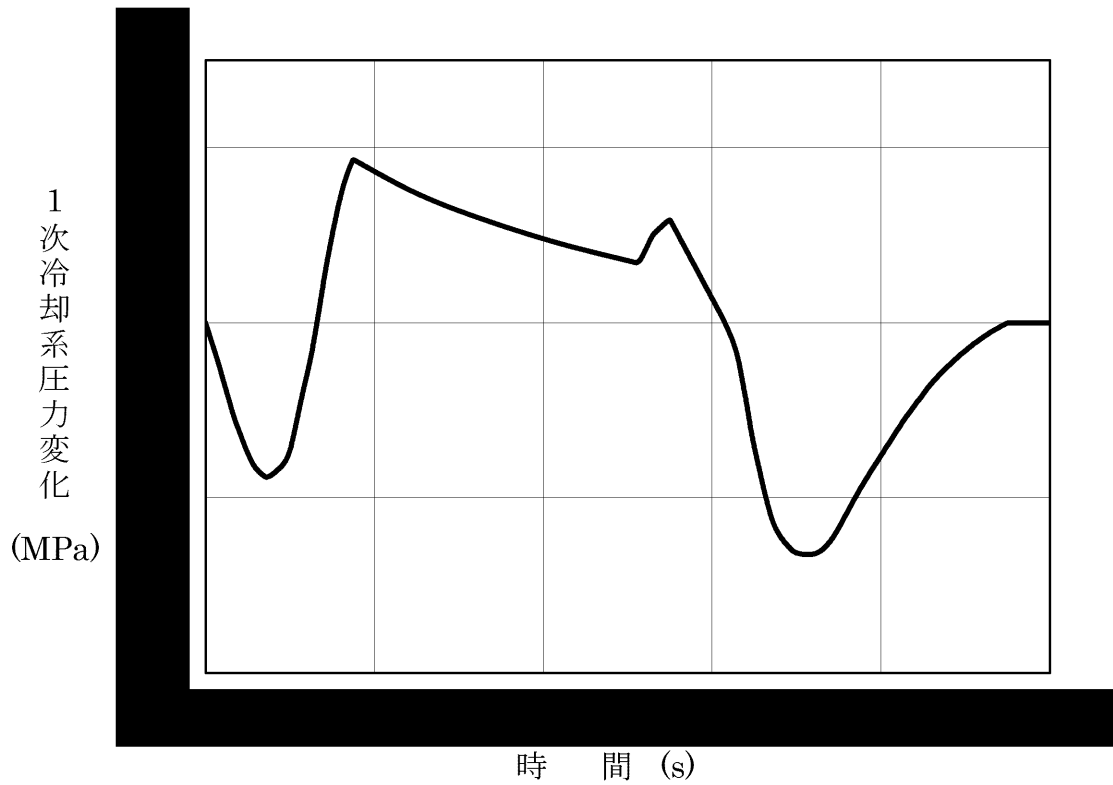
	1 次 系			
	高 温 側		低 温 側	
	+ 側	- 側	+ 側	- 側
温 度	1.7℃	1.7℃	1.7℃	1.7℃
圧 力	0.34MPa	0.34MPa	0.34MPa	0.34MPa

(注2) 初期運転条件は次のとおりとする。

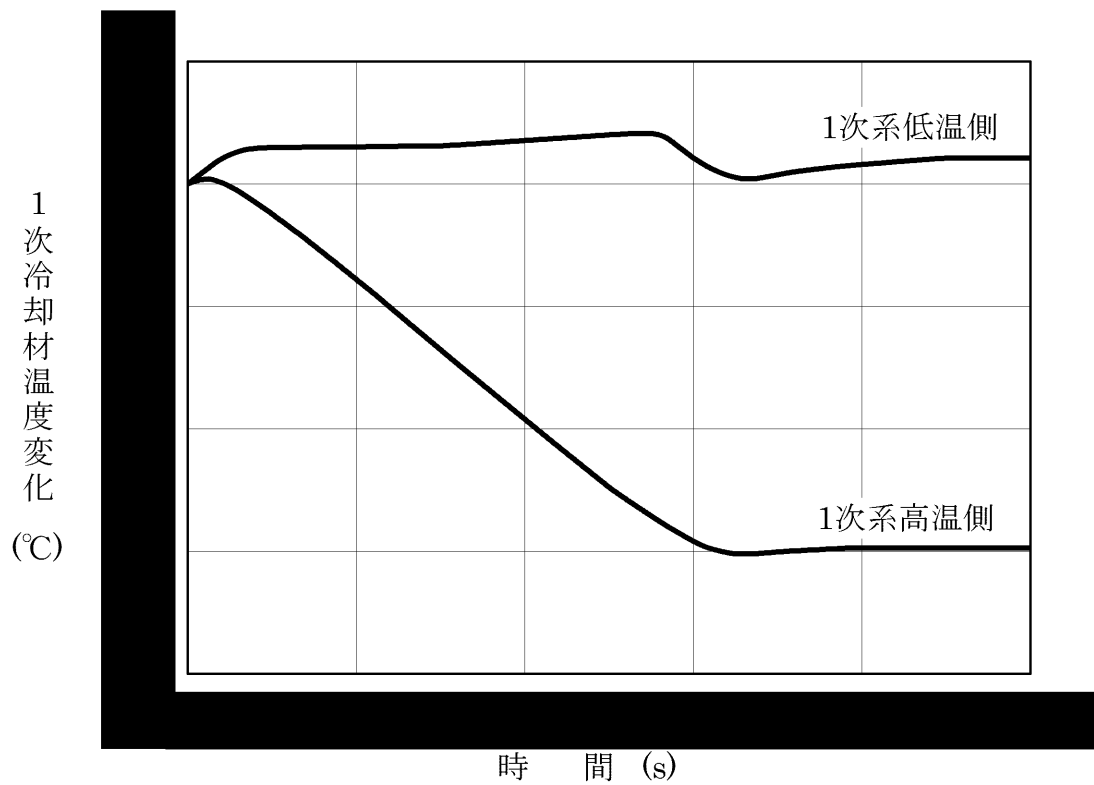
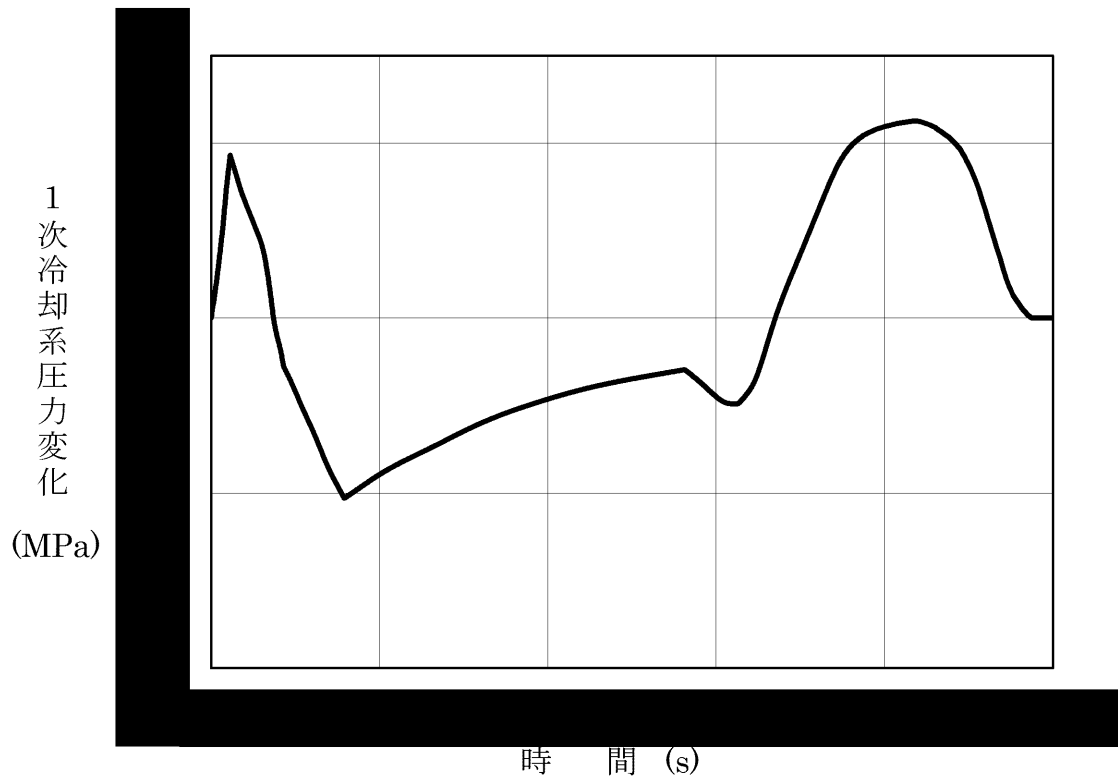
	1ループ停止／1ループ起動				1次冷却系停止ループの誤起動初期状態	
	1ループ停止前の初期状態		1ループ起動前の初期状態		初期状態	
	停止ループ	運転ループ	停止（起動）ループ	運転ループ	停止（起動）ループ	運転ループ
1次系高温側温度	307.5℃	307.5℃	282.5℃	290.4℃	267.2℃	311.4℃
1次系低温側温度	284.2℃	284.2℃	285.0℃	285.0℃	280.3℃	280.3℃



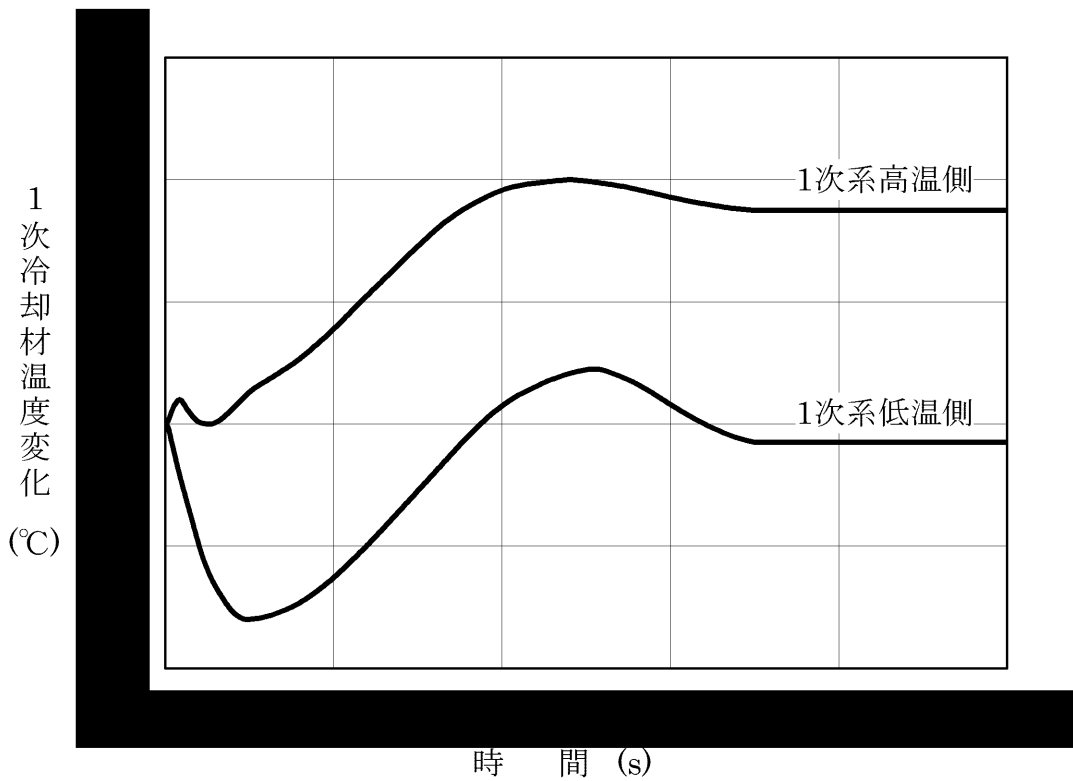
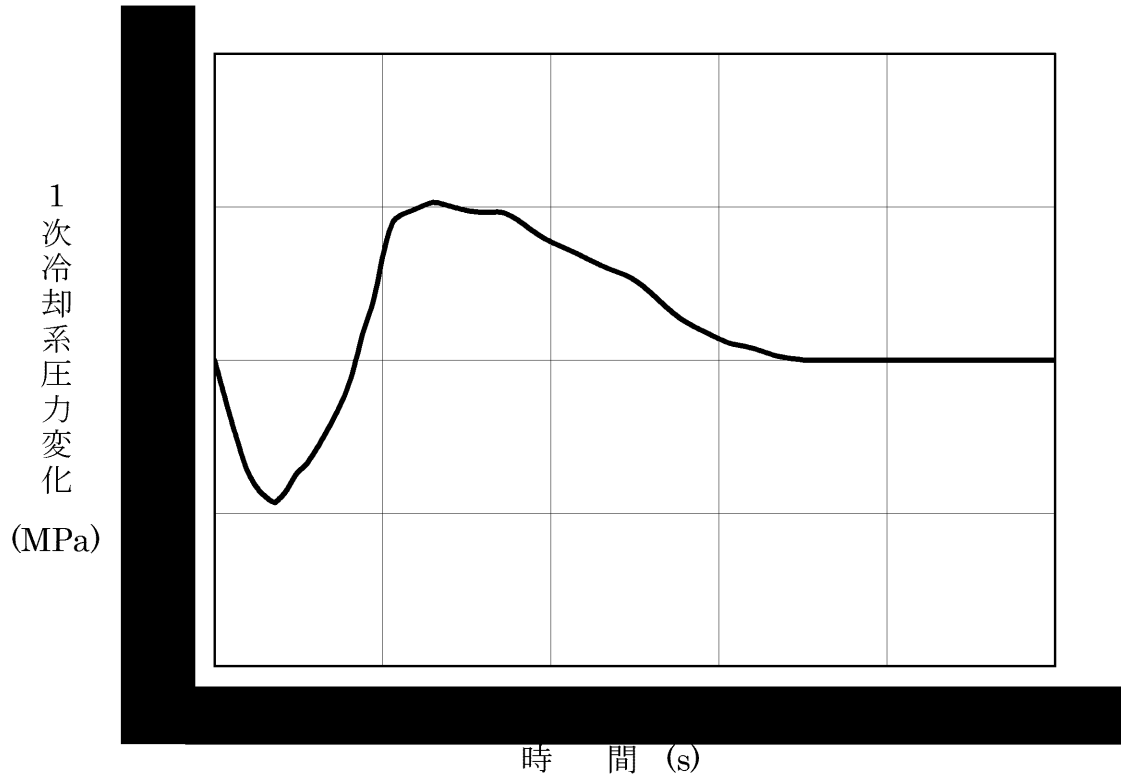
第4-1図 起動及び停止



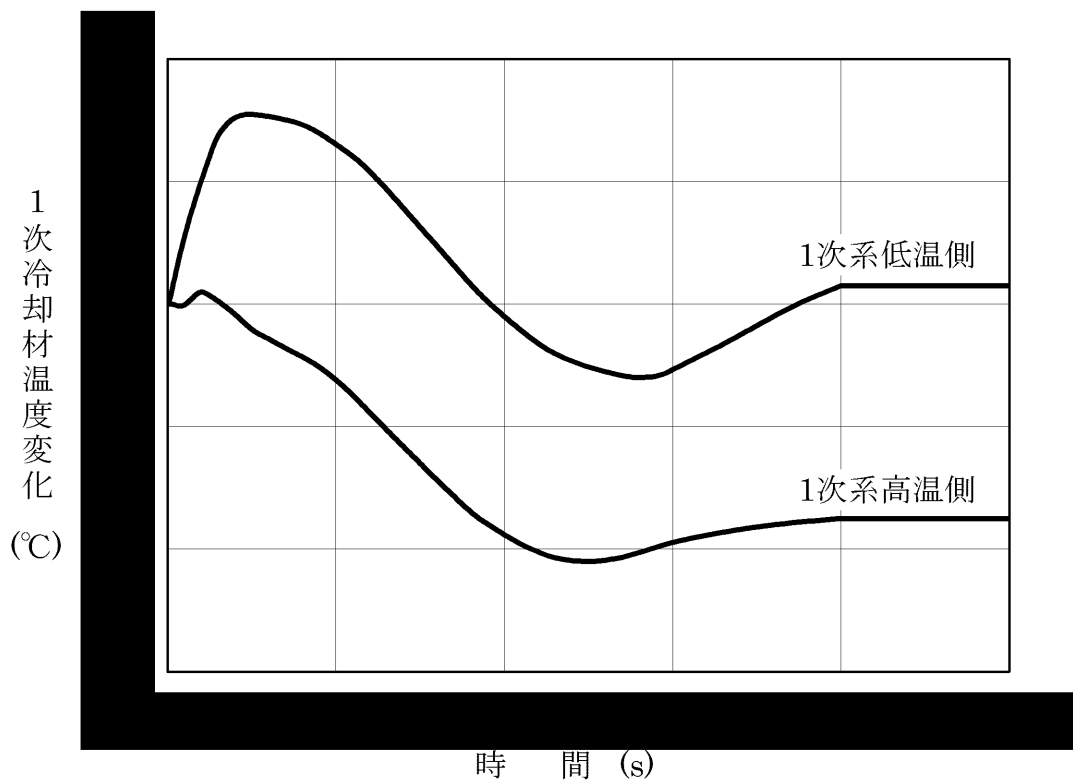
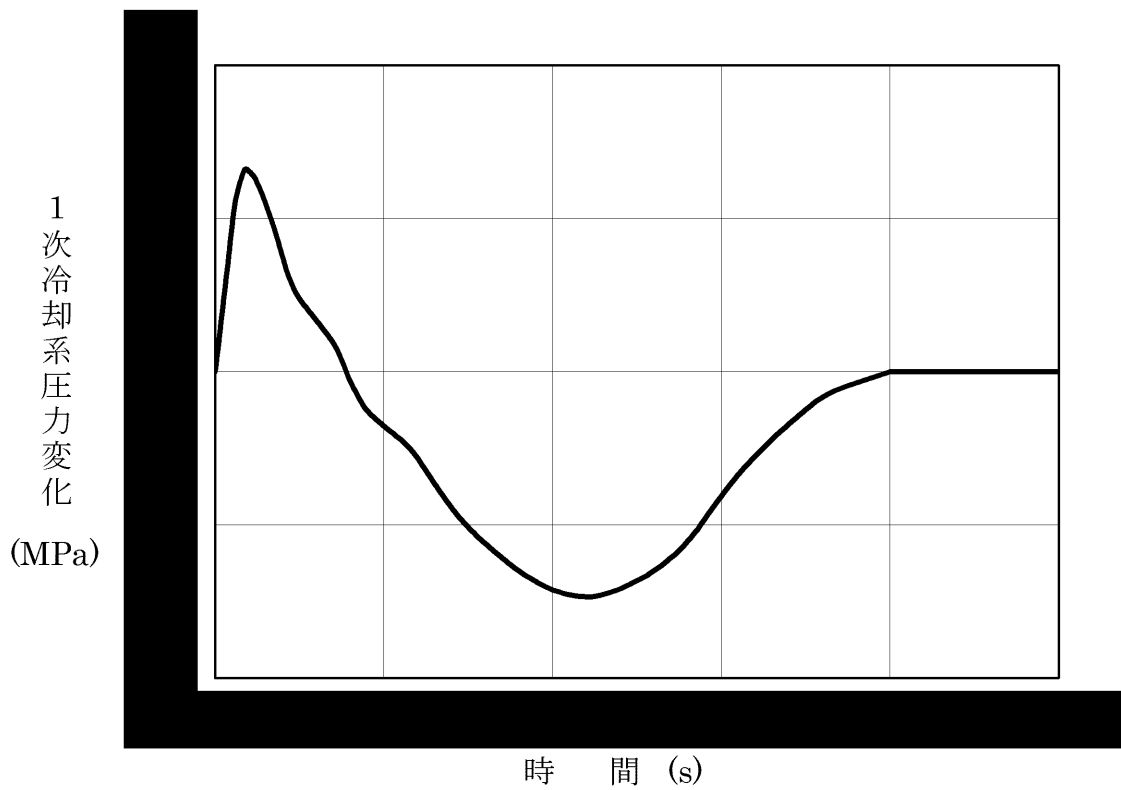
第4-2図 負荷上昇 (15%から100%出力)



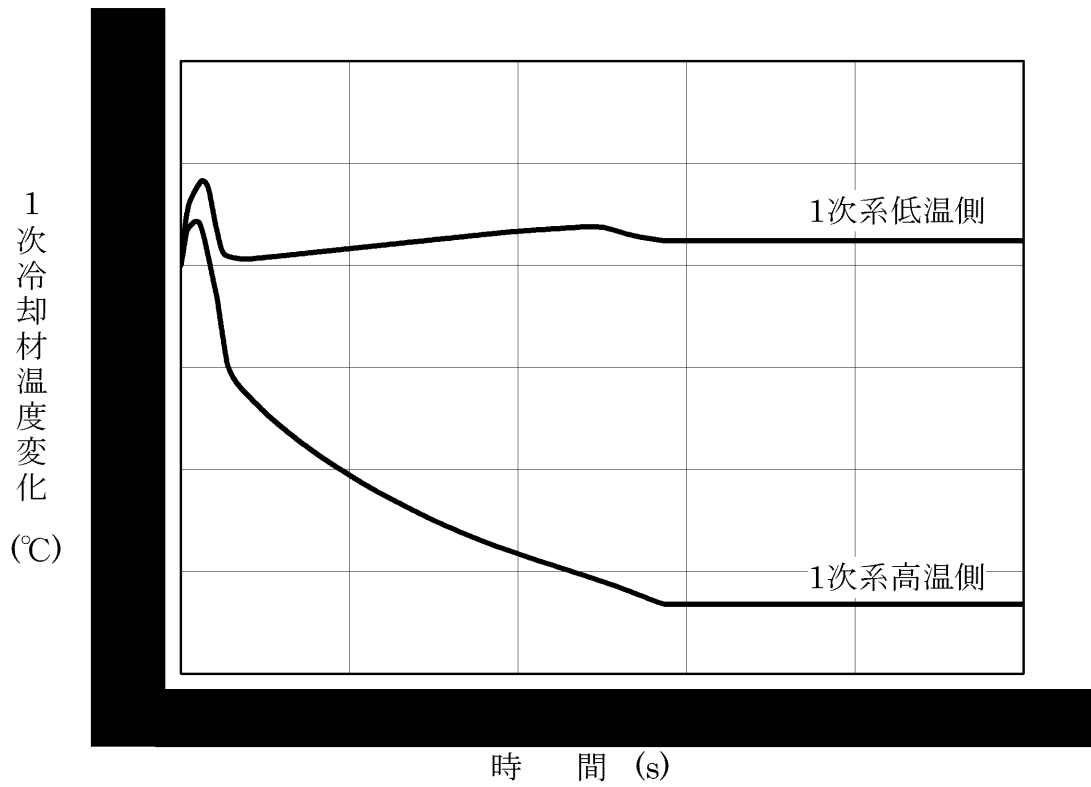
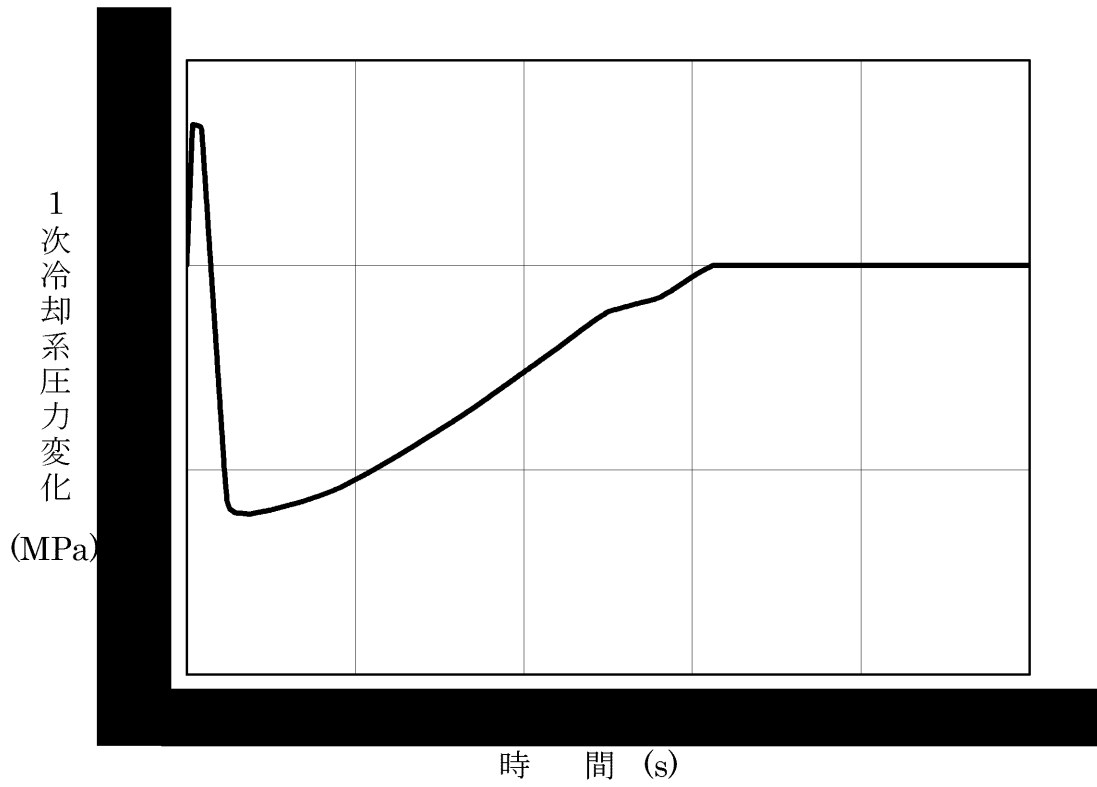
第4-3図 負荷減少 (100%から15%出力)



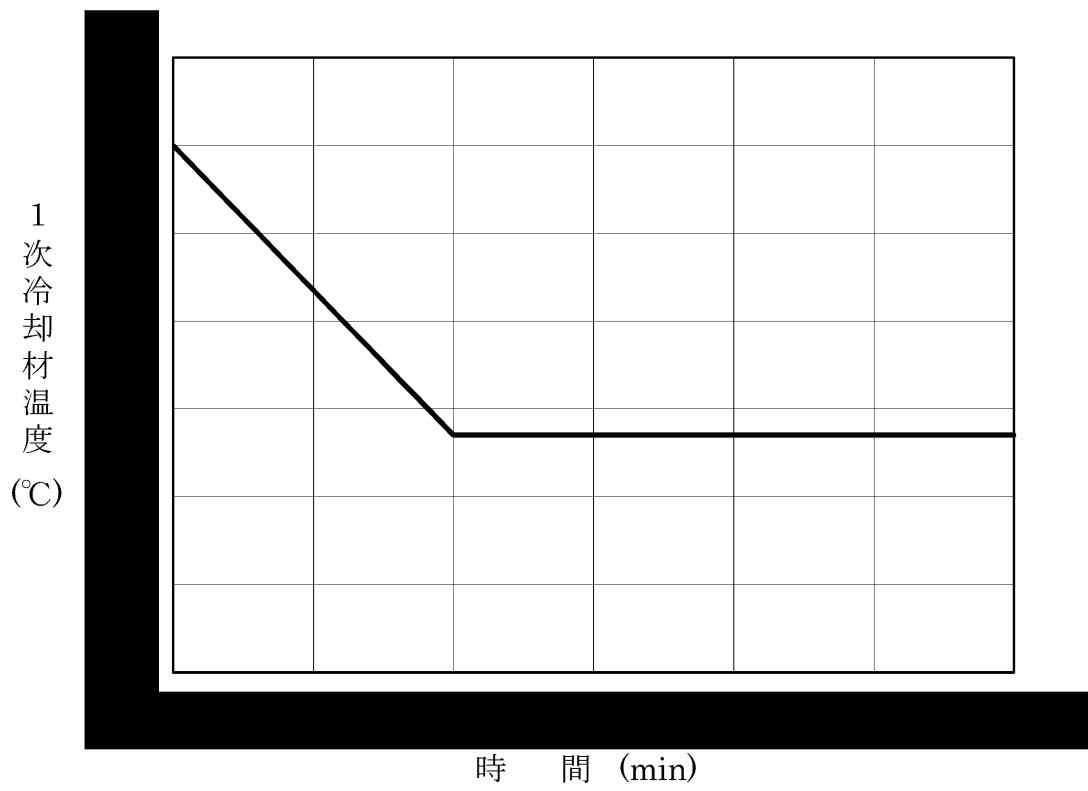
第4-4図 90%から100%へのステップ状負荷上昇



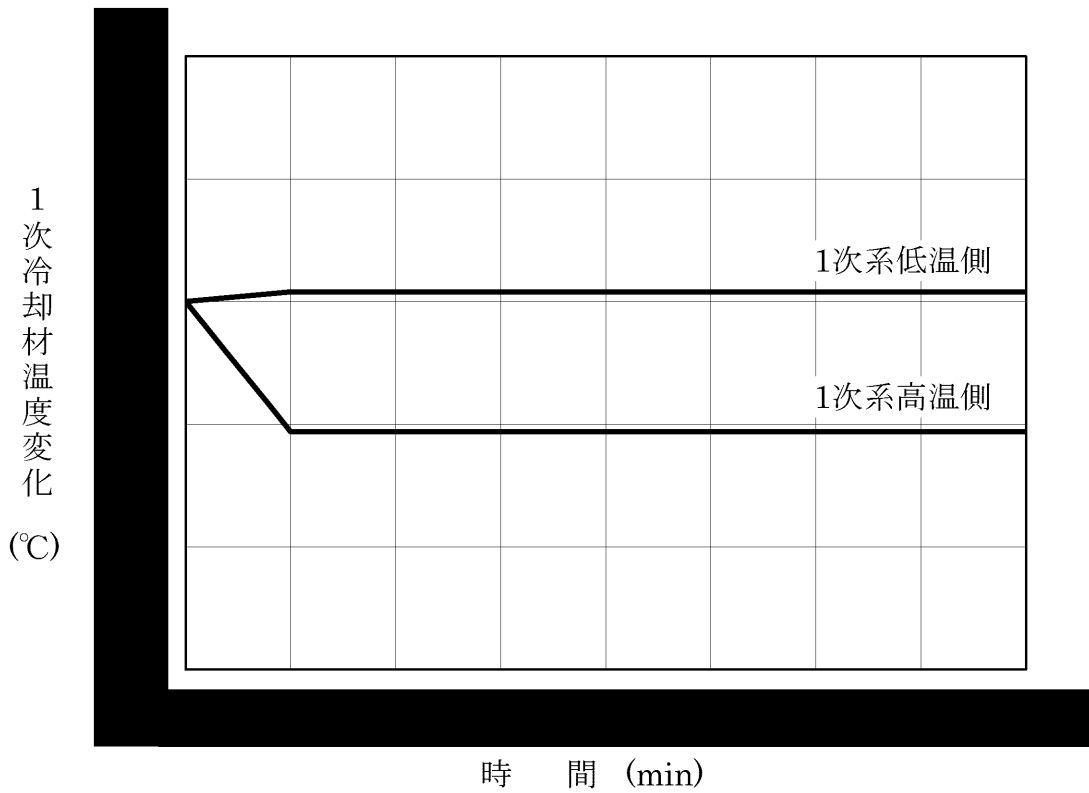
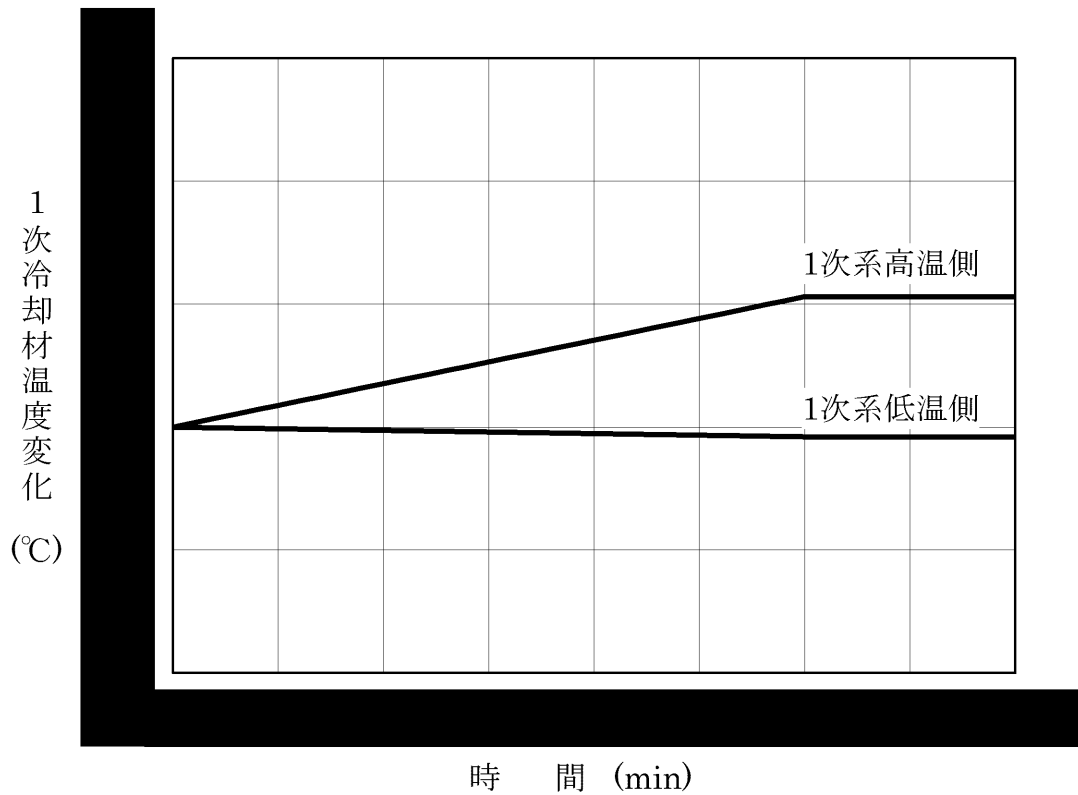
第4-5図 100%から90%へのステップ状負荷減少

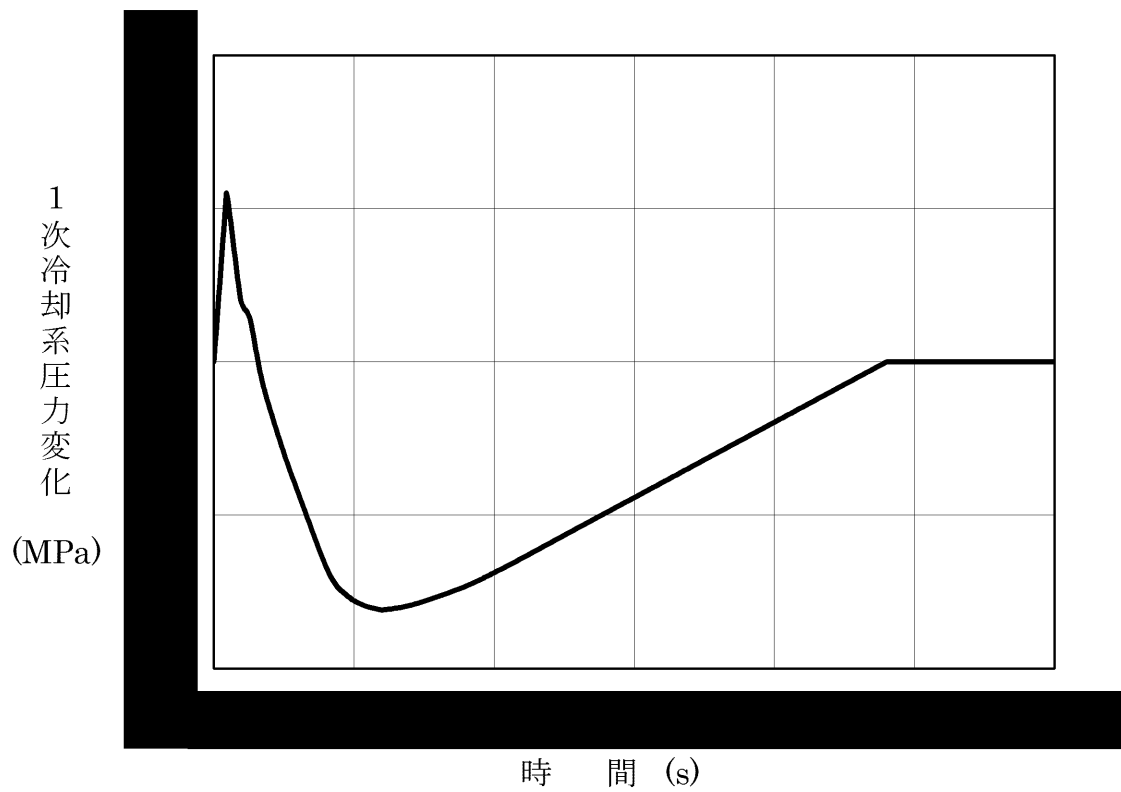


第4-6図 100%からの大きいステップ状負荷減少

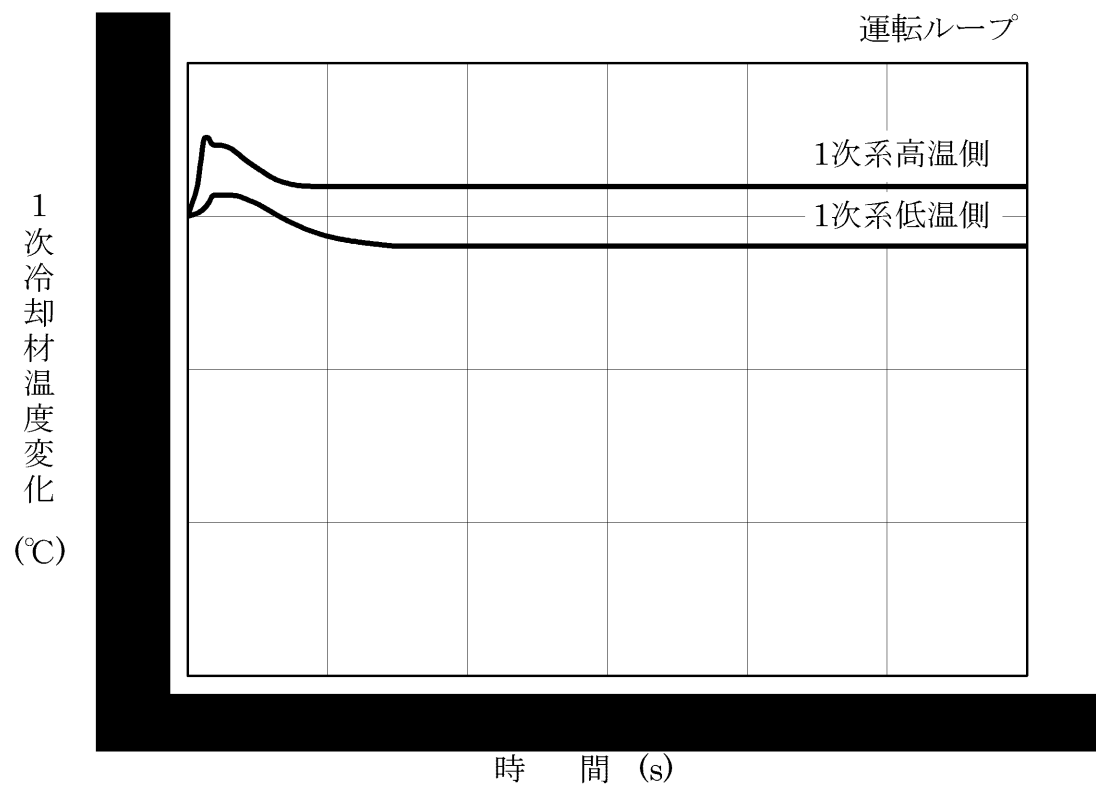
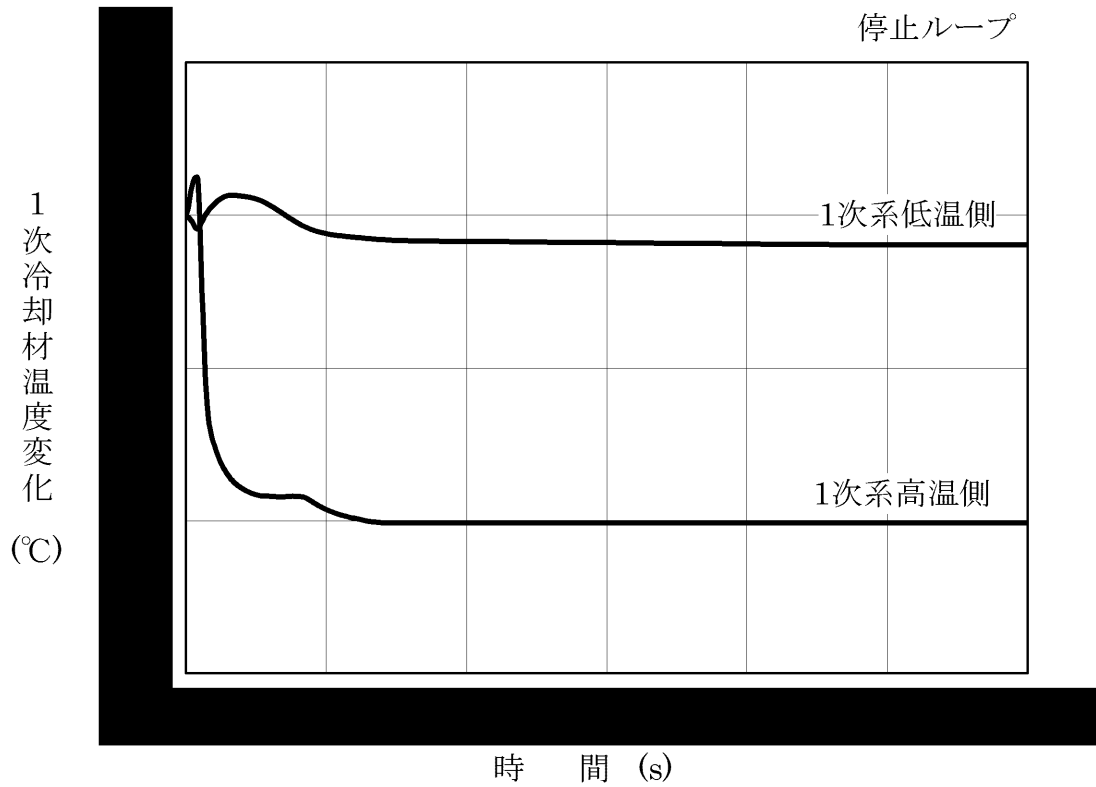


第4-7図 燃料交換

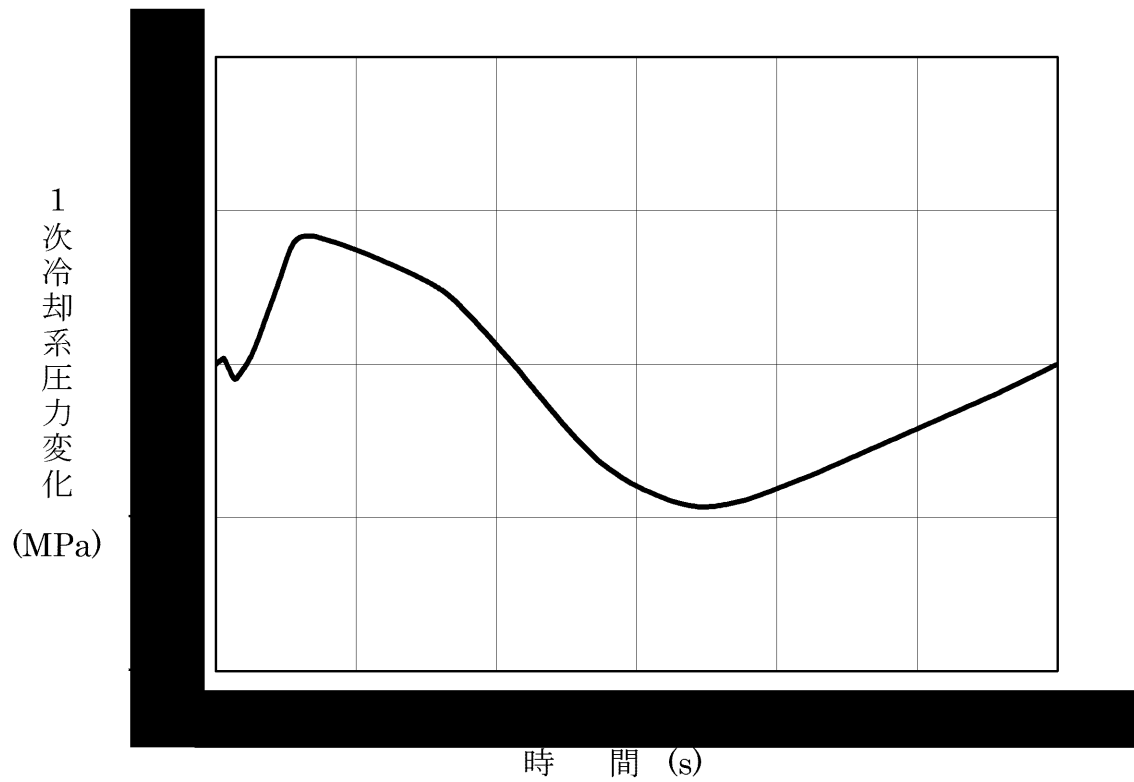




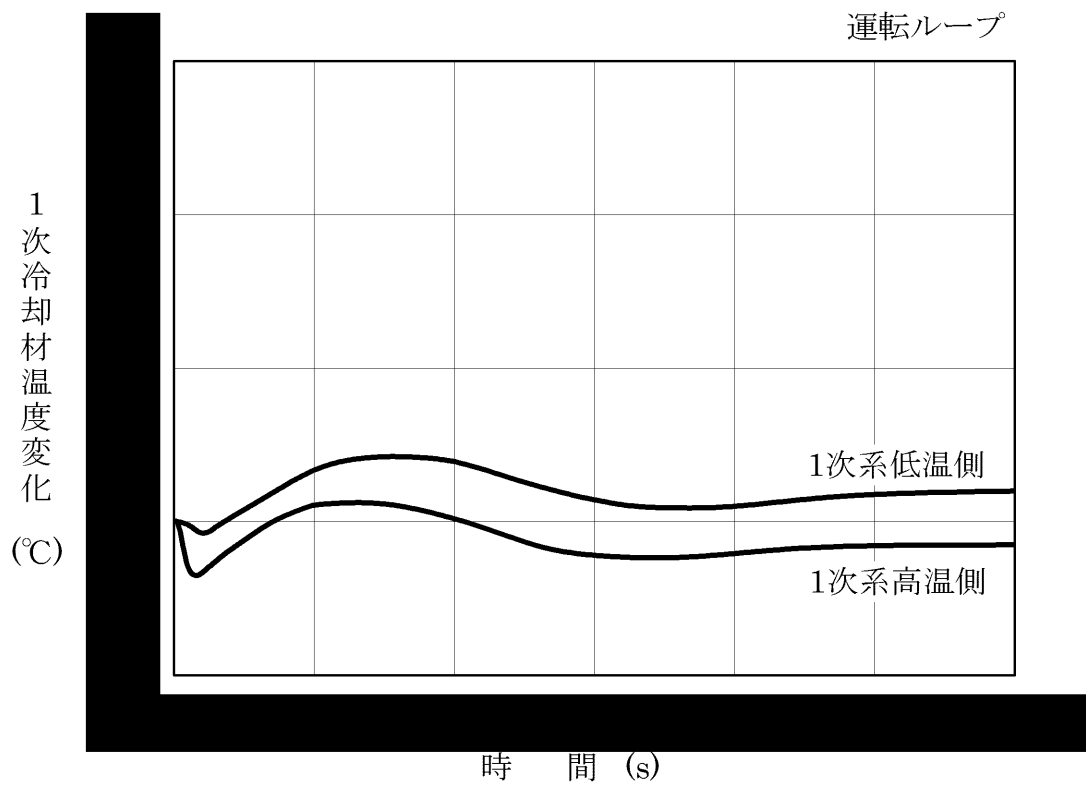
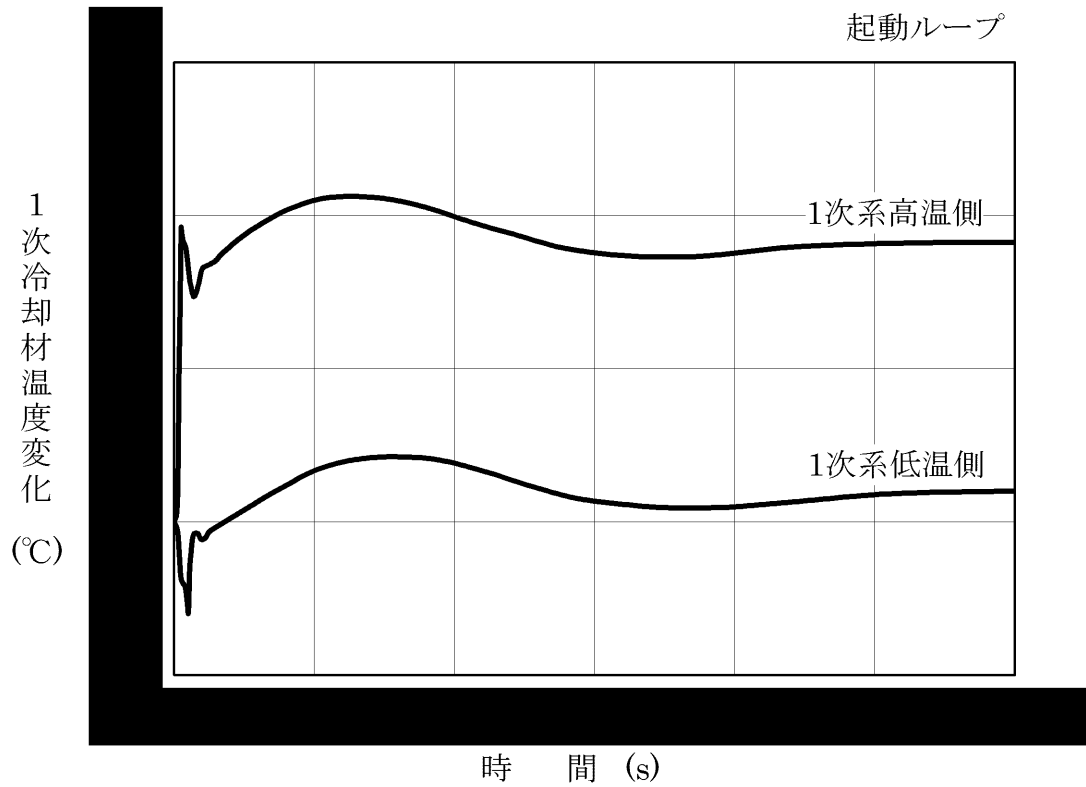
第4-10図 1ループ停止 (1/2)



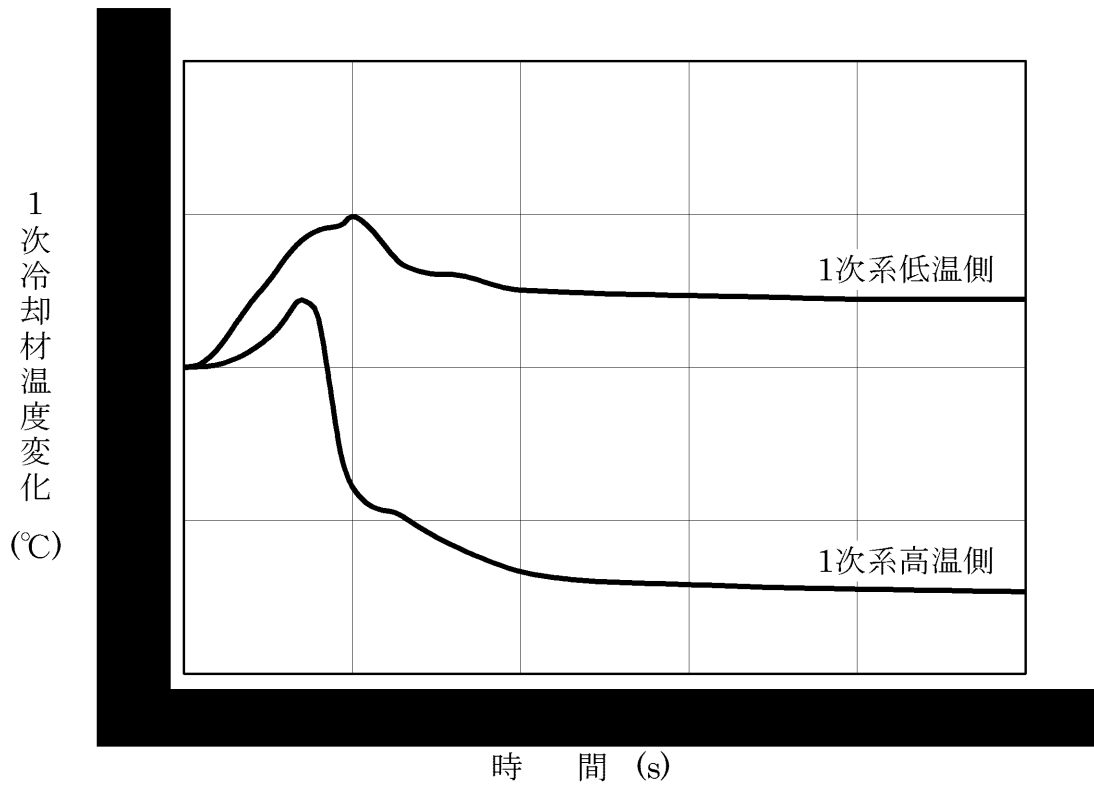
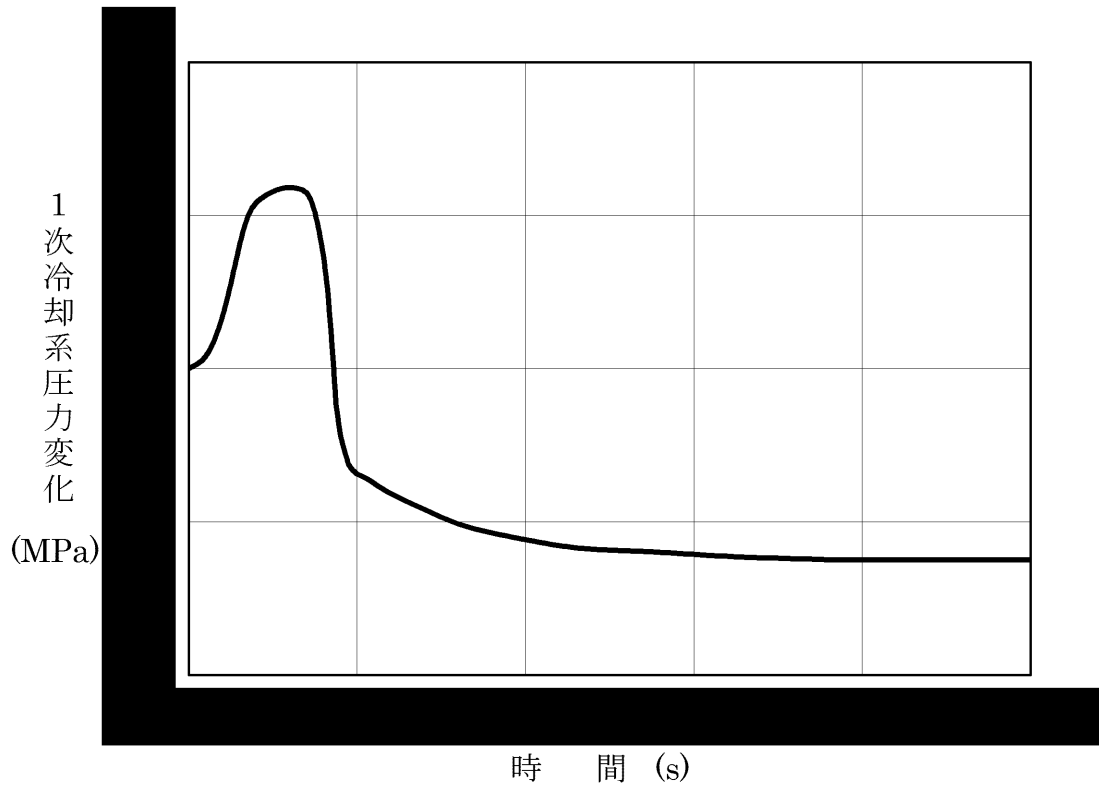
第4-10図 1ループ停止 (2/2)



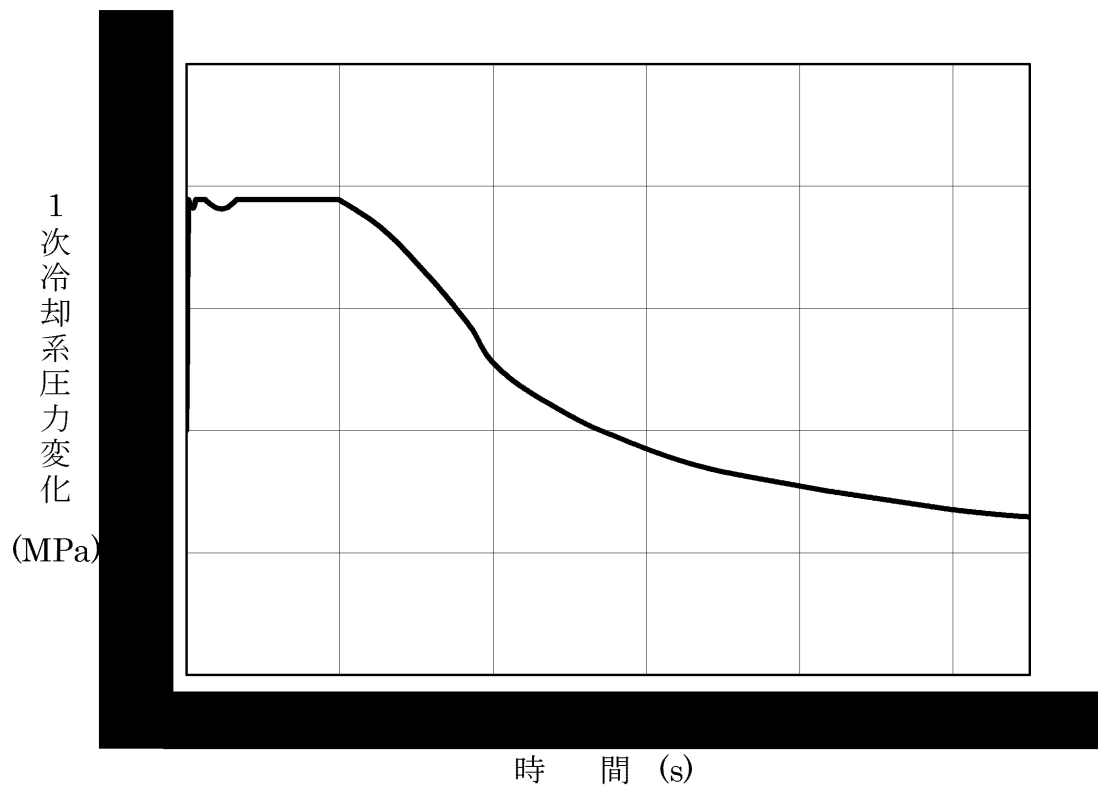
第4-11図 1ループ起動 (1/2)



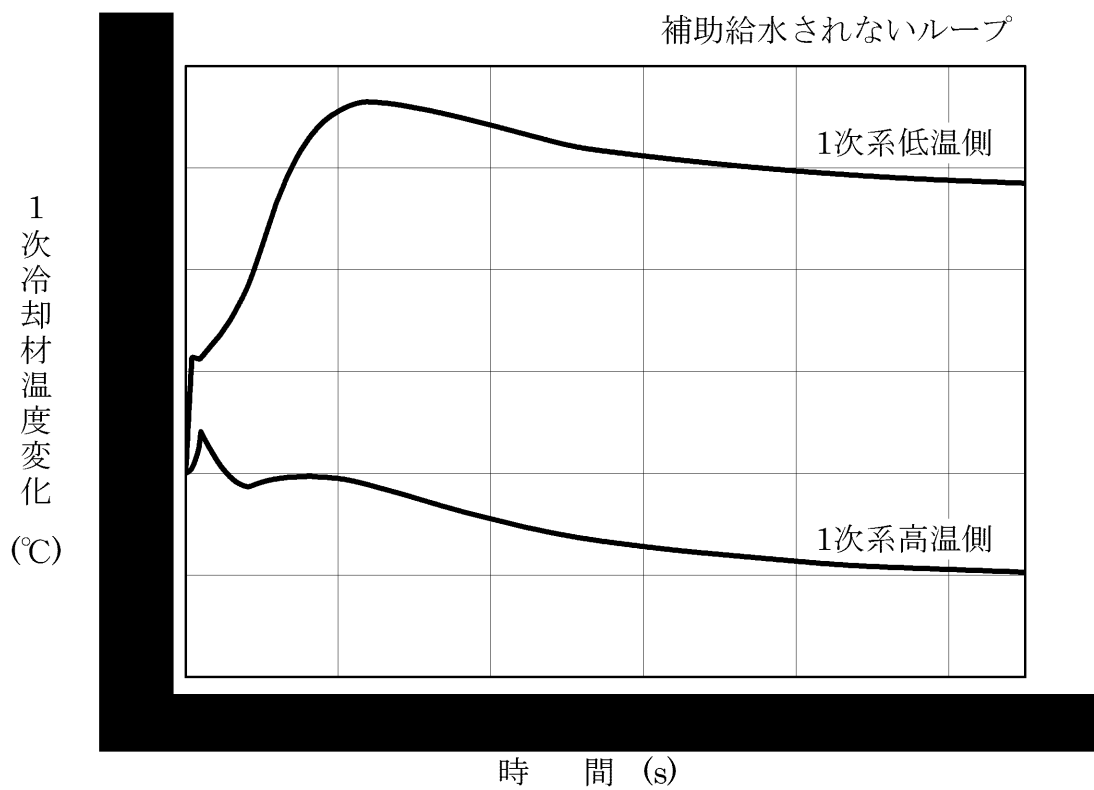
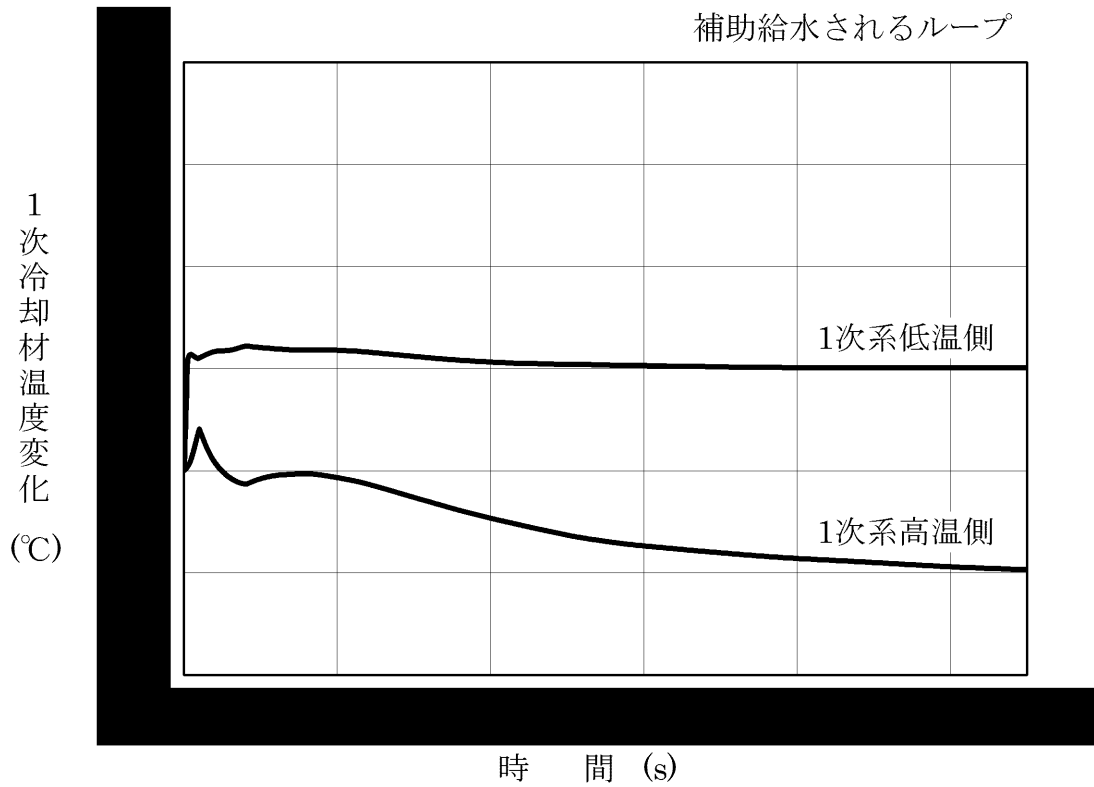
第4-11図 1ループ起動 (2/2)



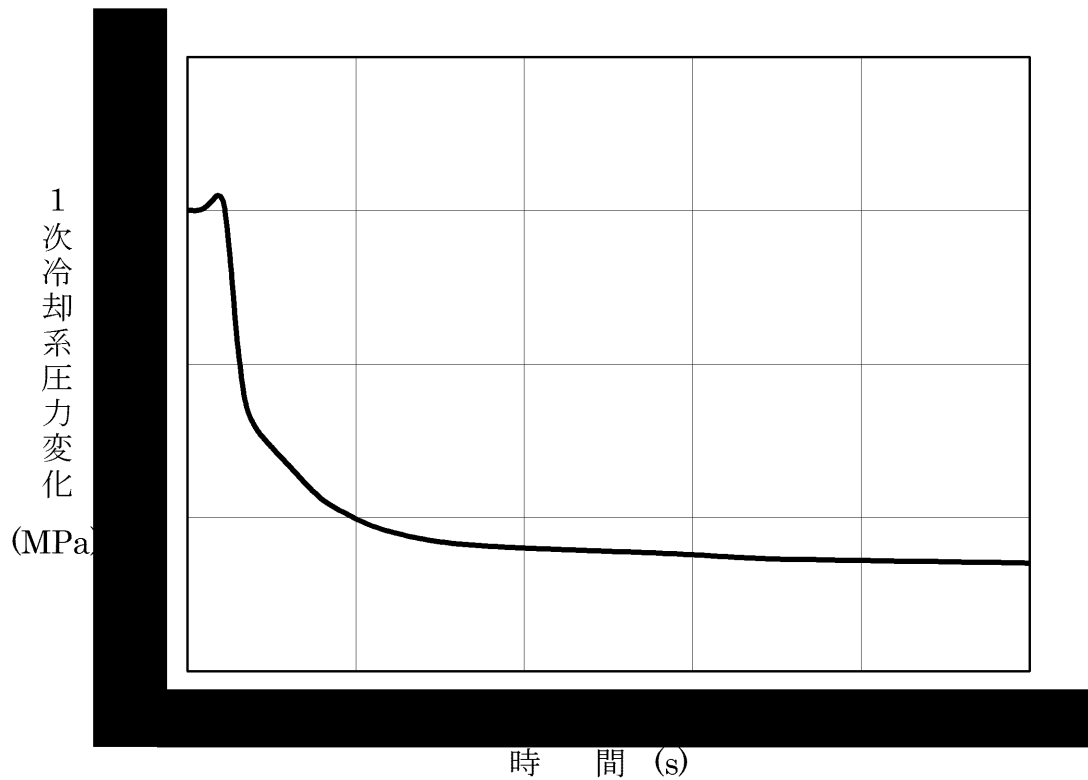
第4-12図 負荷の喪失



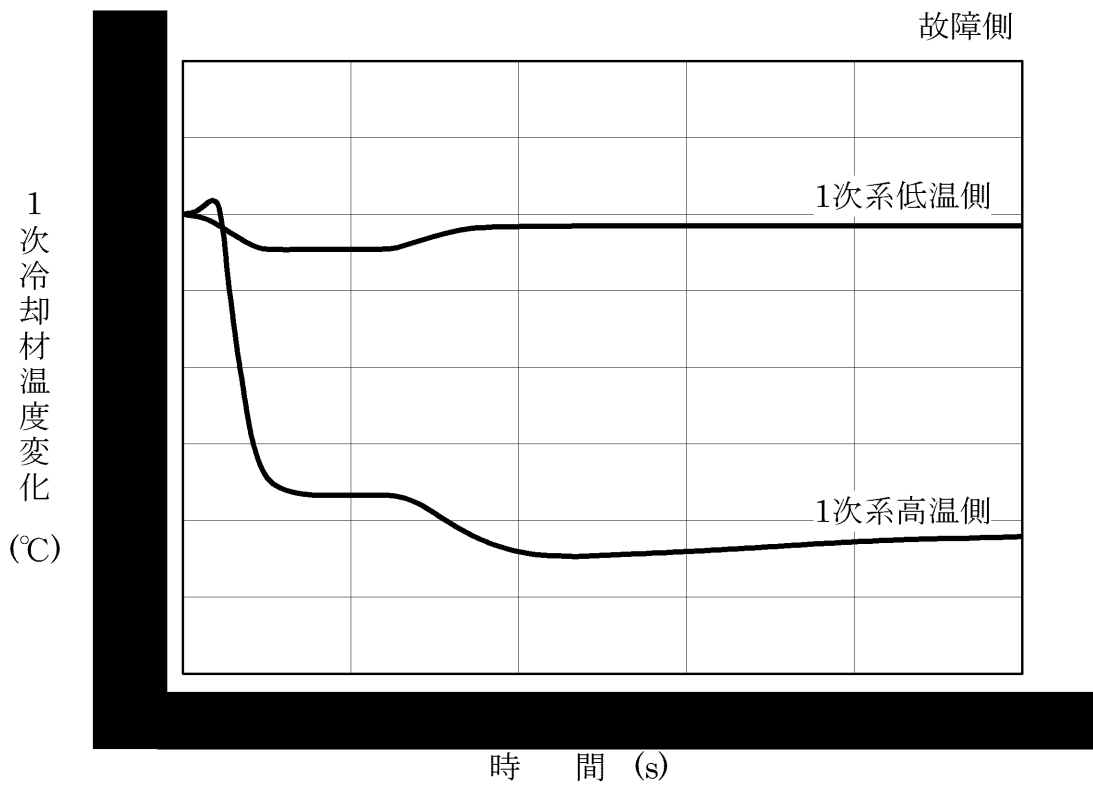
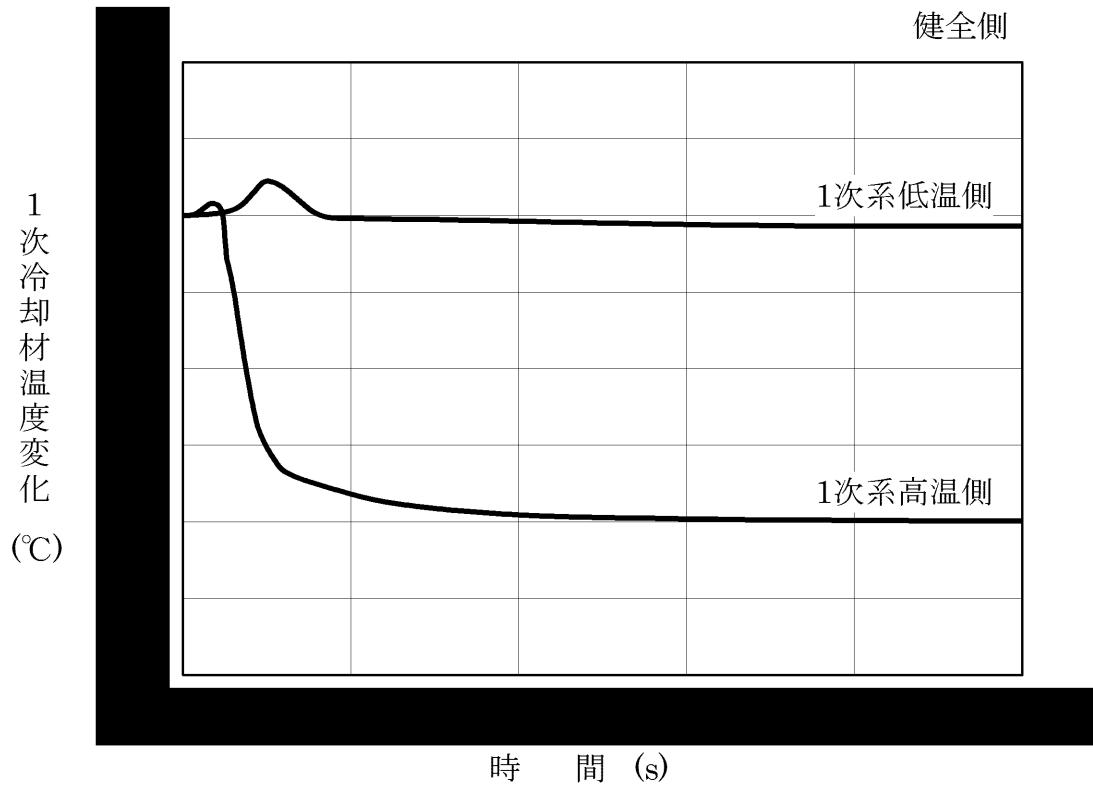
第4-13図 外部電源喪失 (1/2)



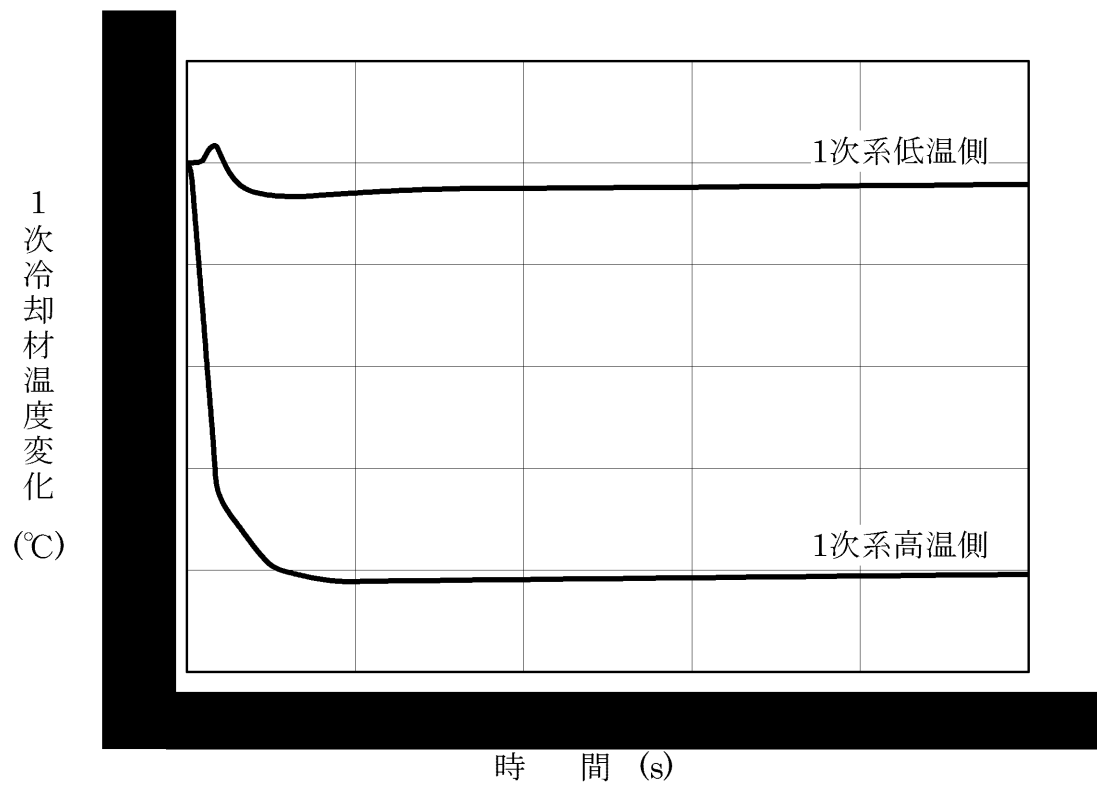
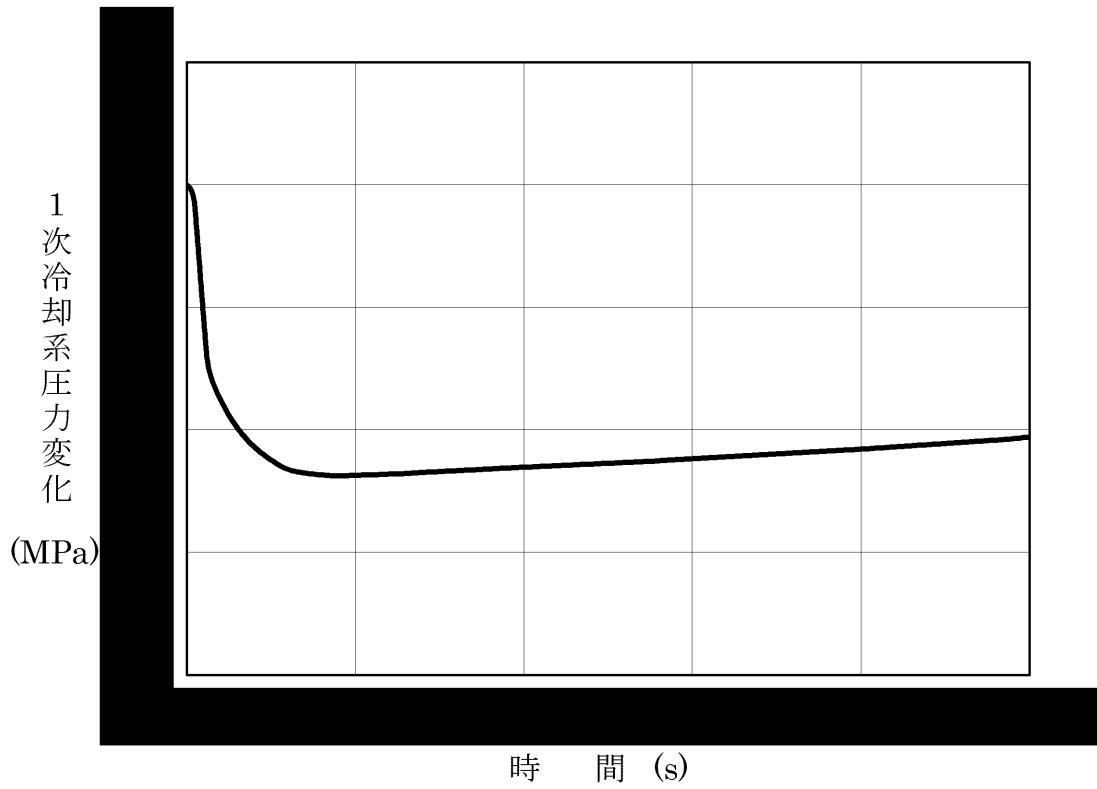
第4-13図 外部電源喪失 (2/2)



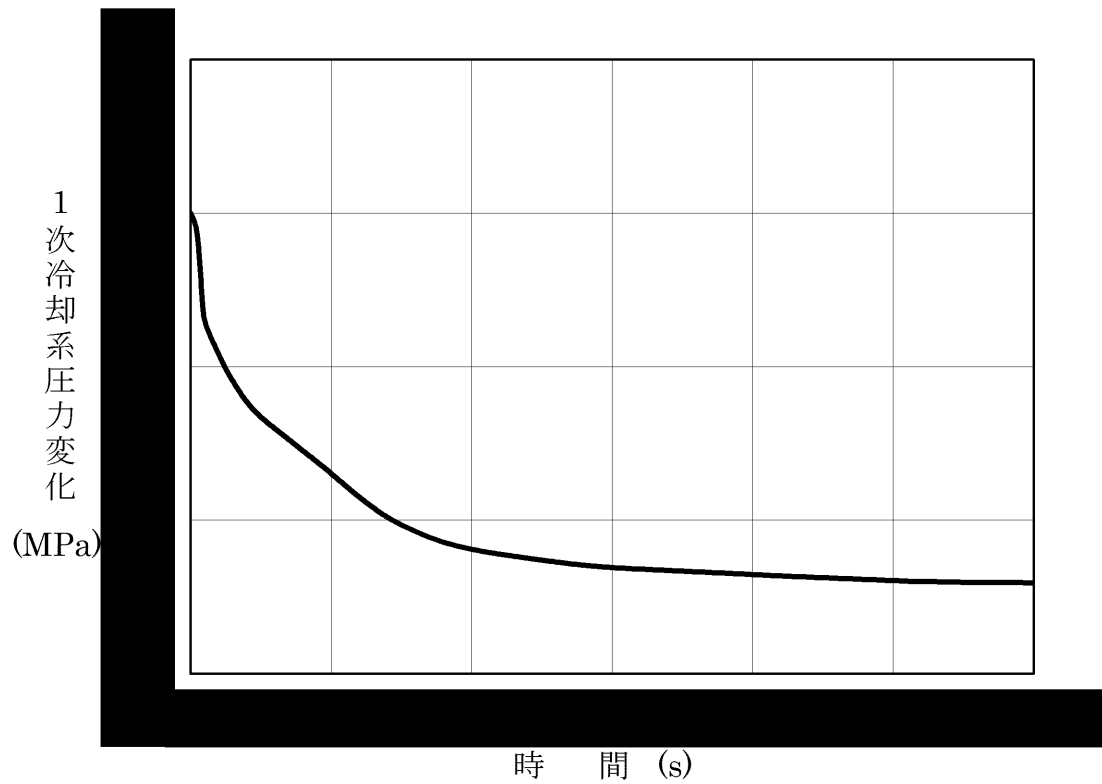
第4-14図 1次冷却材流量の部分喪失 (1/2)



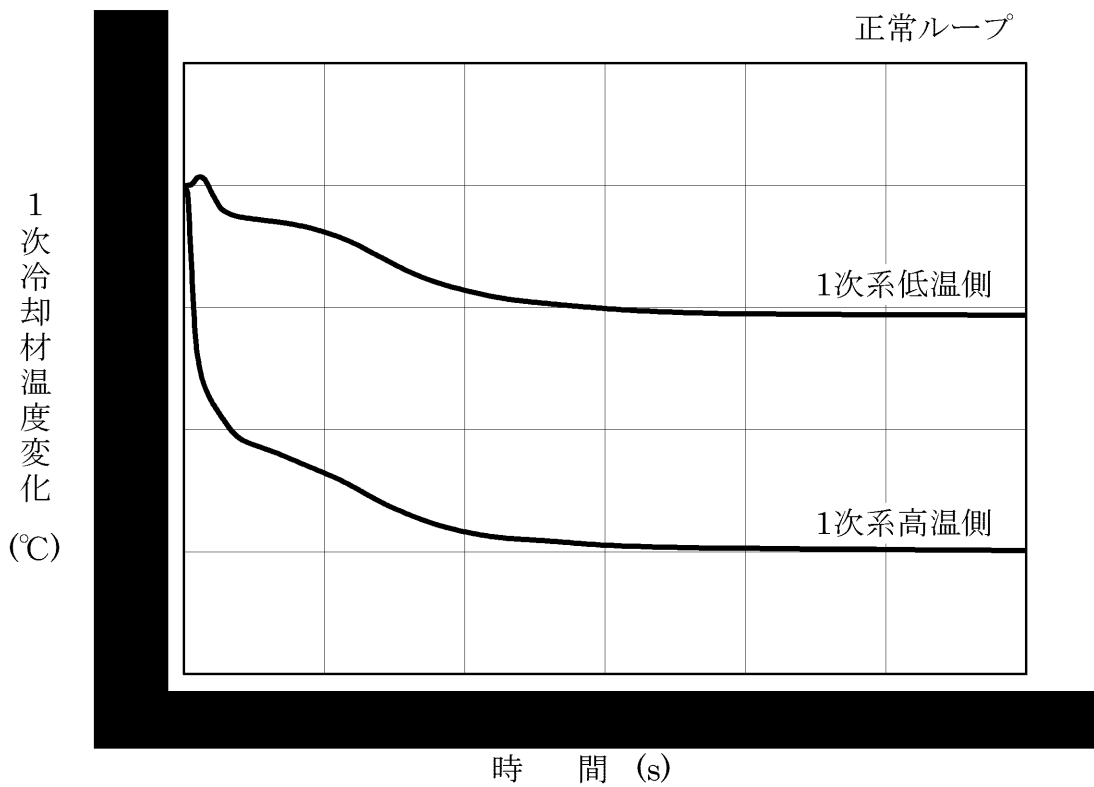
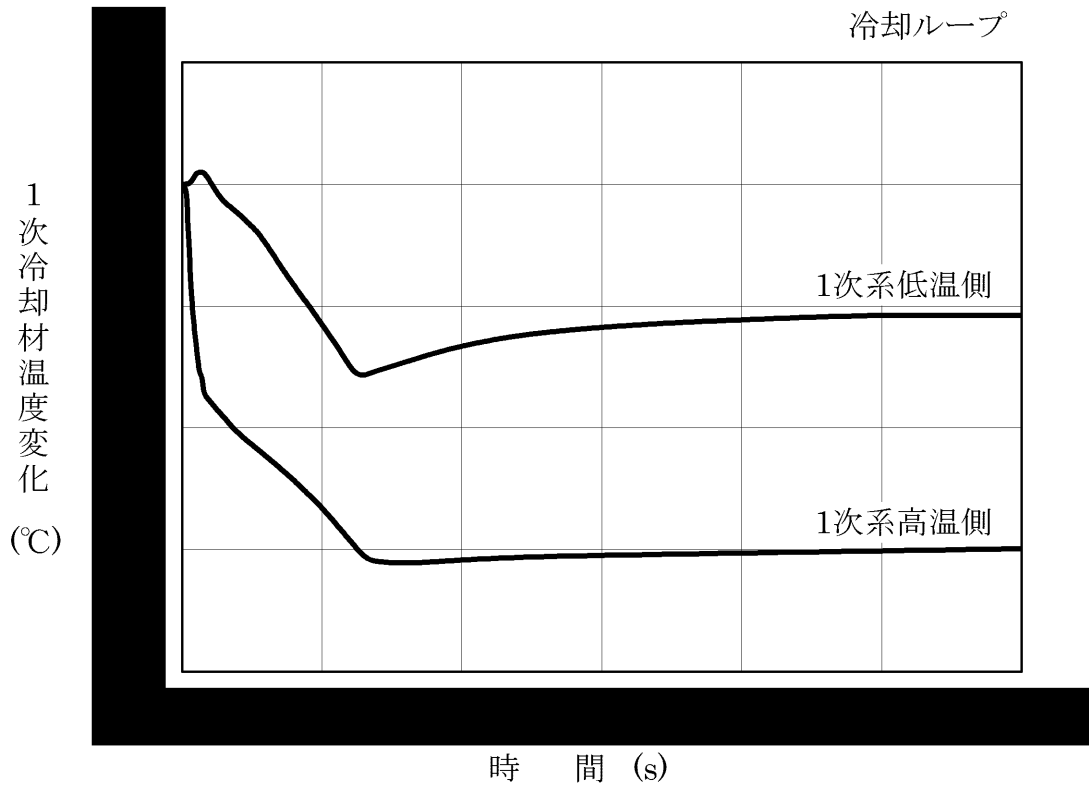
第4-14図 1次冷却材流量の部分喪失 (2/2)



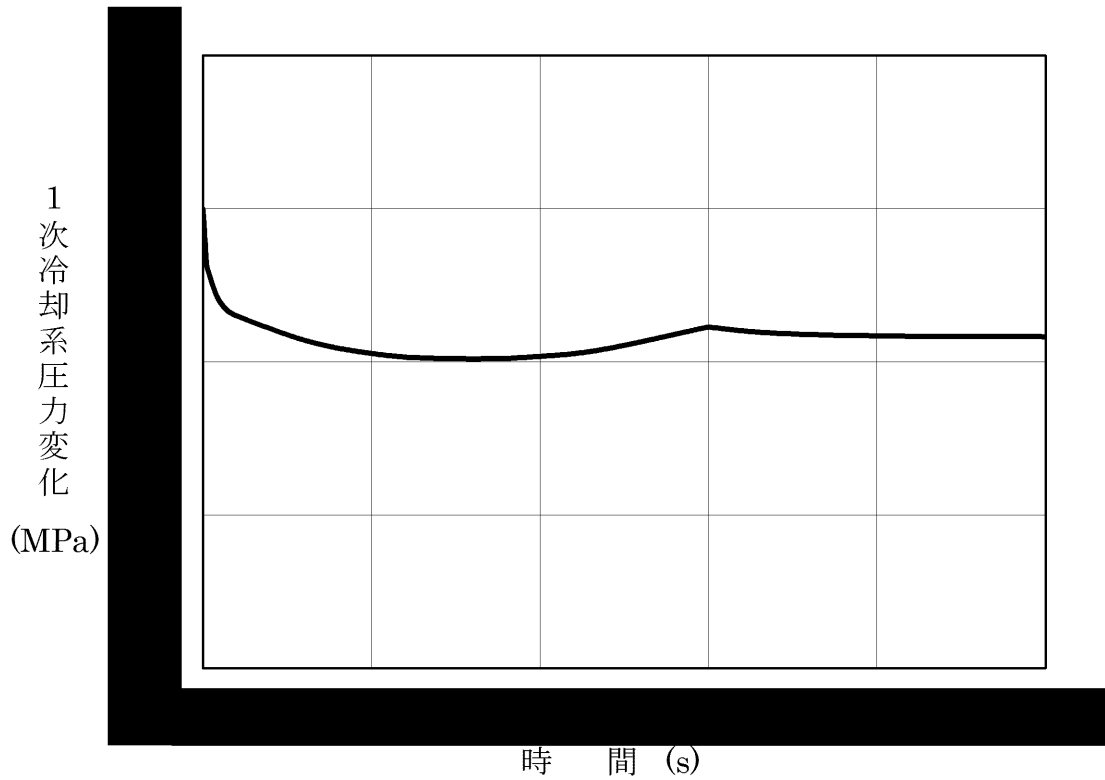
第4-15図 100%からの原子炉トリップ
 (i) 不注意な冷却を伴わないトリップ



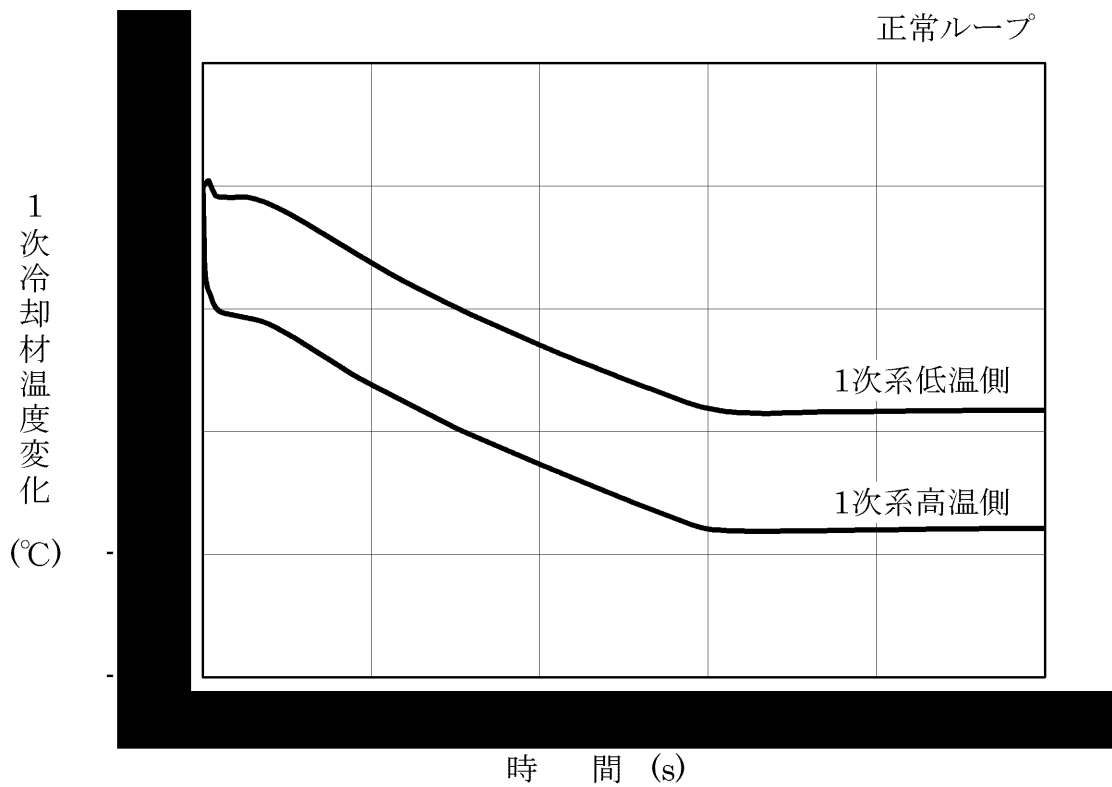
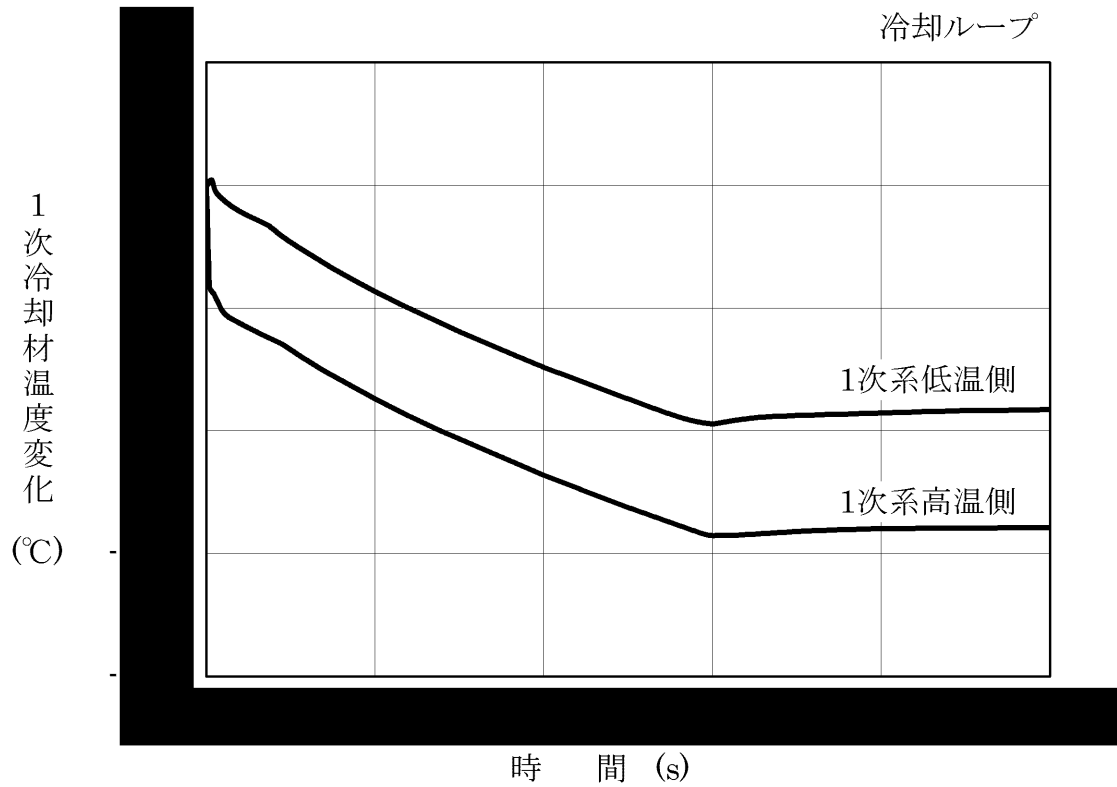
第4-16図 100%からの原子炉トリップ
(ii) 不注意な冷却を伴うトリップ (1/2)



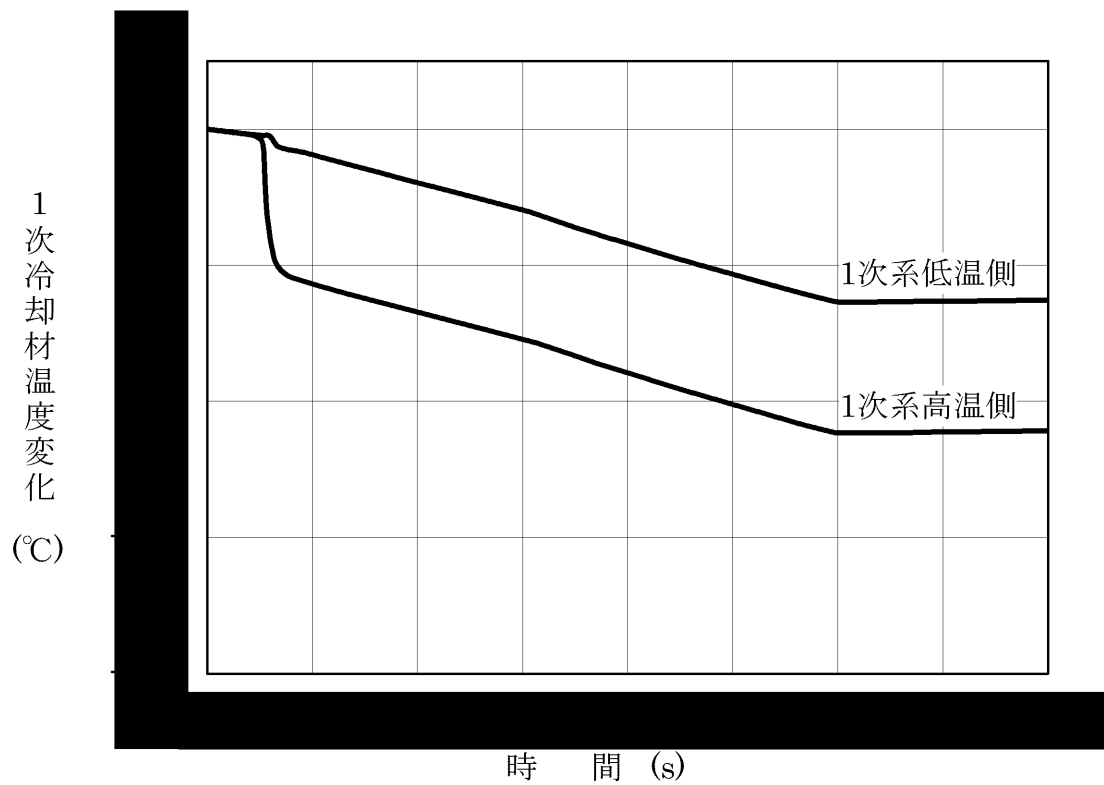
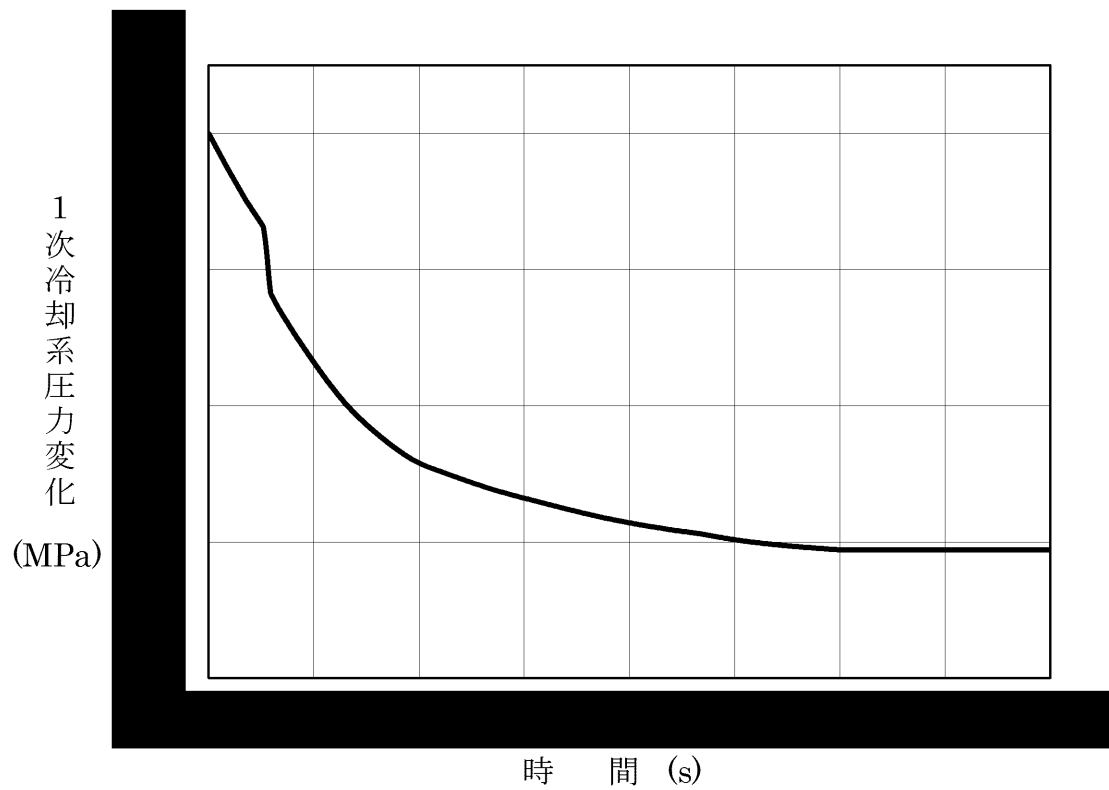
第4-16図 100%からの原子炉トリップ
(ii) 不注意な冷却を伴うトリップ (2/2)



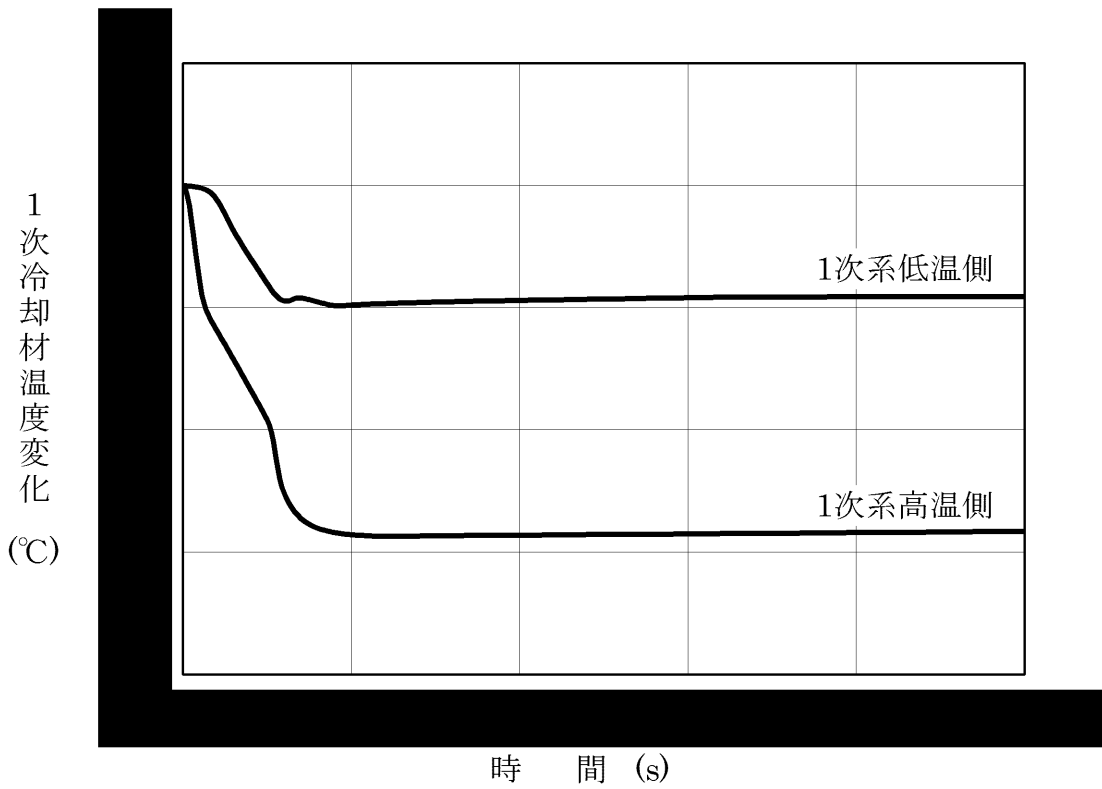
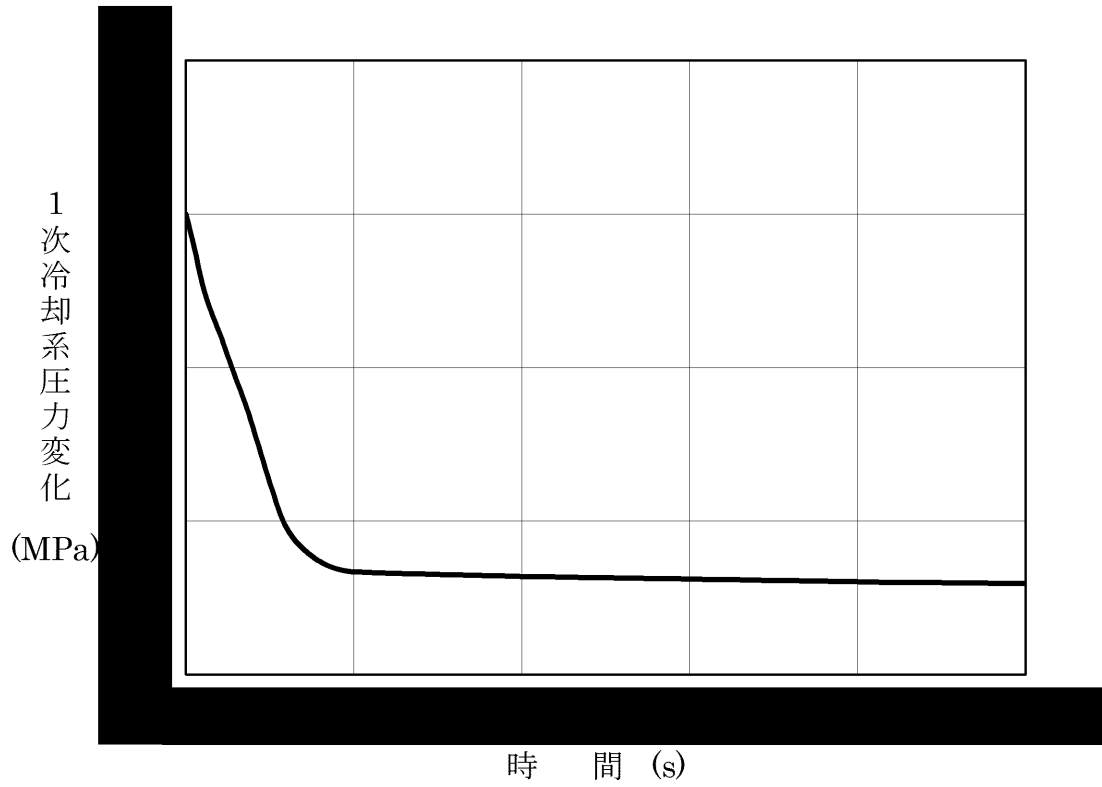
第4-17図 100%からの原子炉トリップ
 (iii) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ (1/2)



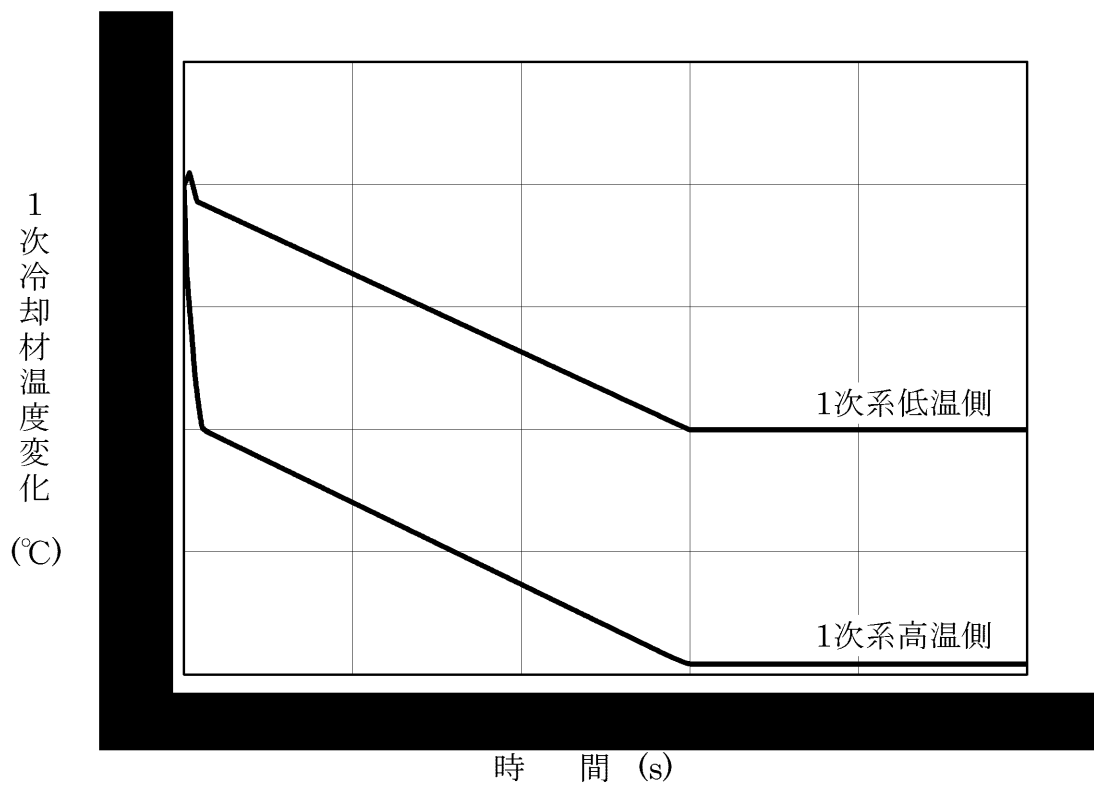
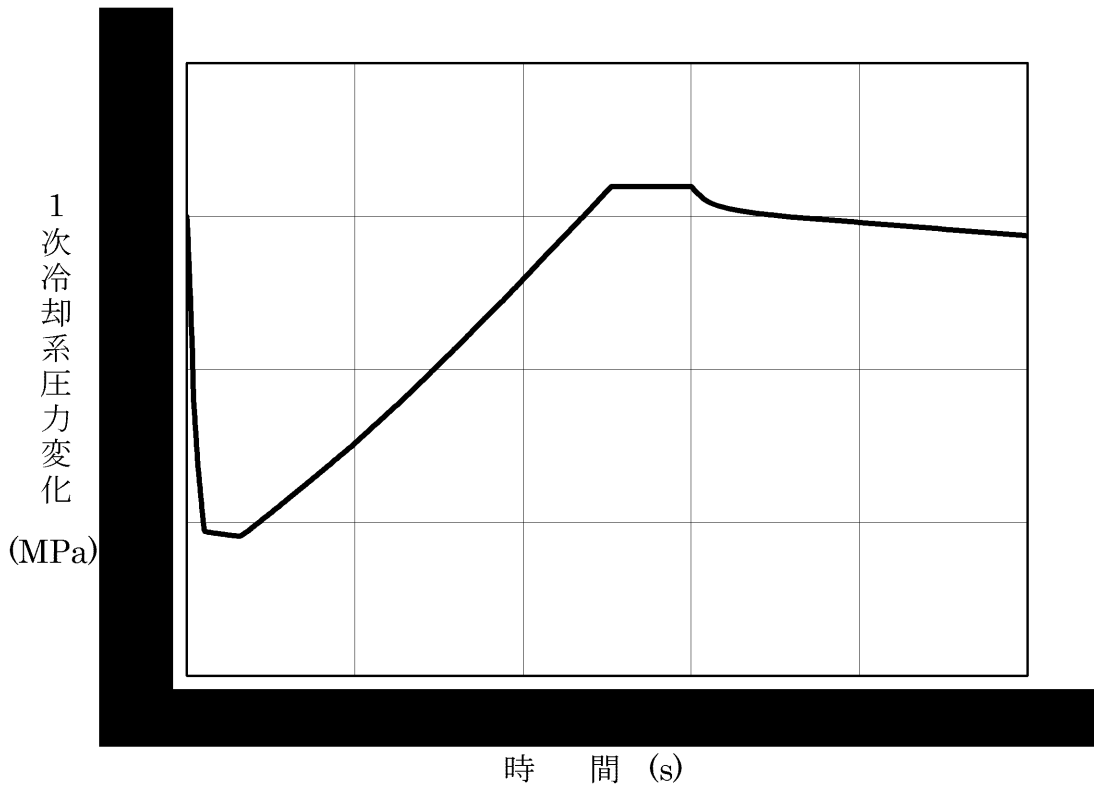
第4-17図 100%からの原子炉トリップ
 (iii) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ (2/2)



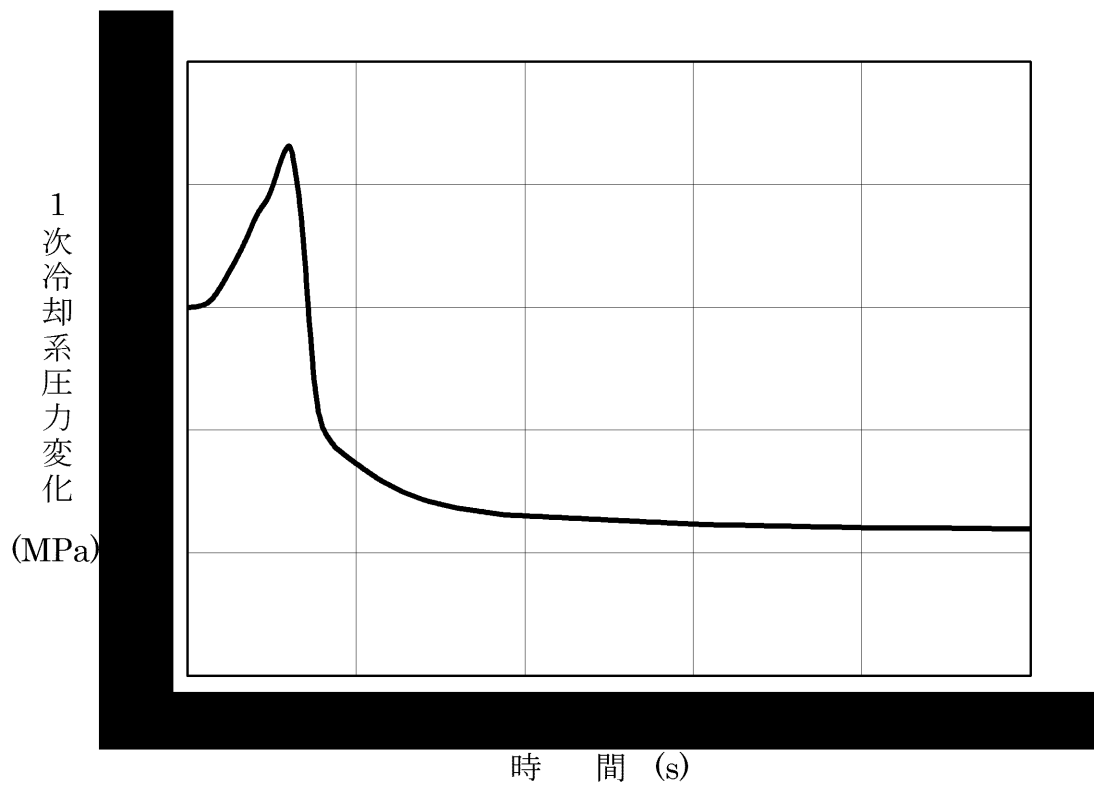
第4-18図 1次冷却系の異常な減圧



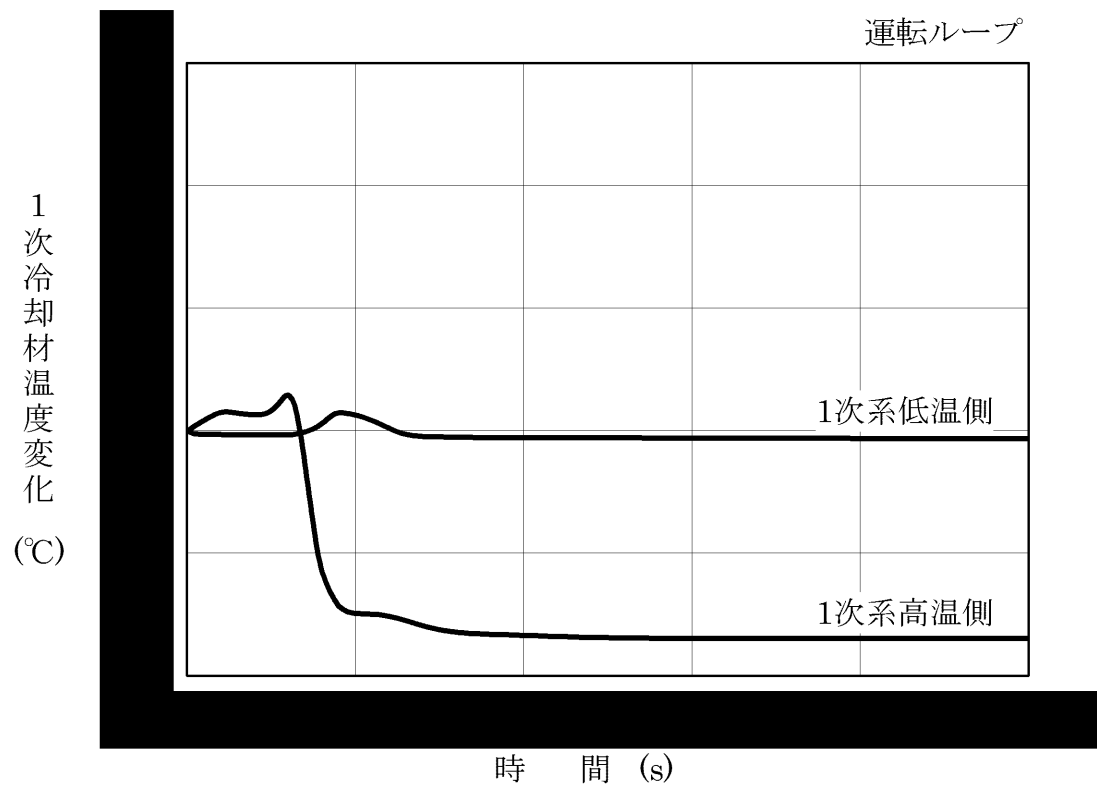
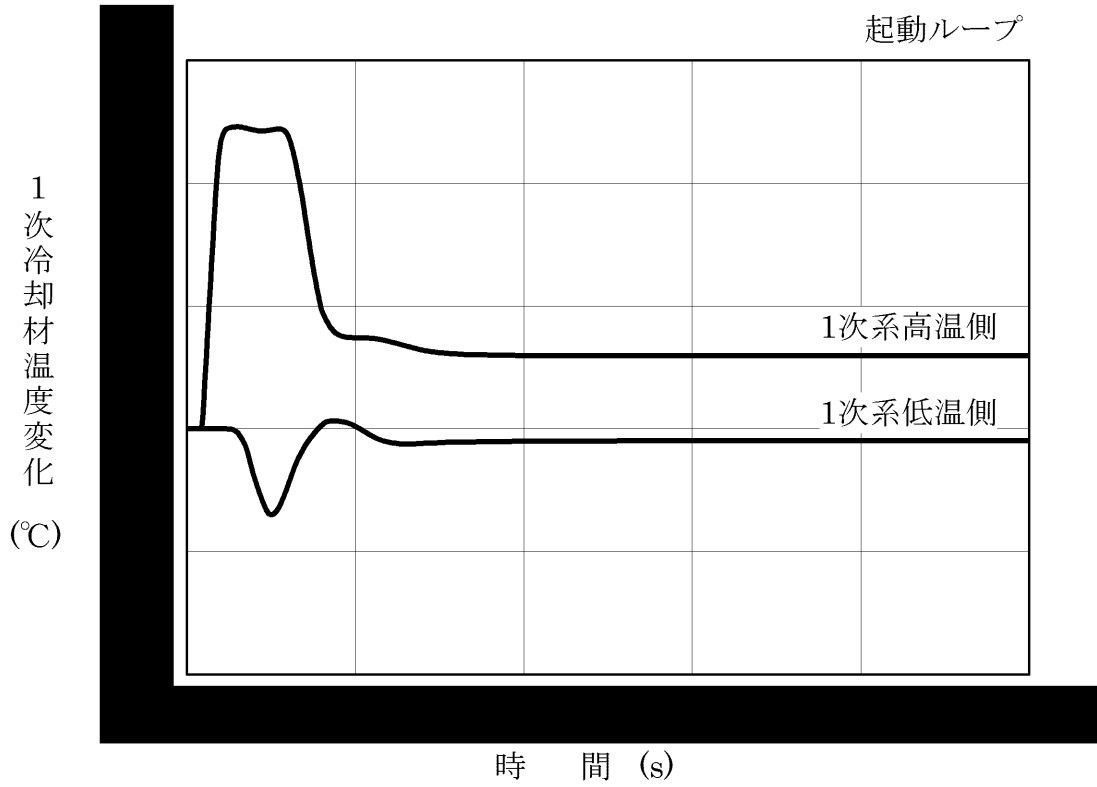
第4-19図 制御棒クラスタの落下



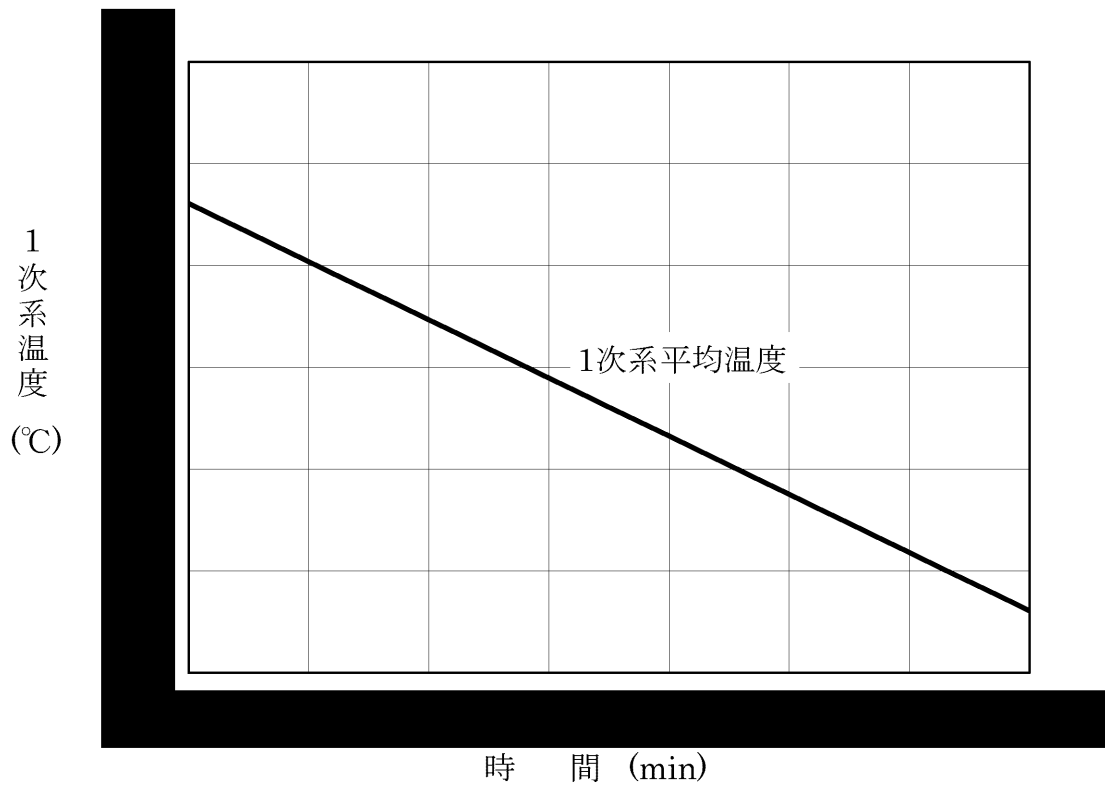
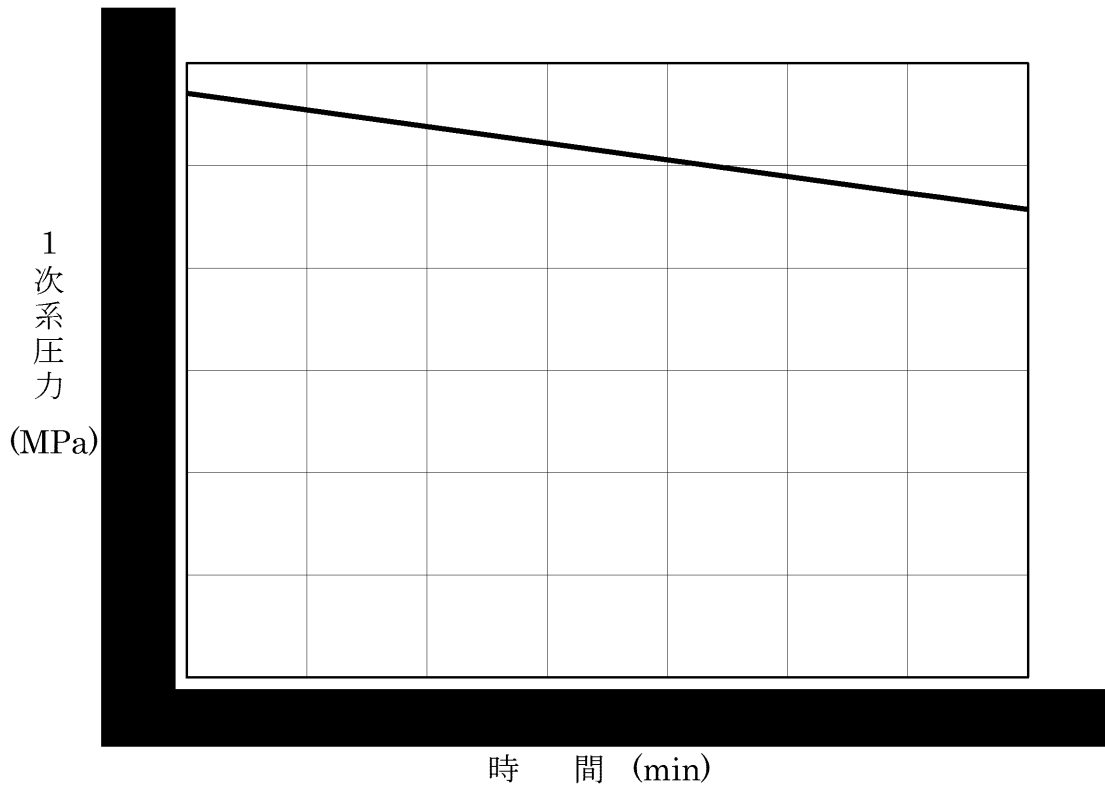
第4-20図 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動



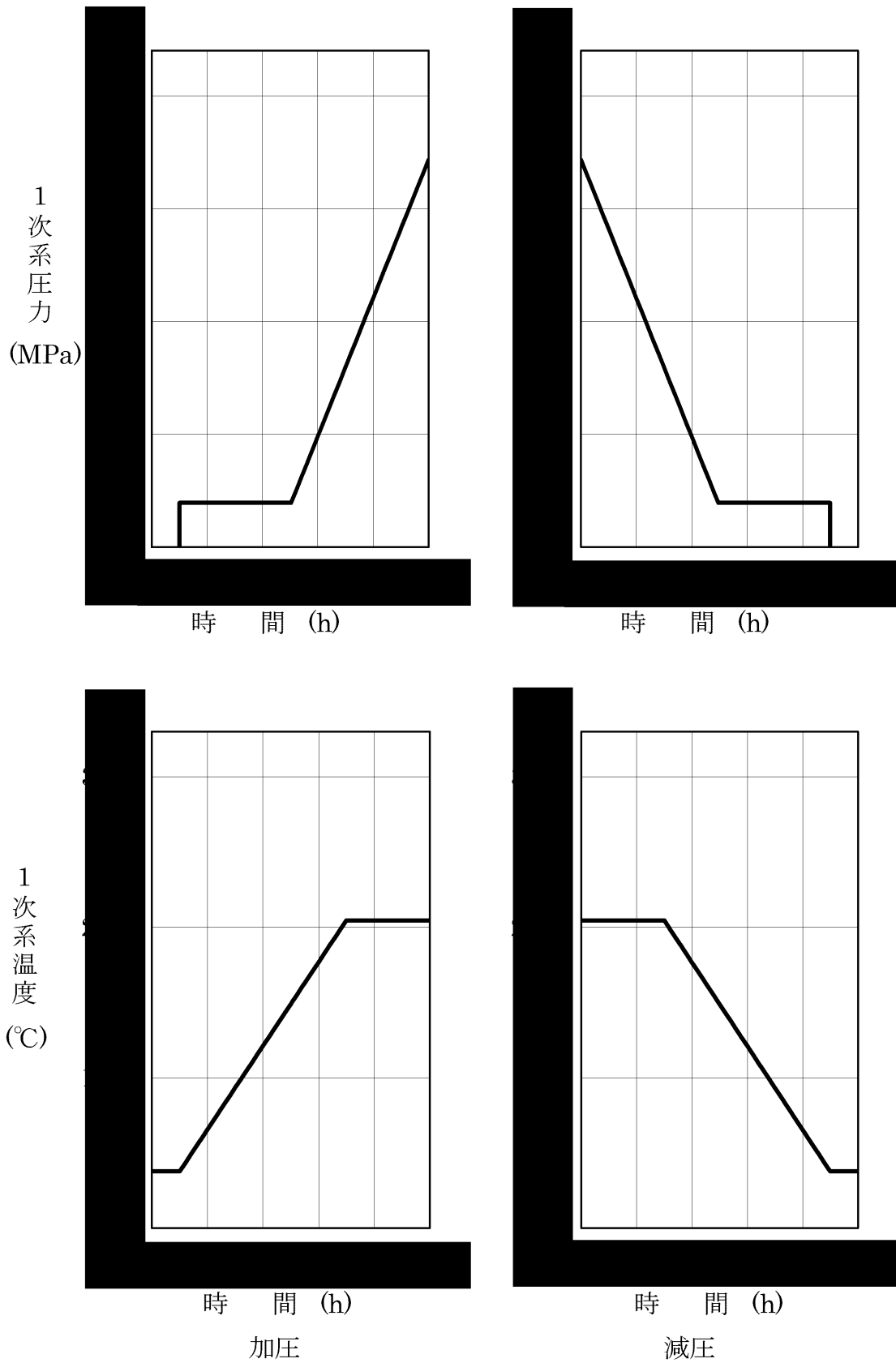
第4-21図 1次冷却系停止ループの誤起動 (1/2)



第4-21図 1次冷却系停止ループの誤起動 (2/2)



第4-22図 タービン回転試験



第4-23図 1次系漏えい試験 (17.16MPa)

4.5 荷重の組合せ

応力解析を行う場合の各供用状態における荷重の組合せを第4-3表に示す。

第4-3表 荷重の組合せ

	圧 力	外 荷 重				熱過渡による 荷 重
		機械的荷重	自 重	熱膨張荷重	事故時荷重	
設 計 条 件	○ (注1)	—	○	—	—	—
供 用 状 態 A 供 用 状 態 B	○ (注2)	—	○	○	—	○ (注4)
供 用 状 態 C	○ (注3)	—	○	—	—	—
供 用 状 態 D	○ (注3)	—	○	—	—	—
試 験 状 態	○ (注2)	—	○	—	—	—

(注1) 最高使用圧力を適用する。

(注2) 前述する4.2項「設計過渡条件」の圧力を適用する。

(注3) 包絡圧力である18.88MPaを適用する。

(注4) 前述する4.2項「設計過渡条件」により生ずる荷重

4.6 荷重の適用

(1) 設計条件

前述する 4.1 項「設計条件」及び 4.3 項「外荷重」に示した荷重を用いる。

(2) 供用状態 A 及び供用状態 B

前述する 4.2 項「設計過渡条件」及び 4.3 項「外荷重」に示した荷重を用いる。

(3) 供用状態 C 及び供用状態 D

運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの事象において発生する荷重の概要と強度評価上の取扱いは、第 4-4 表のとおりである。ここで、「IV-a 1 次冷却材喪失事故」の事象については、「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 JEAG4613-1998」（日本電気協会）（以下「JEAG4613」という。）に基づき、破断前漏えい（以下「LBB」という。）概念を適用^(注)する。なお、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの事象において発生する事故時荷重及びピーク圧力は、平成 29 年 5 月 15 日付け原規規発第 1705153 号にて認可された工事計画の添付資料 6-2-2「重大事故等クラス 2 容器の強度計算方法」から 1 次冷却設備の構成、及び材料、寸法、質量等の緒元に変更が無いことから、同工事計画にて認可された事故時荷重及びピーク圧力を使用する。

第 4-4 表の事故時荷重により出口管台及び出口管台セーフエンドに作用する事故時荷重が小さいことから、供用状態 C 及び供用状態 D の荷重は、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの事象のピーク圧力及び事故時荷重を上回る包絡圧力に自重を加えた荷重を用いる。

供用状態 C 及び供用状態 D の荷重に適用する圧力及び温度を第 4-5 表に示す。

(注) 別添「原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対する LBB 成立性評価結果に関する説明書」による。

(4) 試験状態

前述する 4.2 項「設計過渡条件」及び 4.3 項「外荷重」に示した荷重を用いる。

第4-4表 運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの事象において発生する荷重の概要と強度評価上の取扱い

事象	事象の概略説明	事故時荷重 ^(注1) ^(注2)	ピーク圧力(MPa)	強度評価上の取扱い	
運転状態Ⅲ	Ⅲ-a 1次冷却系細管破断事故	口径1B以下の配管の破断又は口径1Bを超える配管からの漏えい ^(注3) を原子炉冷却材圧力バウンダリ内に想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も微小 ($F_j=13\text{kN}$)	15.41	包絡圧力に自重を加えた荷重を用いる。 包絡圧力：P=18.88MPa
	Ⅲ-b 主蒸気管小破断事故	口径6B以下の配管の破断を主蒸気管に想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 ($F_j=160\text{kN}$)	17.28	
	Ⅲ-c 1次冷却材流量喪失事故	3個の1次冷却材ポンプのコーストダウンを想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、事故時荷重は生じない。	17.10	
運転状態Ⅳ	Ⅳ-a 1次冷却材喪失事故	口径1Bを超え3B以下の配管の破断又は口径3Bを超える配管からの漏えい ^(注4) を原子炉冷却材圧力バウンダリ内に想定	1次系内の急激な圧力変動は小さく、ジェット反力も微小 ($F_j=87\text{kN}$)	15.41	包絡圧力に自重を加えた荷重を用いる。 包絡圧力：P=18.88MPa
	Ⅳ-b 主蒸気管破断事故	口径6Bを超える配管の破断を主蒸気管に想定	1次系内に急激な圧力変動はないが、ジェット反力が大きい。 ($F_j=3,800\text{kN}$)	16.71	
	Ⅳ-c 1次冷却材ポンプ軸固着事故	1個の1次冷却材ポンプの軸が瞬時に固着することを想定	短期的には1次冷却材ポンプ回りに水撃が起こるが、1次系内の急激な圧力変動は小さく、事故時荷重は生じない。	17.78	
	Ⅳ-d 制御棒クラスタ飛出し事故	最も反応度が高い単一制御棒の炉心からの瞬時放出を想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も微小 ($F_j=50\text{kN}$)	16.88	
	Ⅳ-e 主給水管破断事故	主給水管に破断を想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も比較的小さい。 ($F_j=720\text{kN}$)	17.48	
	Ⅳ-f 蒸気発生器伝熱管破損事故	1本の伝熱管の破断を想定	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も微小 ($F_j=8\text{kN}$)	15.41	

(注1) 事故時に発生する機械的荷重

(注2) F_j は、ジェット反力を示す。

(注3) 配管の破断又は漏えいの判定及び破損開口面積の算定は、JEAG4613に基づき行った。なお、漏えい部の開口面積は、口径1B以下の配管の断面積相当とする。

(注4) 配管の破断又は漏えいの判定及び破損開口面積の算定は、JEAG4613に基づき行った。なお、漏えい部の開口面積は、口径1Bを超え3B以下の配管の断面積相当とする。

第4-5表 供用状態C及び供用状態Dの圧力及び温度

供用状態	機器名	原子炉容器 (出口管台及び出口管台セーフエンド)
	圧力、 温度	
供用状態C	圧 力	18.88 MPa
	温 度	361.3 °C (注)
供用状態D	圧 力	18.88 MPa
	温 度	361.3 °C (注)

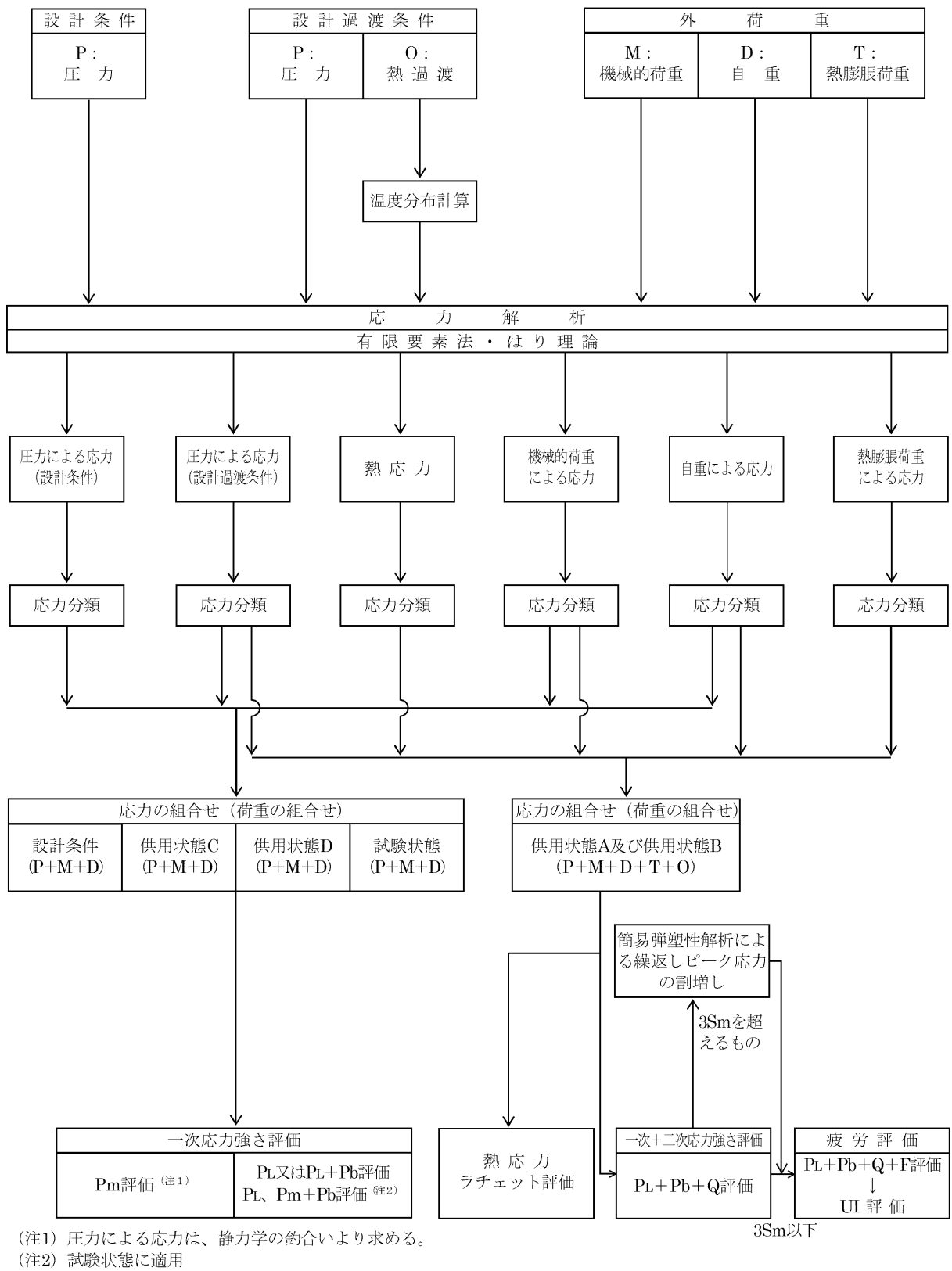
(注) 18.88MPaに対する飽和温度

5. 応力解析

5.1 概 要

第5-1図に示す手順に従って容器の形状、寸法、荷重条件に基づき、圧力、熱、外荷重による応力解析を行う。なお、熱による応力解析を行うに先立って温度分布計算を行う。

荷重条件は前述する4.項「荷重条件」に示されているが、各部の計算においては、その部分に加わる荷重条件を選定して解析を行う。



第5-1図 応力評価フローチャート

5.2 温度分布計算

5.2.1 温度条件

温度分布計算に用いる温度条件を第5-1表に示す。

なお、詳細については資料6-3-2「クラス1容器の強度計算書」による。

第5-1表 温度条件

機器名	適用箇所	温度 ^(注)
原子炉容器	出口管台及び出口管台セーフエンド 上部胴	T_H T_C

(注) 温度の記号は次のとおりである。

T_H : 1次系高温側温度

T_C : 1次系低温側温度

5.2.2 計算方法

温度分布計算には有限要素法を用いる。

有限要素法は任意の形状の物体の定常状態及び非定常状態における温度分布を計算することが可能な手法である。

出口管台及び出口管台セーフエンドの温度分布計算に用いる2次元有限要素法は対象とする物体をすべて軸対称として扱い、境界条件もすべて軸対称として扱う。

断面は任意の三角形又は四角形の有限要素に分割し、構造物はこれらの断面形状をしたドーナツ形の要素の集合体として計算する。

5.3 外荷重の算出

出口管台及び出口管台セーフエンドの応力評価に用いる自重及び熱膨張荷重を算定するための自重解析及び熱膨張解析では、原子炉容器、1次冷却ループ（蒸気発生器、1次冷却材ポンプ及び1次冷却材管）、主蒸気管及び主給水管を多質点系はりモデルに置換し、自重解析及び熱膨張解析を行う。

5.3.1 基本方針

自重解析及び熱膨張解析に使用する解析モデル及び諸元は、平成24年3月21日付け平成23・12・21原第20号にて認可された工事計画の添付資料4-2「強度計算方法」に示す解析モデル及び諸元から1次冷却設備の構成、材料、寸法及び質量等の諸元に変更がないことから、同工事計画にて認可された解析モデル及び諸元を使用する。

5.3.2 自重及び熱膨張荷重

出口管台及び出口管台セーフエンドに作用する荷重を以下の表に示す。また、出口管台及び出口管台セーフエンドに作用する荷重の軸力及び曲げモーメントの方向を第5-2図に示す。評価に用いる荷重は正負両方向の荷重を考慮する。

応力解析に使用する自重及び熱膨張荷重は、モーメント： $(M_x^2 + M_y^2 + M_z^2)^{1/2}$ が最大となる管台の荷重値を選定する。

但し、モーメントが同値となる管台が複数ある場合は、軸力： $(F_x^2 + F_y^2 + F_z^2)^{1/2}$ が最大となる管台の自重を選定する。

出口管台部荷重（自重）：第5-2表

出口管台部荷重（熱膨張）：第5-3表

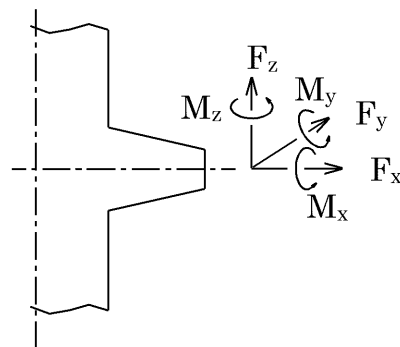
表中の(A)はループA、(B)はループB、(C)はループCの部位における自重及び熱膨張荷重を示す。

第5-2表 出口管台部荷重（自重）

部 位	荷重の種類	軸 力(kN)			曲げモーメント(kN・m)		
		F_x	F_y	F_z	M_x	M_y	M_z
出口管台 (A)	自重	4	3	-130	-2	297	7
出口管台 (B)	自重	2	2	-131	-3	300	5
出口管台 (C)	自重	3	3	-130	-3	298	9

第5-3表 出口管台部荷重 (熱膨張)

部 位	荷重の種類	軸 力(kN)			曲げモーメント(kN・m)		
		F_x	F_y	F_z	M_x	M_y	M_z
出口管台 (A)	定格出力	-214	-10	-784	-19	2,504	130
	無負荷	15	44	-702	-3	2,209	72
	負荷喪失	-154	11	-819	-17	2,594	130
	外電有り	-85	16	-755	-4	2,402	82
	外電無し	-23	48	-810	-14	2,546	117
出口管台 (B)	定格出力	-231	-27	-787	-3	2,511	65
	無負荷	15	30	-696	9	2,196	28
	負荷喪失	-171	-9	-821	0	2,597	59
	外電有り	-84	2	-749	8	2,388	40
	外電無し	-38	30	-810	3	2,547	49
出口管台 (C)	定格出力	-214	-57	-792	14	2,522	-2
	無負荷	26	13	-704	8	2,213	2
	負荷喪失	-154	-39	-826	16	2,611	-10
	外電有り	-70	-14	-756	4	2,406	22
	外電無し	-22	1	-816	18	2,562	-18



(管台反力)

第5-2図 出口管台部座標系

5.4 圧力、熱等による応力の計算

5.4.1 応力計算

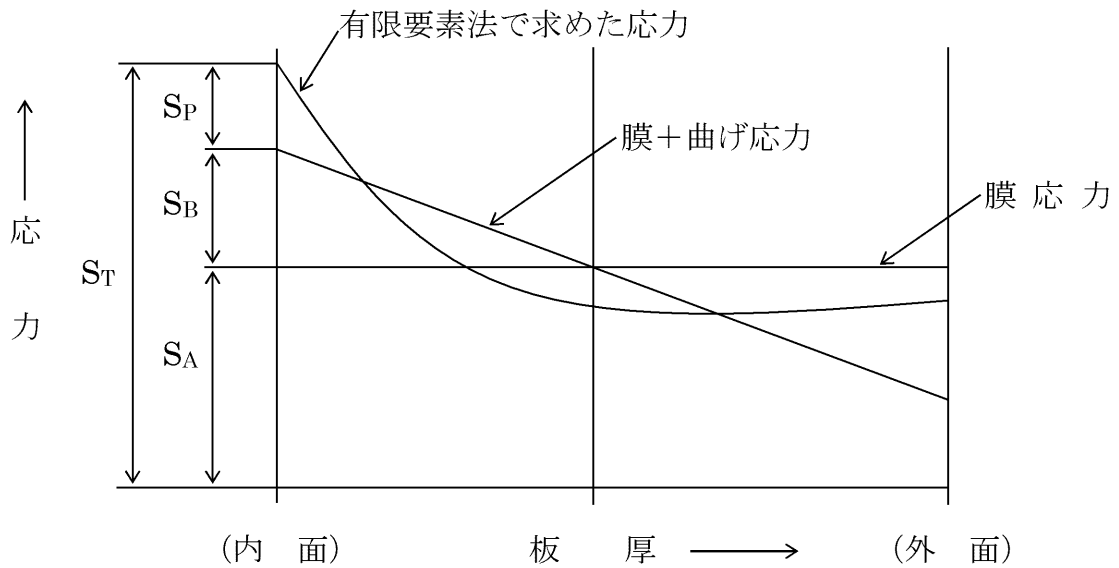
圧力による応力及び熱応力の算出に当たっては、有限要素法を用いる。

有限要素法では、解析しようとする構造物をすべて2次元弾性軸対称として扱い、荷重もすべて軸対称として扱う。断面は任意の三角形又は四角形の有限要素に分割し、構造物はこれらの断面形状をしたドーナツ形の要素の集合体として計算する。

5.4.2 応力分類

有限要素法で計算した応力は、膜+曲げ+ピーク応力(全応力)であり、応力評価を行うためには、この応力を下図に示すように、膜応力、曲げ応力及びピーク応力に分類する必要がある。

応力分類は、応力計算に引き続いて実施する。



S_T : 膜+曲げ+ピーク応力 (内面における全応力)

S_P : ピーク応力 (内面における)

S_B : 曲げ応力 (内面における)

S_A : 膜応力

5.5 外荷重による応力の計算

外荷重（自重、熱膨張荷重）により圧力容器に取り付けられた管台に生じる応力は、以下の手順により求める。

5.5.1 荷重条件

解析に用いる荷重としては、第5-3図に示すような力及びモーメントが管台評価点に作用するものとする。

5.5.2 応力計算

管台に外荷重が作用する時、管台の断面に生じる応力は、次に示すはり理論の方法により求める。

$$\text{管台部の断面積 } A = \pi (r_o^2 - r_i^2)$$

$$\text{管台部の断面二次モーメント } I = \pi (r_o^4 - r_i^4) / 4$$

ここで、

r : 半径 (r_o : 外半径又はr_i : 内半径)

(1) 膜応力

$$\text{引張又は圧縮応力 (A,B,C,D点)} \quad \sigma_x = \frac{F_x}{A}$$

$$\text{せん断応力 (A,B点)} \quad \tau_{x\theta} = \frac{M_x \cdot r}{2I} \mp \frac{F_y}{A}$$

$$\text{(C,D点)} \quad \tau_{x\theta} = \frac{M_x \cdot r}{2I} \mp \frac{F_z}{A}$$

(2) 膜+曲げ応力

$$\text{引張又は圧縮応力 (A,B点)} \quad \sigma_x = \frac{F_x}{A} \pm \frac{M_y \cdot r}{I}$$

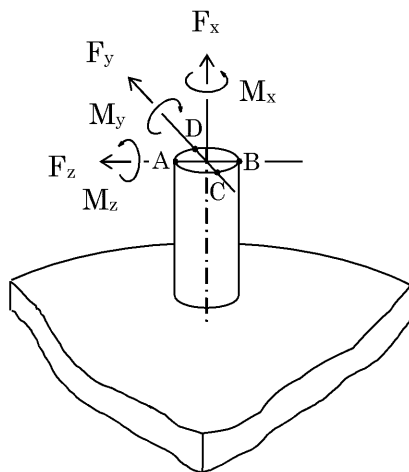
$$\text{(C,D点)} \quad \sigma_x = \frac{F_x}{A} \pm \frac{M_z \cdot r}{I}$$

$$\text{せん断応力 (A,B点)} \quad \tau_{x\theta} = \frac{M_x \cdot r}{2I} \mp \frac{F_y}{A}$$

$$\text{(C,D点)} \quad \tau_{x\theta} = \frac{M_x \cdot r}{2I} \mp \frac{F_z}{A}$$

(3) ピーク応力

構造不連続部のピーク応力については、応力集中を考慮するため、前述する(2)項「膜+曲げ応力」に応力集中係数を乗ずる。



第5-3図 管台に作用する荷重

5.6 応力集中係数

有限要素法にて計算した応力は、応力集中の影響を含んだ一次+二次+ピーク応力であるため、計算結果をそのまま使用する。

なお、外荷重によるピーク応力の算出に用いる応力集中係数については、JSME PVB-3130により設定する。

6. 強度評価

6.1 概要

応力解析結果を用いて、一次応力強さの評価、一次＋二次応力強さの評価、疲労評価及び熱応カラジェット評価を行う。

6.2 応力強さの計算

各荷重条件に対して計算された応力は、第3-1表に従って、応力成分ごとに一次応力、二次応力、ピーク応力に分類され、更に供用状態ごとに第4-3表に従って合計される。

この合計された応力は、一般に $\sigma_x, \sigma_\theta, \sigma_r, \tau_{x\theta}, \tau_{\theta r}, \tau_{rx}$ の6成分をもつが、主応力 $\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$ はこの6成分より次式を満足する3根として計算される。

$$\begin{aligned} \sigma^3 - (\sigma_x + \sigma_\theta + \sigma_r) \sigma^2 + (\sigma_\theta \cdot \sigma_r + \sigma_r \cdot \sigma_x + \sigma_x \cdot \sigma_\theta - \tau_{x\theta}^2 \\ - \tau_{\theta r}^2 - \tau_{rx}^2) \sigma - \sigma_x \cdot \sigma_\theta \cdot \sigma_r + \sigma_x \cdot \tau_{\theta r}^2 + \sigma_\theta \cdot \tau_{rx}^2 \\ + \sigma_r \cdot \tau_{x\theta}^2 - 2 \tau_{x\theta} \cdot \tau_{rx} \cdot \tau_{\theta r} = 0 \end{aligned}$$

応力成分が $\sigma_x, \sigma_\theta, \sigma_r, \tau_{x\theta}$ だけのときは、次式で得られる。

$$\sigma_{1,2} = \frac{\sigma_x + \sigma_\theta}{2} \pm \left(\left(\frac{\sigma_x - \sigma_\theta}{2} \right)^2 + \tau_{x\theta}^2 \right)^{\frac{1}{2}}$$

$$\sigma_3 = \sigma_r$$

応力強さは主応力の代数的な最大値と最小値の差であり、次式により計算した値のうち最大絶対値をいう。

$$S_{12} = \sigma_1 - \sigma_2$$

$$S_{23} = \sigma_2 - \sigma_3$$

$$S_{31} = \sigma_3 - \sigma_1$$

6.3 一次応力強さの評価 (JSME PVB-3111)

$P_m, P_L, P_L + P_b$ (試験状態においては $P_m + P_b$) は、設計条件、供用状態C、供用状態D及び試験状態において評価する。

但し、 P_L の許容値は $P_L + P_b$ の許容値以上であり、かつ設計条件、供用状態C及び供用状態Dにおける P_L の最大値は、 $P_L + P_b$ の最大値以下であるため、 P_b に分類すべき応力が発生する場合は、 P_L の評価は $P_L + P_b$ の評価で代表する。

6.4 一次＋二次応力強さの評価（JSME PVB－3112）

P_L+P_b+Q の応力強さのサイクルにおける、その最大値と最小値との差を供用状態A及び供用状態Bにおいて評価する。

6.5 疲労評価（JSME PVB－3114及びPVB－3300）

疲労解析は、破壊モードのひとつとして疲労破壊を考慮し、それに対する容器の健全性を保証するために行う。

供用状態A及び供用状態Bにおいて繰返し荷重に対する疲労解析を行う。

一次＋二次応力が $3S_m$ を超える部分については、後述する6.5.2項「簡易弾塑性解析の適用の疲労解析(JSME PVB－3300)」により疲労解析を行う。

6.5.1 一般の疲労解析（JSME PVB－3114）

疲労解析の手順は、以下のとおりである。

(1) 使用材料による設計疲労線図のデジタル値の選定

材 料	使用する設計疲労線図のデジタル値
炭素鋼、低合金鋼及び高張力鋼	JSME 表 添付 4-2-1
オーステナイト系ステンレス鋼 及び高ニッケル合金	JSME 表 添付 4-2-2

なお、繰返しピーク応力強さがJSME 表 添付 4-2-1又は表 添付 4-2-2記載の応力の中間の値の場合は、JSME 添付 4-2-1式により求める。

(2) 繰返しピーク応力強さの算出

供用状態A及び供用状態Bにおいて作用する荷重によって生じた一次＋二次＋ピーク応力強さのサイクルを求め、その極大値と極小値の差の $1/2$ の値（繰返しピーク応力強さ）を求める。

(3) 疲労累積係数の確認

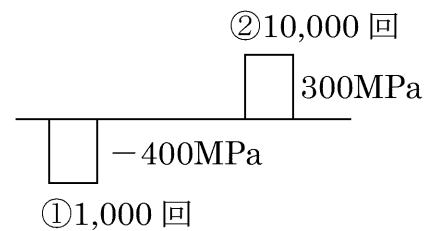
- a. 応力サイクルの型式1、型式2、型式3…型式n等と、その繰返し回数 $N_1, N_2, N_3 \dots N_n$ 等を決定する。

但し、 $N_1, N_2, N_3 \dots N_n$ 等を決定するに際し異なった原因から生じるサイクルを重ね合わせて、単独のサイクルの全振幅より大きい全体的な応力強さの全振幅を考えて決定しなければならない。

例えば、1つの応力変動①が0～-400MPaで1,000回、他方の応力変動②が0～300MPaで10,000回あるとすれば以下に示すように各値を決定する。

型式1のサイクル (①と②の組合せ)

$$N_1 = 1,000 \quad S_{a1} = \frac{1}{2} (400 + 300) \\ = 350 \text{MPa}$$



型式2のサイクル (②から N_1 を減ずる)

$$N_2 = 9,000 \quad S_{a2} = \frac{1}{2} (300 + 0) \\ = 150 \text{MPa}$$

- b. $S_{a1}, S_{a2}, S_{a3} \dots S_{an}$ に対応する許容繰返し回数を設計疲労線図のデジタル値から求め、これを $N_1^*, N_2^*, N_3^* \dots N_n^*$ とする。

- c. 各種類のサイクルに対して設計繰返し回数と許容繰返し回数との比

$$U_1, U_2, U_3 \dots U_n \text{を} U_1 = \frac{N_1}{N_1^*}, U_2 = \frac{N_2}{N_2^*}, U_3 = \frac{N_3}{N_3^*} \dots U_n = \frac{N_n}{N_n^*} \text{と}$$

して求める。

- d. 供用状態A及び供用状態Bの疲労累積係数 $UI = U_1 + U_2 + U_3 + \dots + U_n$ を求め、 UI が1.0を超えないことを確認する。

6.5.2 簡易弾塑性解析の適用の疲労解析 (JSME PVB-3300)

- (1) 簡易弾塑性解析を用いた疲労解析は、解析する箇所供用状態A及び供用状態Bにおける一次+二次応力強さの変動幅が $3S_m$ を超えた時にのみ適用する。

但し、次の4条件を満足する必要がある。

- a. 材料の最小降伏点と最小引張強さとの比 (JSME PVB-3311)

項 目	許 容 値
JSME 付録材料図表 Part5 表1に定める材料の最小降伏点と最小引張強さとの比	0.8以下

- b. 供用状態A及び供用状態Bにおいて生ずる最高温度 (JSME PVB-3312)

項 目	材 料	許容値
供用状態A及び供用状態Bにおける前述する4.2項「設計過渡条件」の温度	炭素鋼、低合金鋼及び高張力鋼	370℃
	オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金	430℃

- c. 供用状態A及び供用状態Bにおいて、熱曲げ応力を除く一次＋二次応力強さの変動幅が $3S_m$ 以内であること (JSME PVB-3313)。
- d. 供用状態A及び供用状態Bにおいて、疲労解析に用いる繰返しピーク応力強さが許容繰返し回数10回に対応する許容繰返しピーク応力強さを超えないこと (JSME PVB-3314)。

- (2) 供用状態A及び供用状態Bにおける一次＋二次応力強さのサイクルにおいて、次のとおり繰返しピーク応力強さ(S_p)を求め、前述する6.5.1項「一般の疲労解析 (JSME PVB-3114)」と同様に疲労解析を行い、UIが1.0を超えないことを確認する (JSME PVB-3315)。

- a. 供用状態A及び供用状態Bにおける一次＋二次応力強さのサイクルにおいて、その最大値と最小値の差が $3S_m$ を超えない場合

$$S_t = \frac{S_p}{2}$$

S_p : 疲労解析によるピーク応力強さのサイクルにおいて、その極大値と極小値との差

- b. 供用状態A及び供用状態Bにおける一次＋二次応力強さのサイクルにおいて、その最大値と最小値の差が $3S_m$ を超える場合

$$S_\ell = \frac{K_e S_p}{2}$$

K_e : 次の計算式より計算した繰返しピーク応力強さに対する割増し係数

- (a) $K < B_0$

$$\text{イ. } \frac{S_n}{3S_m} < \frac{\left(q + \frac{A_0}{K} - 1\right) - \sqrt{\left(q + \frac{A_0}{K} - 1\right)^2 - 4A_0(q-1)}}{2A_0}$$

$$K_e = K_e^* = 1 + A_0 \left(\frac{S_n}{3S_m} - \frac{1}{K} \right)$$

$$\text{ロ. } \frac{S_n}{3S_m} \geq \frac{\left(q + \frac{A_0}{K} - 1\right) - \sqrt{\left(q + \frac{A_0}{K} - 1\right)^2 - 4A_0(q-1)}}{2A_0}$$

$$K_e = K_e' = 1 + (q-1) \left(1 - \frac{3S_m}{S_n} \right)$$

- (b) $K \geq B_0$

$$\text{イ. } \frac{S_n}{3S_m} < \frac{(q-1) - \sqrt{A_0 \left(1 - \frac{1}{K}\right) (q-1)}}{a}$$

$$K_e = K_e^{**} = a \cdot \frac{S_n}{3S_m} + A_0 \left(1 - \frac{1}{K} \right) + 1 - a$$

$$\text{ロ. } \frac{S_n}{3S_m} \geq \frac{(q-1) - \sqrt{A_0 \left(1 - \frac{1}{K}\right) (q-1)}}{a}$$

$$K_e = K_e' = 1 + (q-1) \left(1 - \frac{3S_m}{S_n} \right)$$

ここで、

$$K = \frac{S_p}{S_n}$$

$$a = A_0 \left(1 - \frac{1}{K}\right) + (q-1) - 2 \sqrt{A_0 \left(1 - \frac{1}{K}\right) (q-1)}$$

S_n : 一次応力と二次応力を加えて求めた応力解析による応力強さのサイクルにおいて、その最大値と最小値との差

q, A_0 及び B_0 : 第6-1表に掲げる材料の種類に応じ、それぞれ同表に掲げる値

第6-1表 q, A_0 及び B_0 の値 (JSME 表 PVB-3315-1)

材料の種類	q	A_0	B_0
低合金鋼	3.1	1.0	1.25
オーステナイト系ステンレス鋼	3.1	0.7	2.15

6.6 熱応力ラチェット評価 (JSME PVB-3113)

圧力及び熱を受ける管台に生じる熱応力変動は、供用状態A及び供用状態Bにおいて熱応力ラチェットを評価する。

重大事故等クラス 2 容器の強度計算方法

工事計画届出添付資料 6-2-3

川内原子力発電所第 2 号機

目 次

	頁
1. 概 要	6 (2) - 2 - 3 - 1
2. 重大事故等クラス 2 容器の強度評価方法	6 (2) - 2 - 3 - 2
2.1 確認内容	6 (2) - 2 - 3 - 2
2.2 強度評価方法	6 (2) - 2 - 3 - 5

1. 概 要

本資料は、資料 6-1-3「重大事故等クラス 2 容器の強度計算の基本方針」に基づき、重大事故等クラス 2 容器である原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドが十分な強度を有することを確認するための方法について説明するものである。

2. 重大事故等クラス 2 容器の強度評価方法

原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドの強度評価については、以下の確認内容のとおり、クラス 1 容器としての評価結果を用いることにより重大事故等クラス 2 容器の評価ができることから、クラス 1 容器としての評価結果の確認による評価を実施する。

なお、評価に用いる重大事故等時及び設計基準時の事故時荷重及びピーク圧力は、平成 29 年 5 月 15 日付け原規規発第 1705153 号にて認可された工事計画の添付資料 6-2-2「重大事故等クラス 2 容器の強度計算方法」から 1 次冷却設備の構成、及び材料、寸法、質量等の緒元に変更が無いことから、同工事計画にて認可された事故時荷重及びピーク圧力を使用する。

2.1 確認内容

- (1) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(平成 25 年 6 月 28 日 原子力規制委員会規則第 6 号) 第 17 条において、クラス 1 容器の材料、構造及び強度の要求は、重大事故等クラス 2 容器に要求される適切な機械的強度及び化学的成分、延性破断の防止等の要求に進行性変形による破壊の防止の要求を加えたものである。
- (2) 重大事故等事象は、設計基準事故事象が起因となって発生するものであり、また、起因事象発生後 1 次系内の圧力が下がりジェット反力が小さくなるなど、事象発生直後以降に有意な荷重は生じることはないと考えられるため、重大事故等時に至ったとしても新たに生じる荷重はない。重大事故等時の事故時荷重を第 1 表に、設計基準時の事故時荷重を第 2 表に示す。両表に示すとおり、重大事故等時の事故時荷重は起因となる運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの事故時荷重に包絡される。

重大事故等時における使用圧力及び使用温度は、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの評価圧力及び評価温度に包絡される。なお、重大事故等時における原子炉停止機能喪失時のピーク圧力及び温度(ピーク圧力に対する飽和温度)はそれぞれ 18.5MPa 及び 360℃であり、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにて評価している包絡圧力及び温度(包絡圧力に対する飽和温度)はそれぞれ 18.88MPa 及び 361.3℃である。

第1表 重大事故等事象に対する荷重の整理表

重大事故等時				運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの評価（第2表）との関係	
事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	事故時荷重 ^{(注1)(注2)}	ピーク圧力 ^(注3) (MPa)	(事故時荷重の包絡性)	(ピーク圧力の包絡性)
2次冷却系からの除熱機能喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗	1次系内に急激な圧力変動はなく、事故時荷重は生じない。	16.7	配管破断によるジェット反力を伴わない事故シーケンスである。	包絡圧力(P=18.88MPa)に包絡される。
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失+RCPシールLOCA 全交流動力電源喪失+RCPシールリーク	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も微小 ($F_j < 13\text{kN}$ (Ⅲ-a (1次冷却系細管破断事故)よりも漏えいが軽微))	15.41	Ⅲ-a (1次冷却系細管破断事故)よりも荷重が小さく、これに包絡される。	Ⅲ-a (1次冷却系細管破断事故)のピーク圧力と同じである。
原子炉補機冷却機能喪失	CCW機能喪失+RCPシールLOCA	全交流動力電源喪失+RCPシールLOCAと同様			
原子炉格納容器の除熱機能喪失	中LOCA+CVスプレイ失敗	1次系内の急激な圧力変動は小さく、ジェット反力も微小 ($F_j = 87\text{kN}$)	15.41	Ⅳ-a (1次冷却材喪失事故)と同じ荷重を考慮すべき事象である。	Ⅳ-a (1次冷却材喪失事故)のピーク圧力と同じである。
原子炉停止機能喪失	主給水流量喪失+原子炉自動停止失敗	1次系内に急激な圧力変動はなく、事故時荷重は生じない。	18.5	配管破断によるジェット反力を伴わない事故シーケンスである。	包絡圧力(P=18.88MPa)に包絡される。
ECCS注水機能喪失	中小LOCA+高圧注入失敗	1次系内の急激な圧力変動は小さく、ジェット反力も微小 ($F_j = 87\text{kN}$)	15.41	Ⅳ-a (1次冷却材喪失事故)と同じ荷重を考慮すべき事象である。	Ⅳ-a (1次冷却材喪失事故)のピーク圧力と同じである。
ECCS再循環機能喪失	大LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗	1次系内の急激な圧力変動は小さく、ジェット反力も微小 ($F_j = 87\text{kN}$)	15.41	Ⅳ-a (1次冷却材喪失事故)と同じ荷重を考慮すべき事象である。	Ⅳ-a (1次冷却材喪失事故)のピーク圧力と同じである。
バグイ納パ容器	インターフェイスシステムLOCA	インターフェイスシステムLOCA (RHR系漏えい)	CV外破断を想定する事象であり、1次系に荷重が発生する事象でないため対象外		
	SGTR+破損SG隔離失敗	SGTR+破損側SG隔離失敗	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も微小 ($F_j = 8\text{kN}$)	15.41	Ⅳ-f (蒸気発生器伝熱管破損事故)と同じ荷重を考慮すべき事象である。

(注1) 事故時に発生する機械的荷重

(注2) F_j は、ジェット反力を示す。

(注3) 有効性評価において確認したピーク圧力を示す。なお、有効性評価では、不確かさを一律に重畳させた評価なども行っているが、今回の重大事故等事象に対する荷重の整理においては、有効性評価の不確かさの重畳までは考慮していない。

第2表 設計基準時の事故時荷重

事象		事故時荷重 ^(注1) ^(注2)	ピーク圧力 (MPa)	強度評価上の取扱い	備考
運転状態Ⅲ	Ⅲ-a 1次冷却系細管破断事故	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も微小 ($F_j=13\text{kN}$)	15.41	包絡圧力に自重を加えた荷重を用いる。 包絡圧力：P=18.88MPa	
	Ⅲ-b 主蒸気管小破断事故	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も小さい。 ($F_j=160\text{kN}$)	17.28		
	Ⅲ-c 1次冷却材流量喪失事故	1次系内に急激な圧力変動はなく、事故時荷重は生じない。	17.10		
運転状態Ⅳ	Ⅳ-a 1次冷却材喪失事故	1次系内に急激な圧力変動は小さく、ジェット反力も微小 ($F_j=87\text{kN}$)	15.41	包絡圧力に自重を加えた荷重を用いる。 包絡圧力：P=18.88MPa	配管破断の関係のある事象は本事象のみである。
	Ⅳ-b 主蒸気管破断事故	1次系内に急激な圧力変動はないが、ジェット反力が大きい。 ($F_j=3,800\text{kN}$)	16.71		
	Ⅳ-c 1次冷却材ポンプ軸固着事故	短期的には1次冷却材ポンプ回りに水撃が起こるが、1次系内の急激な圧力変動は小さく、事故時荷重は生じない。	17.78		
	Ⅳ-d 制御棒クラスタ飛出し事故	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も微小 ($F_j=50\text{kN}$)	16.88		
	Ⅳ-e 主給水管破断事故	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も比較的小さい。 ($F_j=720\text{kN}$)	17.48		
	Ⅳ-f 蒸気発生器伝熱管破損事故	1次系内に急激な圧力変動はなく、ジェット反力も微小 ($F_j=8\text{kN}$)	15.41		

(注1) 事故時に発生する機械的荷重

(注2) F_j は、ジェット反力を示す。

2.2 強度評価方法

重大事故等時における原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドの強度評価は、供用状態 D の許容応力を目安とすることで、重大事故等時の評価条件においても塑性変形が小さなレベルに留まって延性破断に対して十分な余裕を有し、流路としての機能が十分保持できることから、全体的な変形を弾性域に抑えることと同等以上の性能を有していることを確認できるため、資料 6-3-2 「クラス 1 容器の強度計算書」にてクラス 1 容器としての強度が十分であることを確認することにより、重大事故等クラス 2 容器として要求される強度が十分であることを確認する。

強度計算書

工事計画届出添付資料 6-3

川内原子力発電所第2号機

強度計算書の概要

工事計画届出添付資料 6-3-1

川内原子力発電所第 2 号機

目 次

	頁
1. 概 要	6 (2) - 3 - 1 - 1
2. 強度計算書の概要	6 (2) - 3 - 1 - 1

1. 概 要

本資料は、届出対象設備が十分な強度を有することの確認結果を示すものである。

2. 強度計算書の概要

強度計算書については、資料 6-2「強度計算方法」に基づき、クラス 1 容器及び重大事故等クラス 2 容器である原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドが十分な強度を有することの確認結果を示すものであり、以下の資料により構成する。

資料 6-3-2 クラス 1 容器の強度計算書

資料 6-3-3 重大事故等クラス 2 容器の強度計算書

クラス 1 容器の強度計算書

工事計画届出添付資料 6-3-2

川内原子力発電所第 2 号機

目 次

	頁
1. 概 要	6 (2) - 3 - 2 - 1
2. 記号の説明	6 (2) - 3 - 2 - 2
3. 解析箇所	6 (2) - 3 - 2 - 3
4. 荷重条件	6 (2) - 3 - 2 - 4
4.1 設計条件	6 (2) - 3 - 2 - 4
4.2 設計過渡条件	6 (2) - 3 - 2 - 4
4.3 外荷重条件	6 (2) - 3 - 2 - 4
4.4 温度条件	6 (2) - 3 - 2 - 6
5. 応力強さの限界及び許容限界	6 (2) - 3 - 2 - 7
5.1 応力強さの限界及び許容限界	6 (2) - 3 - 2 - 7
5.2 熱応カラジェットに対する許容限界	6 (2) - 3 - 2 - 7
5.3 設計応力強さ等	6 (2) - 3 - 2 - 7
6. 応力解析結果及び評価	6 (2) - 3 - 2 - 9
6.1 評価の概要	6 (2) - 3 - 2 - 9
6.2 出口管台及び出口管台セーフエンド	6 (2) - 3 - 2 - 12

1. 概 要

本資料は、資料 6-2-2 「クラス 1 容器の強度計算方法」に従い、原子炉本体のクラス 1 容器としての原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドの強度計算結果についてまとめたものである。

2. 記号の説明

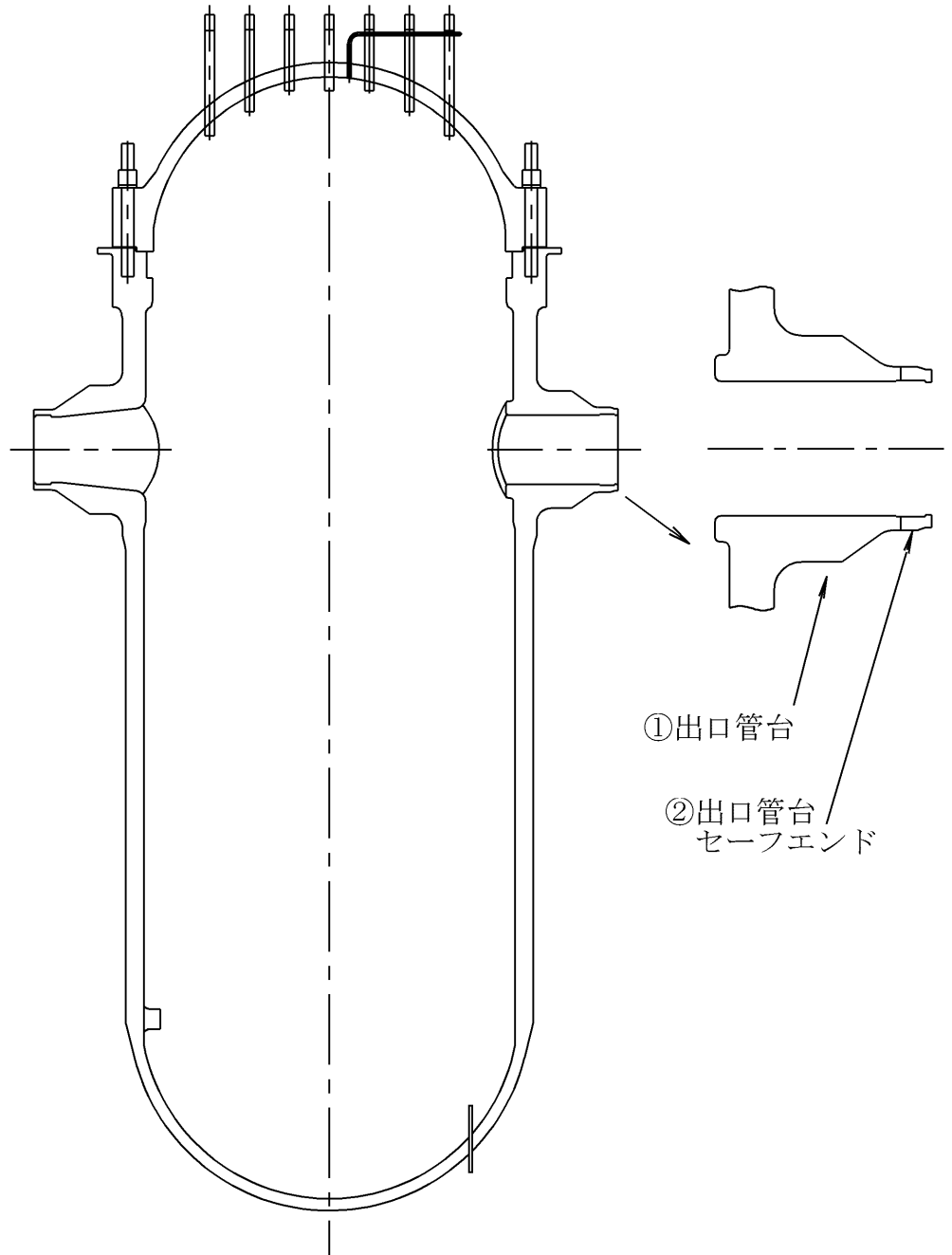
本資料で用いる記号については、次のとおりである。

記号	単位	定義
A_{LT}	MPa	繰返しピーク応力強さ
A_{LT}'	MPa	縦弾性係数で補正した繰返しピーク応力強さ
F	MPa	ピーク応力
F_x	kN	X 軸方向の荷重
F_y	kN	Y 軸方向の荷重
F_z	kN	Z 軸方向の荷重
K_e	—	繰返しピーク応力強さに対する割増し係数
$MAX(A,B)$	MPa	A 又は B の 2 つの値のうち大きい方の値
$MIN(A,B)$	MPa	A 又は B の 2 つの値のうち小さい方の値
M_x	kN・m	X 軸回りのモーメント
M_y	kN・m	Y 軸回りのモーメント
M_z	kN・m	Z 軸回りのモーメント
N	回	設計繰返し回数
N^*	回	許容繰返し回数
P_b	MPa	一次曲げ応力
P_L	MPa	一次局部膜応力
P_m	MPa	一次一般膜応力
Q	MPa	二次応力
S_1, S_2, S_3	MPa	主応力
S_{12}	MPa	主応力差 ($S_1 - S_2$)
S_{23}	MPa	主応力差 ($S_2 - S_3$)
S_{31}	MPa	主応力差 ($S_3 - S_1$)
S_m	MPa	設計応力強さ
S_u	MPa	設計引張強さ
S_y	MPa	設計降伏点
UI	—	供用状態 A 及び供用状態 B の疲労累積係数
σ_p	MPa	最大一次一般膜応力
σ_r	MPa	半径(r)方向応力
σ_t	MPa	円周(θ)方向応力
σ_x	MPa	軸(x)方向応力
τ_{rx}	MPa	軸径(rx)方向せん断応力
τ_{xt}	MPa	軸周(x θ)方向せん断応力

3. 解析箇所

応力解析を行う出口管台及び出口管台セーフエンドの位置を第3-1図に示す。

- ① 出口管台
- ② 出口管台セーフエンド



第3-1図 応力解析箇所

4. 荷重条件

4.1 設計条件

出口管台及び出口管台セーフエンドの設計条件は、資料 6-2-2「クラス 1 容器の強度計算方法」の 4.1 項「設計条件」(第 4-1 表)による。

4.2 設計過渡条件

出口管台及び出口管台セーフエンドの設計過渡条件は、資料 6-2-2「クラス 1 容器の強度計算方法」の 4.2 項「設計過渡条件」(第 4-2 表)による。

4.3 外荷重条件

出口管台及び出口管台セーフエンドの設計条件、供用状態 A、供用状態 B、供用状態 C、供用状態 D 及び試験状態における外荷重は第 4-1 表による。

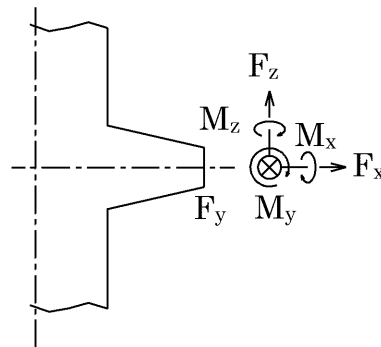
供用状態 C 及び供用状態 D の荷重の適用については、資料 6-2-2「クラス 1 容器の強度計算方法」の 4.6 項「荷重の適用」(第 4-4 表)により、包絡圧力及び第 4-1 表に示す荷重を使用して解析する。

第4-1表 設計条件、供用状態 A、供用状態 B、供用状態 C、供用状態 D 及び試験状態における外荷重

作用箇所	荷重の種類	軸 力 (kN)			曲げモーメント (kN・m)		
		F_x	F_y	F_z	M_x	M_y	M_z
出口管台 セーフエンド	自重	2	2	-131	-3	300	5
	熱膨張 ^(注)	-154	-39	-826	16	2,611	-10

(注) 熱膨張荷重は、供用状態 A 及び供用状態 B に適用する。

ここで、軸力及び曲げモーメントの方向は、下図に示す方向を正とする。



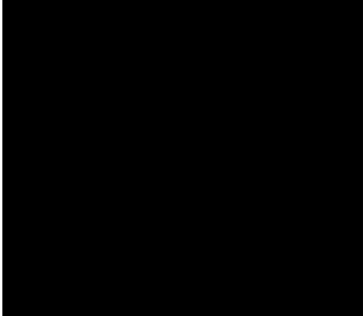
注) Y軸は奥行き方向である。

出口管台セーフエンド

4.4 温度条件

温度分布計算に用いる温度条件を第4-2表に示す。

第4-2表 温度条件

計 算 箇 所	温 度 条 件
出口管台及び出口管台セーフエンド	

ここで、

T_H : 1次系高温側温度

T_C : 1次系低温側温度

5. 応力強さの限界及び許容限界

5.1 応力強さの限界及び許容限界

一次応力強さ、一次＋二次応力強さ及び一次＋二次＋ピーク応力強さに対する応力強さの限界及び許容限界は、資料 6-2-2 「クラス 1 容器の強度計算方法」の 3.3.2 項「応力強さの限界及び許容限界」（第 3-2 表）による。

5.2 熱応カラジェットに対する許容限界

熱応カラジェットに対する許容限界は、資料 6-2-2 「クラス 1 容器の強度計算方法」の 3.3.2 項「応力強さの限界及び許容限界」（第 3-4 表）による。

5.3 設計応力強さ等

出口管台及び出口管台セーフエンドに使用する材料の設計応力強さ、設計降伏点及び設計引張強さを第 5-1 表に示す。

第5-1表 出口管台及び出口管台セーフエンドに使用する材料の設計応力強さ、設計降伏点及び設計引張強さ

(単位：MPa)

材 料	設計応力強さ等の種類	設計条件	供用状態 A 供用状態 B	供用状態 C	供用状態 D	試験状態	使用箇所
		343℃	321.1℃	361.3℃	361.3℃	21℃	
SFVV3 相当	S_m	184	184	184	—	—	出口管台
	S_y	—	—	297	—	345	
	S_u	—	—	462	462	—	
SUSF316 相当	S_m	114	117	113	113	—	出口管台セーフエンド
	S_y	—	—	—	—	205	
	S_u	—	—	—	427	—	

6. 応力解析結果及び評価

6.1 評価の概要

各供用状態における応力評価の概要を第 6-1-1 表に示す。また、熱応力ラケットに対する評価の概要を第 6-1-2 表に示す。

第6-1-1表 応力評価の概要

(単位：MPa (疲労評価を除く。))

解析箇所	供用状態	一次一般膜応力強さ			一次局部膜応力強さ			一次膜+ ^(注2) 一次曲げ応力強さ			一次+二次応力強さ			疲 勞 評 価		
		^(注1) 評価点	P_m	許容値	^(注1) 評価点	P_L	許容値	^(注1) 評価点	P_L+P_b P_m+P_b	許容値	^(注1) 評価点	P_L+P_b $+Q$	許容値	^(注1) 評価点	UI	許容値
出口管台 セーフ エンド	設計条件	1,2	96	114	—	—	—	1,2	96	155	—	—	—	—	—	—
	供用状態 A	—	—	—	—	—	—	—	—	—	4	345	351	2	0.008	1.0
	供用状態 B	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	供用状態 C	1,2	106	135	—	—	—	1,2	106	184	—	—	—	—	—	—
	供用状態 D	1,2	106	271	—	—	—	1,2	106	368	—	—	—	—	—	—
	試験状態	1,2	120	184	1,2	120	276	1,2	120	276	—	—	—	—	—	—
出口管台	設計条件	5~8	75	184	—	—	—	5,6	75	253	—	—	—	—	—	—
	供用状態 A	—	—	—	—	—	—	—	—	—	6	414	552	6	0.010	1.0
	供用状態 B	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	供用状態 C	5~8	83	297	—	—	—	5,6	83	409	—	—	—	—	—	—
	供用状態 C ^(注3)	5~8	83	267	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	供用状態 D	5~8	83	308	—	—	—	5,6	83	425	—	—	—	—	—	—
	試験状態	5~8	94	310	5,6	94	465	5~8	94	465	—	—	—	—	—	—

(注1) 評価点は、解析箇所での評価のうち最も厳しい位置である (評価点については、第6-2-1図を参照)。

(注2) 試験状態に適用する一次膜応力は、一次一般膜応力である。

(注3) 圧力荷重のみによる値を示す (オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金は評価対象外)。

第6-1-2表 熱応力ラチェットに対する評価の概要

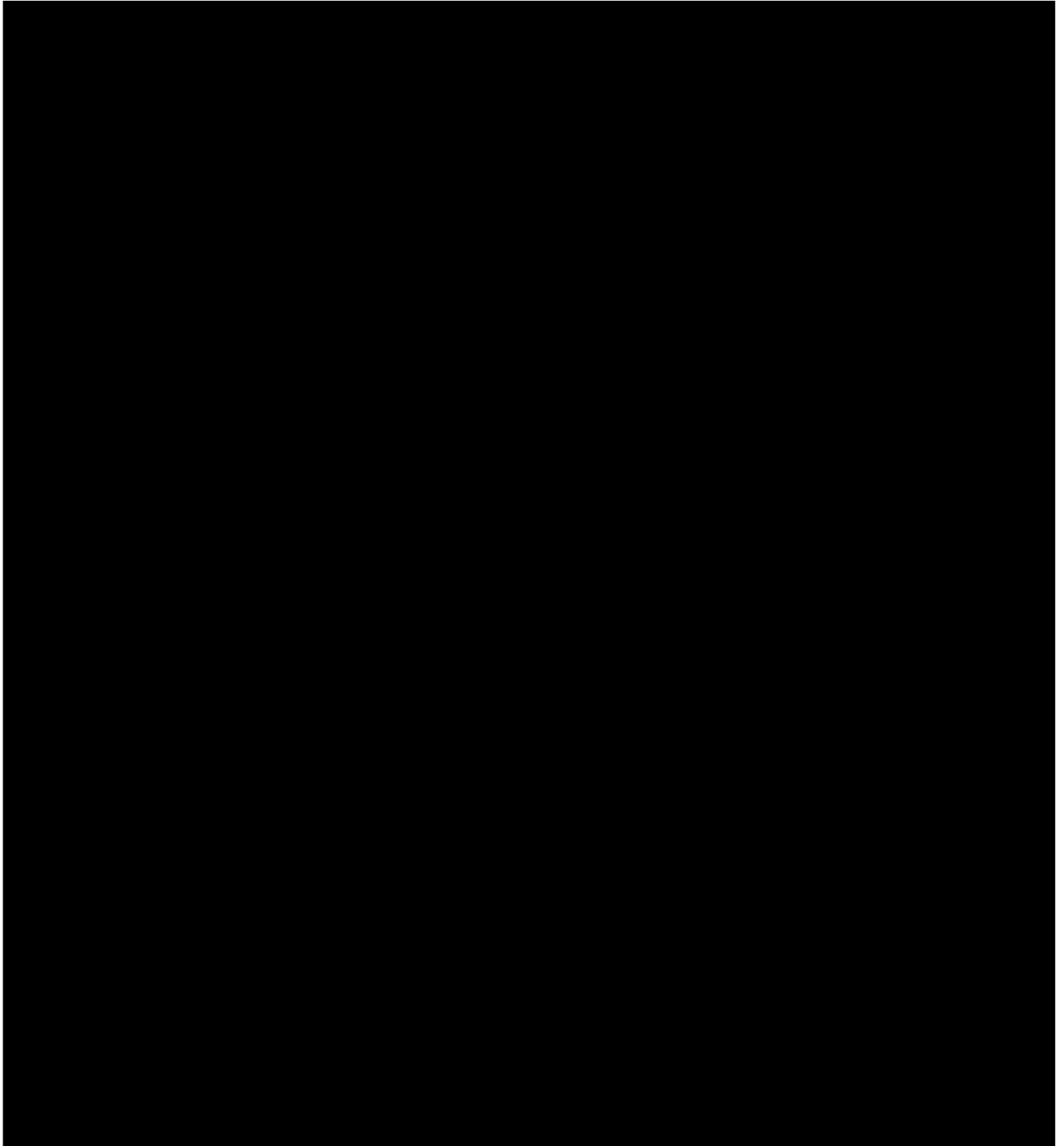
解析箇所	評価位置		供用状態	最大一次一般膜応力 σ_p (MPa)	$\frac{\sigma_p}{S_y}$	熱応力変動値 (MPa)	許容値 $\frac{S_y^2}{\sigma_p}$ (MPa)
	参照図	(注) 評価点					
出口管台 セーフエンド	第6-2-1図	2	供用状態 A 供用状態 B	85.9	0.49	198	358
出口管台	第6-2-1図	6		61.0	0.21	186	1,486

(注) 評価点は、解析箇所での評価のうち最も厳しい位置である。

6.2 出口管台及び出口管台セーフエンド

6.2.1 形状、寸法、材料及び応力評価点

出口管台及び出口管台セーフエンドの形状、寸法、材料及び応力評価点を第6-2-1図に示す。



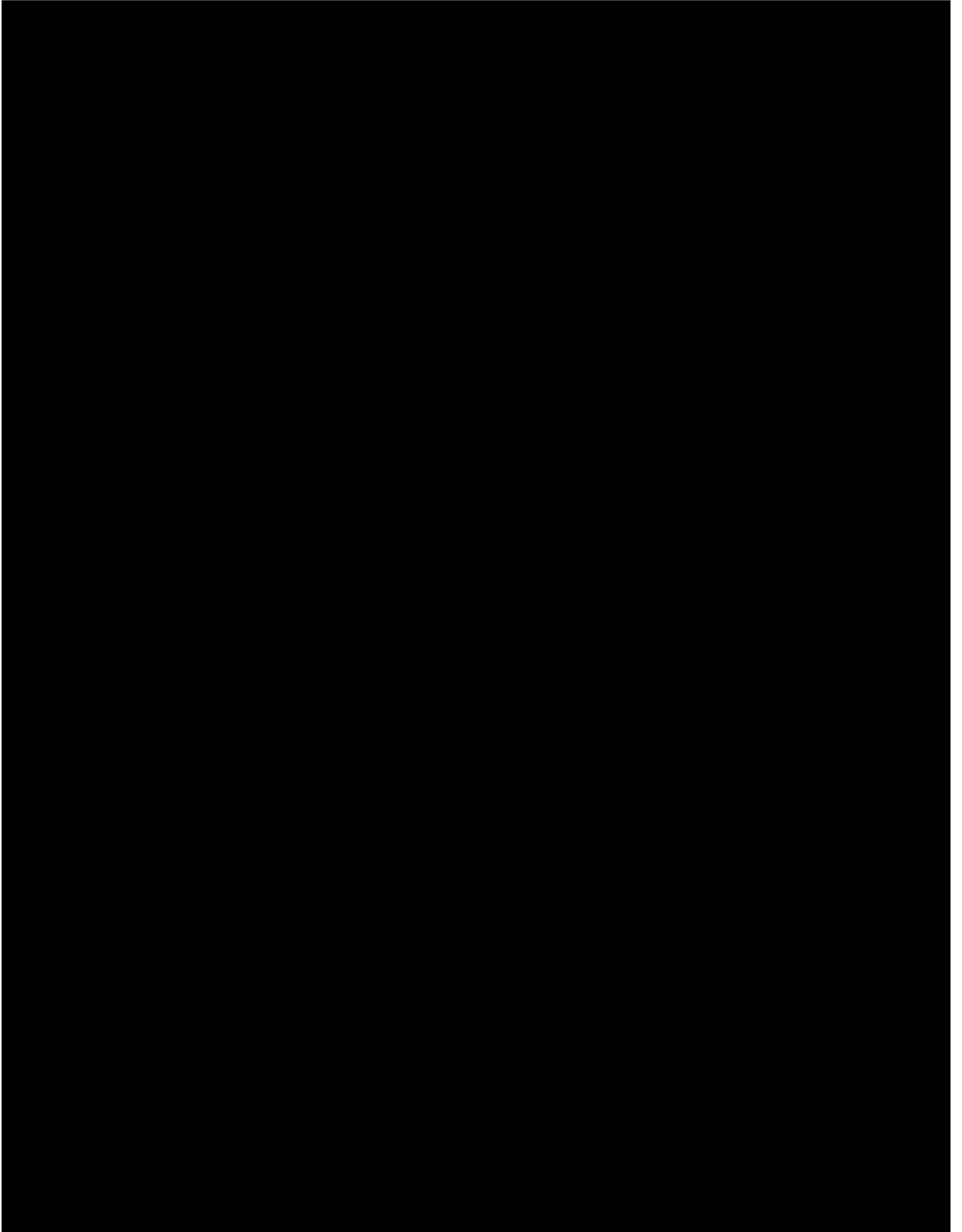
第6-2-1図 出口管台及び出口管台セーフエンド

6.2.2 応力計算方法

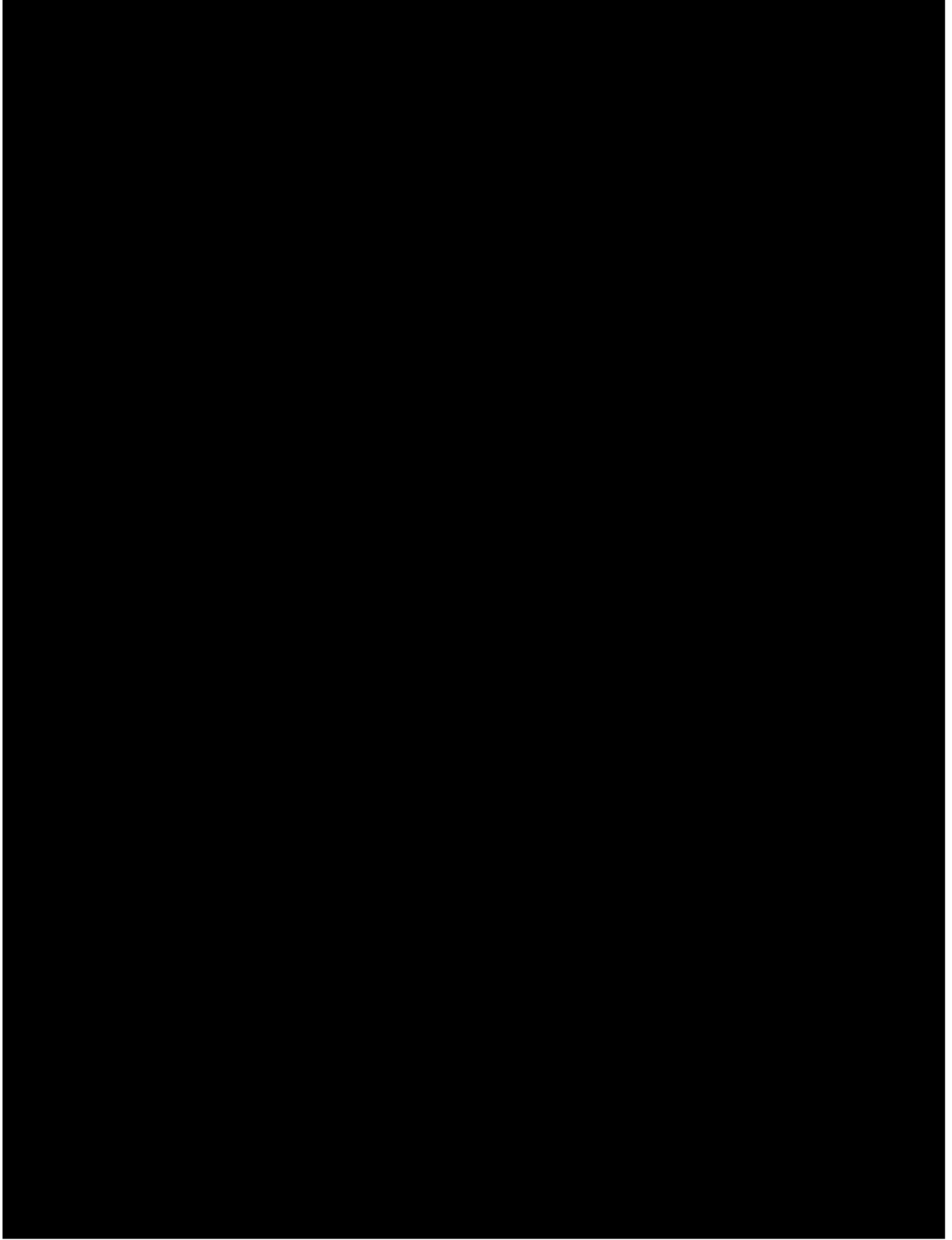
応力計算は、資料 6-2-2 「クラス 1 容器の強度計算方法」に示す手法により行う。

ここで、有限要素法を使用する場合の解析モデルを第 6-2-2 図及び第 6-2-3 図に示す。出口管台及び上部胴の内張り材は、厚さが全板厚の 0.1 倍を超えるため、温度分布計算及び熱応力計算において、内張り材を計算モデルに含めている。解析モデルは、2次元軸対称モデルとする。

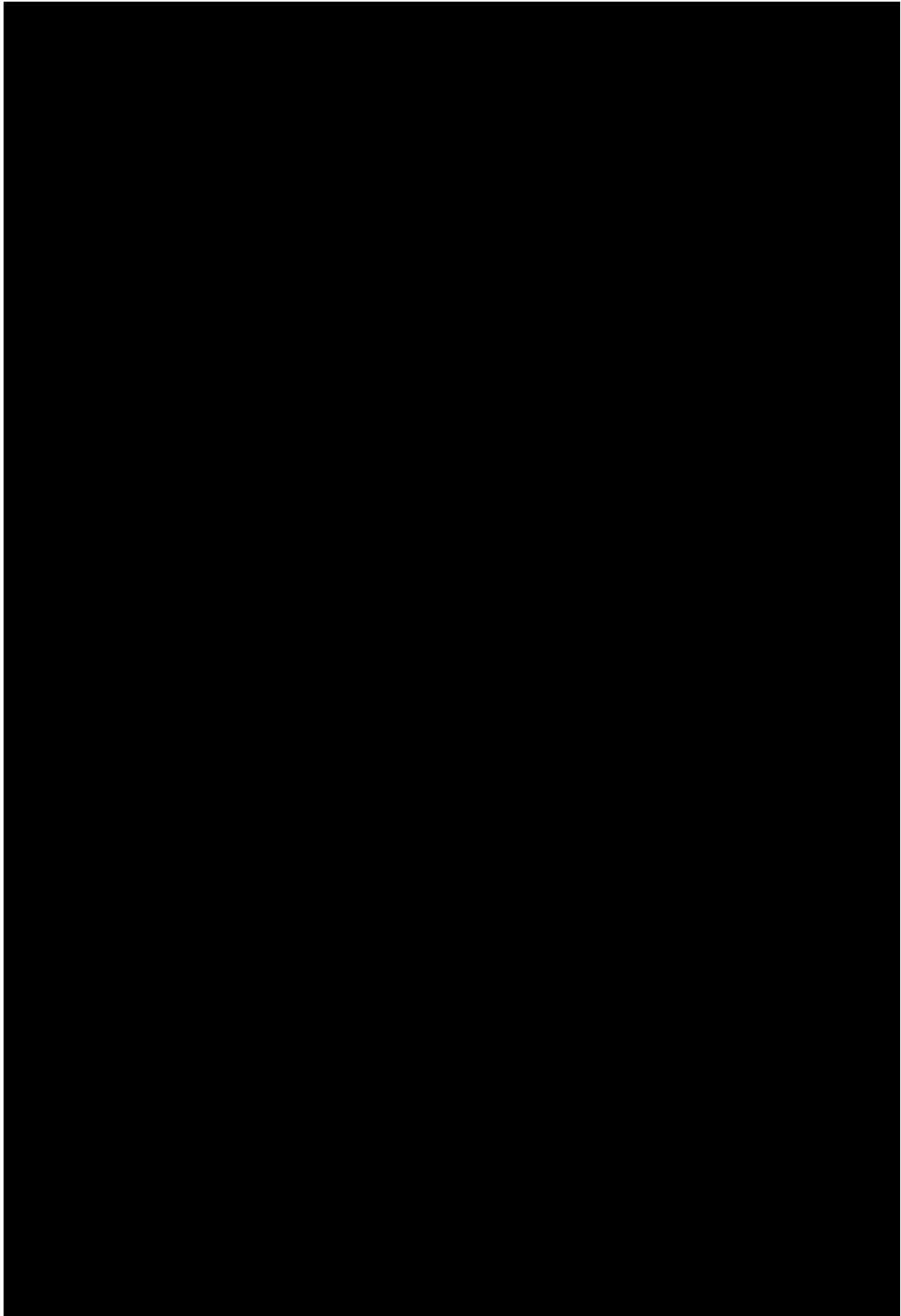
圧力及び外荷重による解析条件を第 6-2-4 図に、温度条件を第 4-2 表に示す。使用した解析コードは「ABAQUS」である。



第6-2-2図 解析モデル（圧力による応力計算用要素分割図）



第6-2-3図 解析モデル（温度分布計算及び熱応力計算用要素分割図）



第 6-2-4 图 解析条件

6.2.3 圧力荷重による応力の計算結果

単位圧力荷重(10MPa)による応力の計算結果を第 6-2-1 表に示す。

なお、圧力荷重による応力は、この単位圧力荷重による計算結果に基づき、各評価の圧力に応じて比例法により求める。

一次応力の分類については、後述する 6.2.4 項「一次応力評価」に準じる。

第6-2-1表 単位圧力荷重(10MPa)による応力の計算結果

(単位 : MPa)

評価点	P _m				PL+P _b				PL+P _b +Q				PL+P _b +Q+F			
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}
1	29.4	55.7	0.0	-2.3	29.4	55.7	0.0	-2.3	20.0	57.5	-1.8	-2.9	34.0	65.5	9.3	-13.2
2	29.4	55.7	0.0	-2.3	29.4	55.7	0.0	-2.3	38.9	53.8	1.9	-1.6	54.3	59.6	5.1	-7.1
3	23.1	39.7	-4.1	0.5	23.1	39.7	-4.1	0.5	23.4	43.4	-9.0	0.9	23.4	43.7	-9.9	0.1
4	23.1	39.7	-4.1	0.5	23.1	39.7	-4.1	0.5	22.8	36.0	0.7	0.0	23.4	36.4	0.0	0.0
5	23.1	39.5	-4.1	0.5	23.1	39.5	-4.1	0.5	23.4	43.2	-8.9	1.0	23.0	43.4	-9.9	-0.2
6	23.1	39.5	-4.1	0.5	23.1	39.5	-4.1	0.5	22.7	35.9	0.7	0.0	23.3	36.2	0.0	0.0
7	23.1	39.5	-4.1	0.5	22.9	37.7	-2.5	1.2	24.2	42.2	-4.2	3.8	30.6	46.3	1.4	10.7
8	23.1	39.5	-4.1	0.5	22.9	37.7	-2.5	1.2	21.7	33.1	-0.9	-1.4	23.7	34.4	0.2	0.0

6.2.4 一次応力評価

6.2.4.1 一次一般膜応力評価

今回の評価対象箇所は、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005年版(2007年追補版含む。)) <第I編 軽水炉規格> JSME S NC1-2005/2007」(日本機械学会)(以下「JSME」という。)上、形状不連続部であり、一次一般膜応力についての評価要求は受けないが、一次局部膜応力を用いて、一次一般膜応力の評価を以下のとおり行う。

当該部に発生する膜応力は一次局部膜応力であることから、一次局部膜応力に対して一次局部膜応力の許容値より低い一次一般膜応力の許容値を用いることで保守的に一次一般膜応力を評価する。

但し、圧力による応力については、断面形状が同じである評価点5～評価点8は、構造不連続の影響が大きいと考えられる評価点7及び評価点8の膜応力強さは使用せず、評価点5及び評価点6の一次局部膜応力強さで評価点7及び評価点8の一次一般膜応力強さを評価する。

なお、評価点1～評価点4においては、各評価点の一次局部膜応力強さで一次一般膜応力強さを評価する。

6.2.4.2 一次局部膜応力評価

設計条件、供用状態C及び供用状態Dにおける一次局部膜応力評価については、一次局部膜応力強さの最大値は、一次膜+一次曲げ応力強さの最大値以下であり、かつ一次局部膜応力強さの許容値は、一次膜+一次曲げ応力強さの許容値以上であるため、一次局部膜応力強さの評価は後述する6.2.4.3項「一次膜+一次曲げ応力評価」をもって評価する。

なお、試験状態における一次局部膜応力評価については、JSMEに基づき評価する。

6.2.4.3 一次膜+一次曲げ応力評価

一次局部膜応力と自重による一次曲げ応力を用いて、一次膜+一次曲げ応力評価を行う。

ここで、試験状態に適用する一次膜応力は、前述する6.2.4.1項「一次一般膜応力評価」に記載の一次一般膜応力である。

6.2.4.4 評価結果

設計条件、供用状態 C、供用状態 D 及び試験状態における一次応力強さは、次に示すとおり許容値を満足している。

設計条件における一次一般膜応力強さを第 6-2-2 表に、一次膜＋一次曲げ応力強さを第 6-2-3 表に示す。

供用状態 C における一次一般膜応力強さを第 6-2-4 表に、一次膜＋一次曲げ応力強さを第 6-2-5 表に示す。

供用状態 C における圧力のみによる一次一般膜応力強さを第 6-2-6 表に示す。

供用状態 D における一次一般膜応力強さを第 6-2-7 表に、一次膜＋一次曲げ応力強さを第 6-2-8 表に示す。

試験状態における一次一般膜応力強さを第 6-2-9 表に、一次局部膜応力強さを第 6-2-10 表に、一次一般膜＋一次曲げ応力強さを第 6-2-11 表に示す。

第6-2-2表 設計条件における一次一般膜応力強さ

(単位 : MPa)

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	50.5	95.5	0.0	-3.9	0.0	0.0	0.0	-0.9	50.8	95.6	-0.3	-44.8	95.8	-51.0
2	50.5	95.5	0.0	-3.9	0.0	0.0	0.0	-0.9	50.8	95.6	-0.3	-44.8	95.8	-51.0
3	39.6	68.2	-7.1	0.8	0.0	0.0	0.0	-0.7	39.6	68.2	-7.1	-28.6	75.3	-46.7
4	39.6	68.2	-7.1	0.8	0.0	0.0	0.0	-0.7	39.6	68.2	-7.1	-28.6	75.3	-46.7
5	39.6	67.8	-7.0	0.8	0.0	0.0	0.0	-0.7	39.6	67.9	-7.0	-28.3	74.9	-46.6
6	39.6	67.8	-7.0	0.8	0.0	0.0	0.0	-0.7	39.6	67.9	-7.0	-28.3	74.9	-46.6
7	39.6	67.8	-7.0	0.8	0.0	0.0	0.0	-0.7	39.6	67.9	-7.0	-28.3	74.9	-46.6
8	39.6	67.8	-7.0	0.8	0.0	0.0	0.0	-0.7	39.6	67.9	-7.0	-28.3	74.9	-46.6

許容値 $S_m=114\text{MPa}$ (評価点 : 1~4)

$S_m=184\text{MPa}$ (評価点 : 5~8)

第6-2-3表 設計条件における一次膜+一次曲げ応力強さ

(単位 : MPa)

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	50.5	95.5	0.0	-3.9	-8.8	0.0	0.0	0.0	42.0	95.5	-0.3	-53.5	95.9	-42.4
2	50.5	95.5	0.0	-3.9	-10.2	0.0	0.0	0.0	40.7	95.5	-0.3	-54.9	95.9	-41.0
3	39.6	68.2	-7.1	0.8	-0.1	0.0	0.0	-0.7	39.5	68.2	-7.1	-28.7	75.3	-46.6
4	39.6	68.2	-7.1	0.8	-0.1	0.0	0.0	-0.7	39.5	68.2	-7.1	-28.7	75.3	-46.6
5	39.6	67.8	-7.0	0.8	-0.1	0.0	0.0	-0.7	39.5	67.9	-7.0	-28.4	74.9	-46.5
6	39.6	67.8	-7.0	0.8	-0.1	0.0	0.0	-0.7	39.4	67.9	-7.0	-28.4	74.9	-46.4
7	39.3	64.7	-4.4	2.1	-0.1	0.0	0.0	-0.7	39.3	64.7	-4.5	-25.4	69.1	-43.8
8	39.3	64.7	-4.4	2.1	-8.5	0.0	0.0	0.0	30.9	64.7	-4.5	-33.7	69.1	-35.4

許容値 1.36S_m=155MPa (評価点 : 1,2) (内径=761.68 mm 外径=881.68 mm)
 1.38S_m=157MPa (評価点 : 3,4) (内径=761.68 mm 外径=912.0 mm)
 1.38S_m=253MPa (評価点 : 5~8) (内径=761.68 mm 外径=912.0 mm)

第6-2-4表 供用状態Cにおける一次一般膜応力強さ

(単位 : MPa)

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	55.5	105.1	0.0	-4.3	0.0	0.0	0.0	-0.9	55.9	105.1	-0.3	-49.3	105.4	-56.2
2	55.5	105.1	0.0	-4.3	0.0	0.0	0.0	-0.9	55.9	105.1	-0.3	-49.3	105.4	-56.2
3	43.6	75.0	-7.8	0.9	0.0	0.0	0.0	-0.7	43.6	75.0	-7.8	-31.4	82.8	-51.4
4	43.6	75.0	-7.8	0.9	0.0	0.0	0.0	-0.7	43.6	75.0	-7.8	-31.4	82.8	-51.4
5	43.5	74.6	-7.7	0.9	0.0	0.0	0.0	-0.7	43.5	74.7	-7.7	-31.1	82.4	-51.2
6	43.5	74.6	-7.7	0.9	0.0	0.0	0.0	-0.7	43.5	74.7	-7.7	-31.1	82.4	-51.2
7	43.5	74.6	-7.7	0.9	0.0	0.0	0.0	-0.7	43.5	74.7	-7.7	-31.1	82.4	-51.2
8	43.5	74.6	-7.7	0.9	0.0	0.0	0.0	-0.7	43.5	74.7	-7.7	-31.1	82.4	-51.2

許容値 $1.2S_m = 135\text{MPa}$ (評価点 : 1~4)

$\text{MIN}(S_{y,2}/3S_u) = 297\text{MPa}$ (評価点 : 5~8)

第6-2-5表 供用状態Cにおける一次膜+一次曲げ応力強さ

(単位 : MPa)

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	55.5	105.1	0.0	-4.3	-8.8	0.0	0.0	0.0	47.1	105.1	-0.4	-58.0	105.5	-47.5
2	55.5	105.1	0.0	-4.3	-10.2	0.0	0.0	0.0	45.8	105.1	-0.4	-59.4	105.5	-46.1
3	43.6	75.0	-7.8	0.9	-0.1	0.0	0.0	-0.7	43.5	75.0	-7.8	-31.5	82.8	-51.3
4	43.6	75.0	-7.8	0.9	-0.1	0.0	0.0	-0.7	43.4	75.0	-7.8	-31.6	82.8	-51.3
5	43.5	74.6	-7.7	0.9	-0.1	0.0	0.0	-0.7	43.4	74.7	-7.7	-31.2	82.4	-51.1
6	43.5	74.6	-7.7	0.9	-0.1	0.0	0.0	-0.7	43.4	74.7	-7.7	-31.3	82.4	-51.1
7	43.3	71.1	-4.8	2.3	-7.1	0.0	0.0	0.0	36.3	71.1	-4.9	-34.8	76.1	-41.2
8	43.3	71.1	-4.8	2.3	-8.5	0.0	0.0	0.0	34.9	71.1	-4.9	-36.3	76.1	-39.8

許容値 1.36(1.2S_m)=184MPa (評価点 : 1,2) (内径=761.68 mm 外径=881.68 mm)

1.38(1.2S_m)=187MPa (評価点 : 3,4) (内径=761.68 mm 外径=912.0 mm)

1.38MIN (S_{y,2}/3S_u) =409MPa (評価点 : 5~8) (内径=761.68 mm 外径=912.0 mm)

第6-2-6表 供用状態Cにおける圧力のみによる一次一般膜応力強さ

(単位 : MPa)

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
5	43.5	74.6	-7.7	0.9	0.0	0.0	0.0	0.0	43.5	74.6	-7.7	-31.1	82.3	-51.3
6	43.5	74.6	-7.7	0.9	0.0	0.0	0.0	0.0	43.5	74.6	-7.7	-31.1	82.3	-51.3
7	43.5	74.6	-7.7	0.9	0.0	0.0	0.0	0.0	43.5	74.6	-7.7	-31.1	82.3	-51.3
8	43.5	74.6	-7.7	0.9	0.0	0.0	0.0	0.0	43.5	74.6	-7.7	-31.1	82.3	-51.3

許容値 $\text{MAX}(1.1S_m, 0.9S_y) = 267\text{MPa}$ (評価点 : 5~8)

評価点 1~4 はオーステナイト系ステンレス鋼であるため評価対象外である。

第6-2-7表 供用状態Dにおける一次一般膜応力強さ

(単位 : MPa)

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	55.5	105.1	0.0	-4.3	0.0	0.0	0.0	-0.9	55.9	105.1	-0.3	-49.3	105.4	-56.2
2	55.5	105.1	0.0	-4.3	0.0	0.0	0.0	-0.9	55.9	105.1	-0.3	-49.3	105.4	-56.2
3	43.6	75.0	-7.8	0.9	0.0	0.0	0.0	-0.7	43.6	75.0	-7.8	-31.4	82.8	-51.4
4	43.6	75.0	-7.8	0.9	0.0	0.0	0.0	-0.7	43.6	75.0	-7.8	-31.4	82.8	-51.4
5	43.5	74.6	-7.7	0.9	0.0	0.0	0.0	-0.7	43.5	74.7	-7.7	-31.1	82.4	-51.2
6	43.5	74.6	-7.7	0.9	0.0	0.0	0.0	-0.7	43.5	74.7	-7.7	-31.1	82.4	-51.2
7	43.5	74.6	-7.7	0.9	0.0	0.0	0.0	-0.7	43.5	74.7	-7.7	-31.1	82.4	-51.2
8	43.5	74.6	-7.7	0.9	0.0	0.0	0.0	-0.7	43.5	74.7	-7.7	-31.1	82.4	-51.2

許容値 MIN $(2.4S_m, 2/3S_u) = 271\text{MPa}$ (評価点 : 1~4)
 $2/3S_u = 308\text{MPa}$ (評価点 : 5~8)

第6-2-8表 供用状態Dにおける一次膜+一次曲げ応力強さ

(単位 : MPa)

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	55.5	105.1	0.0	-4.3	-8.8	0.0	0.0	0.0	47.1	105.1	-0.4	-58.0	105.5	-47.5
2	55.5	105.1	0.0	-4.3	-10.2	0.0	0.0	0.0	45.8	105.1	-0.4	-59.4	105.5	-46.1
3	43.6	75.0	-7.8	0.9	-0.1	0.0	0.0	-0.7	43.5	75.0	-7.8	-31.5	82.8	-51.3
4	43.6	75.0	-7.8	0.9	-0.1	0.0	0.0	-0.7	43.4	75.0	-7.8	-31.6	82.8	-51.3
5	43.5	74.6	-7.7	0.9	-0.1	0.0	0.0	-0.7	43.4	74.7	-7.7	-31.2	82.4	-51.1
6	43.5	74.6	-7.7	0.9	-0.1	0.0	0.0	-0.7	43.4	74.7	-7.7	-31.3	82.4	-51.1
7	43.3	71.1	-4.8	2.3	-7.1	0.0	0.0	0.0	36.3	71.1	-4.9	-34.8	76.1	-41.2
8	43.3	71.1	-4.8	2.3	-8.5	0.0	0.0	0.0	34.9	71.1	-4.9	-36.3	76.1	-39.8

許容値 1.36MIN (2.4S_m,2/3S_u) = 368MPa (評価点 : 1,2) (内径=761.68 mm 外径=881.68 mm)
 1.38MIN (2.4S_m,2/3S_u) = 374MPa (評価点 : 3,4) (内径=761.68 mm 外径=912.0 mm)
 1.38 (2/3S_u) = 425MPa (評価点 : 5~8) (内径=761.68 mm 外径=912.0 mm)

第6-2-9表 試験状態における一次一般膜応力強さ

(単位 : MPa)

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	63.1	119.4	0.0	-4.9	0.0	0.0	0.0	-0.9	63.5	119.4	-0.3	-56.0	119.8	-63.8
2	63.1	119.4	0.0	-4.9	0.0	0.0	0.0	-0.9	63.5	119.4	-0.3	-56.0	119.8	-63.8
3	49.5	85.2	-8.9	1.0	0.0	0.0	0.0	-0.7	49.5	85.2	-8.9	-35.7	94.1	-58.4
4	49.5	85.2	-8.9	1.0	0.0	0.0	0.0	-0.7	49.5	85.2	-8.9	-35.7	94.1	-58.4
5	49.5	84.8	-8.7	1.0	0.0	0.0	0.0	-0.7	49.5	84.8	-8.8	-35.3	93.6	-58.2
6	49.5	84.8	-8.7	1.0	0.0	0.0	0.0	-0.7	49.5	84.8	-8.8	-35.3	93.6	-58.2
7	49.5	84.8	-8.7	1.0	0.0	0.0	0.0	-0.7	49.5	84.8	-8.8	-35.3	93.6	-58.2
8	49.5	84.8	-8.7	1.0	0.0	0.0	0.0	-0.7	49.5	84.8	-8.8	-35.3	93.6	-58.2

許容値 $0.9S_y=184\text{MPa}$ (評価点 : 1~4)

$0.9S_y=310\text{MPa}$ (評価点 : 5~8)

判定 $2/3S_y=136\text{MPa} \geq P_m$ (評価点 : 1~4)

$2/3S_y=230\text{MPa} \geq P_m$ (評価点 : 5~8)

第6-2-10表 試験状態における一次局部膜応力強さ

(単位 : MPa)

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	63.1	119.4	0.0	-4.9	0.0	0.0	0.0	-0.9	63.5	119.4	-0.3	-56.0	119.8	-63.8
2	63.1	119.4	0.0	-4.9	0.0	0.0	0.0	-0.9	63.5	119.4	-0.3	-56.0	119.8	-63.8
3	49.5	85.2	-8.9	1.0	0.0	0.0	0.0	-0.7	49.5	85.2	-8.9	-35.7	94.1	-58.4
4	49.5	85.2	-8.9	1.0	0.0	0.0	0.0	-0.7	49.5	85.2	-8.9	-35.7	94.1	-58.4
5	49.5	84.8	-8.7	1.0	0.0	0.0	0.0	-0.7	49.5	84.8	-8.8	-35.3	93.6	-58.2
6	49.5	84.8	-8.7	1.0	0.0	0.0	0.0	-0.7	49.5	84.8	-8.8	-35.3	93.6	-58.2
7	49.2	80.8	-5.4	2.6	0.0	0.0	0.0	-0.7	49.3	80.8	-5.6	-31.6	86.4	-54.9
8	49.2	80.8	-5.4	2.6	0.0	0.0	0.0	-0.7	49.3	80.8	-5.6	-31.6	86.4	-54.9

許容値 $1.35S_y=276\text{MPa}$ (評価点 : 1~4)

$1.35S_y=465\text{MPa}$ (評価点 : 5~8)

第6-2-11表 試験状態における一次一般膜+一次曲げ応力強さ

(単位 : MPa)

評価点	圧力による応力				外荷重による応力				主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1	63.1	119.4	0.0	-4.9	-8.8	0.0	0.0	0.0	54.7	119.4	-0.4	-64.7	119.8	-55.1
2	63.1	119.4	0.0	-4.9	-10.2	0.0	0.0	0.0	53.4	119.4	-0.4	-66.1	119.8	-53.8
3	49.5	85.2	-8.9	1.0	-0.1	0.0	0.0	-0.7	49.4	85.2	-8.9	-35.8	94.1	-58.3
4	49.5	85.2	-8.9	1.0	-0.1	0.0	0.0	-0.7	49.4	85.2	-8.9	-35.8	94.1	-58.3
5	49.5	84.8	-8.7	1.0	-0.1	0.0	0.0	-0.7	49.4	84.8	-8.8	-35.5	93.6	-58.1
6	49.5	84.8	-8.7	1.0	-0.1	0.0	0.0	-0.7	49.3	84.8	-8.8	-35.5	93.6	-58.1
7	49.5	84.8	-8.7	1.0	-0.1	0.0	0.0	-0.7	49.4	84.8	-8.8	-35.5	93.6	-58.1
8	49.5	84.8	-8.7	1.0	-0.1	0.0	0.0	-0.7	49.3	84.8	-8.8	-35.5	93.6	-58.1

許容値 $1.35S_y=276\text{MPa}$ (評価点 : 1~4)

$1.35S_y=465\text{MPa}$ (評価点 : 5~8)

6.2.5 一次＋二次応力評価

供用状態 A 及び供用状態 B における一次＋二次応力評価は、次に示すとおり許容値を満足している。

一次＋二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅を第 6-2-13 表に、材料ごとに一次＋二次応力強さの変動幅が最大となる評価点の一次＋二次応力強さを第 6-2-14 表及び第 6-2-15 表に示す。第 6-2-14 表及び第 6-2-15 表は、第 6-2-13 表における一次＋二次応力強さの変動幅の最大値に対応した応力強さの最大値及び最小値を含む表である。また、第 6-2-14 表及び第 6-2-15 表は、この一次＋二次応力強さの成分が各過渡条件で最大及び最小となる時刻における応力、主応力及び応力強さを示している。

なお、表中で用いる過渡条件の記号を第 6-2-12 表に示す。

第 6-2-12 表 過渡条件の記号の説明(1/4)

記 号		過 渡 条 件	
		計 算 点	過 渡 条 件 名 称
1A1	1A11	1.0h	I-a 起 動
	1A12	4.77h	
*0		—	無負荷運転状態
1B1	1B11	1.04h	I-b 停 止
	1B12	4.77h	
	1B13	5.0h	
	1B14	6.0h	
1C1	1C11	60.0s	I-c 負 荷 上 昇
	1C12	100.0s	
	1C13	700.0s	
	1C14	1,070.0s	
	1C15	1,150.0s	
	1C16	1,225.0s	
	1C17	2,000.0s	
*100		—	100%負荷運転状態
1D1	1D11	50.0s	I-d 負 荷 減 少
	1D12	1,000.0s	
	1D13	1,065.0s	
	1D14	1,225.0s	
	1D15	1,335.0s	
	1D16	2,000.0s	
1E1	1E11	36.0s	I-e 90%から 100%へのステップ状負荷上昇
	1E12	255.0s	
	1E13	300.0s	
1F1	1F11	20.0s	I-f 100%から 90%へのステップ状負荷減少
	1F12	265.0s	
	1F13	290.0s	

第6-2-12表 過渡条件の記号の説明(2/4)

記号		過渡条件			
		計算点	過渡条件名称		
1G1	1G11	35.0s	I-g 100%からの大きいステップ状負荷減少		
	1G12	42.0s			
	1G13	400.0s			
	1G14	480.0s			
	1G15	1,150.0s			
	1G16	2,000.0s			
1H1	1H11	30.0s	I-h 定常負荷運転時の変動		
	1H12	59.9s			
1I1	1I11	0.5min	I-i 燃料交換		
	1I12	10.0min			
	1I13	12.0min			
	1I14	16.0min			
1J1	1J11	5.0min	I-j 0%から15%への負荷上昇		
	1J12	10.0min			
	1J13	20.0min			
	1J14	30.0min			
	1J15	40.0min			
1K1	1K11	5.0min	I-k 15%から0%への負荷減少		
	1K12	10.0min			
	1K13	40.0min			
1L1	1L11	163.0s	停止ループ	(i)停止	I-l 1ループ停止/ 1ループ起動
	1L12	200.0s			
	1L13	300.0s			
	1L14	40.0s	運転ループ		
	1L15	44.0s			
	1L16	50.0s			
1L2	1L21	1.7s	起動ループ	(ii)起動	
	1L22	160.0s			
	1L23	200.0s	運転ループ		
	1L24	375.0s			

第6-2-12表 過渡条件の記号の説明(3/4)

記号		過 渡 条 件		
		計算点	過 渡 条 件 名 称	
2A1	2A11	14.0s	Ⅱ-a 負荷の喪失	
	2A12	100.0s		
2B1	2B11	1.5s	補助給水されるループ	Ⅱ-b 外部電源喪失
	2B12	200.0s		
	2B13	11,000.0s		
	2B14	4,000.0s	補助給水されないループ	
	2B15	11,000.0s		
2C1	2C11	3.5s	故 障 側	Ⅱ-c 1次冷却材流量の 部分喪失
	2C12	100.0s		
2D1	2D11	1.0s	(i) 不注意な冷却を伴わないトリップ	
	2D12	160.0s		
	2D13	180.0s		
	2D14	200.0s		
2D2	2D21	1.2s	冷却ループ	(ii) 不注意な冷却を 伴うトリップ
	2D22	175.0s		
	2D23	200.0s		
	2D24	300.0s		
2D3	2D31	400.0s	冷却ループ	(iii) 不注意な冷却と 安全注入を伴う トリップ
	2D32	500.0s		
	2D33	570.0s		
	2D34	1,000.0s		
	2D35	1.0s	正常ループ	
2E1	2E11	33.0s	Ⅱ-e 1次冷却系の異常な減圧	
	2E12	550.0s		
	2E13	600.0s		
	2E14	800.0s		
2F1	2F11	0.8s	Ⅱ-f 制御棒クラスタの落下	
	2F12	160.0s		
	2F13	180.0s		
	2F14	200.0s		

第 6-2-12 表 過渡条件の記号の説明(4/4)

記 号		過 渡 条 件		
		計 算 点	過 渡 条 件 名 称	
2G1	2G11	3.0s	II-g 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	
	2G12	300.0s		
	2G13	350.0s		
	2G14	800.0s		
2H1	2H11	12.0s	起動ループ	II-h 1次冷却系停止 ループの誤起動
	2H12	12.5s		
	2H13	13.0s	運転ループ	
	2H14	12.0s		
	2H15	100.0s		
2I1	2I11	2.0min	II-i タービン回転試験	
	2I12	15.0min		
	2I13	20.0min		
	2I14	28.0min		
2J1	2J11	0.5h	加 圧	II-j 1次系漏えい試験
	2J12	1.5h		
	2J13	3.5h		
	2J14	5.0h	減 圧	
	2J15	1.5h		
	2J16	4.5h		

第 6-2-13 表 一次+二次応力強さの最大値と最小値及び変動幅

(単位 : MPa)

評価点	応力強さの最大値			応力強さの最小値			応力強さの変動幅		
	S12	S23	S31	S12	S23	S31	S12	S23	S31
1	0.0	103.9	136.5	-177.4	-11.1	0.0	177.4	115.0	136.5
2	137.9	106.8	0.0	0.0	-109.2	-227.3	137.9	216.0	227.3
3	210.2	117.4	0.0	0.0	-0.9	-303.7	210.2	118.3	303.7
4	269.3	115.5	0.0	0.0	-39.7	-344.0	269.3	155.3	344.0
5	0.0	82.8	214.5	-264.3	-1.0	0.0	264.3	83.8	214.5
6	0.0	42.4	413.9	-315.5	-135.5	0.0	315.5	177.9	413.9
7	89.3	186.9	0.0	-15.4	0.0	-266.1	104.7	186.9	266.1
8	0.0	129.9	286.8	-238.2	-52.0	0.0	238.2	181.9	286.8

許容値 $3S_m=351\text{MPa}$ (評価点 : 1~4)

$3S_m=552\text{MPa}$ (評価点 : 5~8)

第6-2-14表 一次+二次応力強さ(1/2)

評価点 - 4

外荷重による応力			
σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
79.8	0.0	0.0	0.4

(単位：MPa)

過渡条件	熱による応力				圧力による応力				合計応力					主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1A11	24.3	-2.7	-22.9	14.5	6.1	9.6	0.2	0.0	110.2	6.9	-22.7	0.4	14.5	111.7	6.9	-24.3	104.8	31.2	-136.0
1A12	40.5	-88.3	-120.2	86.6	35.1	55.5	1.1	0.0	155.4	-32.7	-119.1	0.4	86.6	180.4	-32.7	-144.1	213.2	111.4	-324.5
*0	-5.4	-133.1	-125.9	94.6	35.1	55.5	1.1	0.0	109.5	-77.5	-124.8	0.4	94.6	142.9	-77.5	-158.2	220.5	80.7	-301.2
1B12	-38.4	-37.5	-5.5	8.0	6.1	9.6	0.2	0.0	47.5	-27.9	-5.4	0.4	8.0	48.6	-27.9	-6.6	76.6	-21.4	-55.2
1C11	-5.3	-134.8	-128.3	96.3	34.9	55.2	1.1	0.0	109.4	-79.6	-127.2	0.4	96.3	143.6	-79.6	-161.4	223.2	81.8	-305.0
1C16	31.7	-106.5	-135.6	99.2	35.1	55.5	1.1	0.0	146.6	-51.0	-134.5	0.4	99.2	178.1	-51.0	-165.9	229.1	114.9	-344.0
*100	-3.6	-142.9	-141.5	105.5	35.1	55.5	1.1	0.0	111.3	-87.4	-140.4	0.4	105.5	149.7	-87.4	-178.8	237.0	91.4	-328.4
1D11	-3.3	-142.5	-141.5	105.5	35.5	56.2	1.1	0.0	112.1	-86.3	-140.4	0.4	105.5	150.4	-86.3	-178.7	236.7	92.3	-329.0
1D15	-38.5	-168.6	-133.9	102.3	35.1	55.5	1.1	0.0	76.4	-113.1	-132.8	0.4	102.3	118.1	-113.1	-174.5	231.2	61.4	-292.6
1E11	-3.7	-141.8	-139.9	104.4	34.7	54.9	1.1	0.0	110.8	-87.0	-138.9	0.4	104.4	148.7	-87.0	-176.8	235.7	89.8	-325.5
1E13	2.7	-135.7	-140.2	104.4	35.2	55.7	1.1	0.0	117.6	-80.0	-139.1	0.4	104.3	154.7	-80.0	-176.1	234.7	96.1	-330.8
1F11	-3.6	-142.9	-141.5	105.5	35.7	56.5	1.1	0.0	111.9	-86.4	-140.4	0.4	105.5	150.2	-86.4	-178.7	236.6	92.3	-328.9
1F13	-10.5	-149.7	-141.3	105.7	34.7	54.9	1.1	0.0	104.0	-94.8	-140.2	0.4	105.6	143.4	-94.8	-179.6	238.2	84.8	-323.0
1G12	0.4	-138.8	-141.4	105.3	36.2	57.2	1.1	0.0	116.4	-81.5	-140.2	0.4	105.3	154.0	-81.5	-177.9	235.5	96.4	-331.9
1G15	-39.0	-167.5	-132.5	101.5	34.8	55.1	1.1	0.0	75.6	-112.4	-131.5	0.4	101.5	117.1	-112.4	-172.9	229.5	60.5	-290.0
1H11	-0.6	-139.8	-141.4	105.3	35.9	56.8	1.1	0.0	115.1	-83.0	-140.3	0.4	105.3	152.9	-83.0	-178.1	235.9	95.1	-331.0
1H12	-5.2	-144.5	-141.6	105.6	34.3	54.3	1.1	0.0	109.0	-90.2	-140.5	0.4	105.6	147.7	-90.2	-179.2	237.9	89.0	-326.9
1I11	-1.1	-20.6	-19.1	14.2	0.0	0.0	0.0	0.0	78.7	-20.6	-19.1	0.4	14.2	80.7	-20.6	-21.1	101.3	0.5	-101.9
1I14	-29.2	-36.7	-10.8	10.7	0.0	0.0	0.0	0.0	50.6	-36.7	-10.8	0.4	10.7	52.4	-36.7	-12.6	89.1	-24.2	-65.0
1J11	-4.2	-132.0	-126.0	94.6	35.1	55.5	1.1	0.0	110.7	-76.4	-124.9	0.4	94.6	144.0	-76.4	-158.2	220.4	81.8	-302.2
1J14	-0.4	-129.9	-127.4	95.4	35.1	55.5	1.1	0.0	114.5	-74.3	-126.3	0.4	95.4	147.7	-74.3	-159.5	222.0	85.2	-307.2
1K12	-11.9	-139.9	-127.1	95.9	35.1	55.5	1.1	0.0	103.1	-84.4	-126.0	0.4	95.9	137.9	-84.4	-160.9	222.3	76.5	-298.7
1K13	-7.6	-134.7	-126.1	94.9	35.1	55.5	1.1	0.0	107.3	-79.2	-125.0	0.4	94.9	141.2	-79.2	-158.8	220.4	79.7	-300.0
1L13	-69.6	-199.2	-131.0	101.2	34.3	54.3	1.1	0.0	44.5	-144.9	-129.9	0.4	101.2	90.9	-144.9	-176.3	235.8	31.5	-267.2
1L16	4.9	-129.5	-135.3	100.8	34.5	54.7	1.1	0.0	119.3	-74.8	-134.2	0.4	100.8	154.5	-74.8	-169.3	229.3	94.5	-323.8
1L21	-5.5	-131.8	-124.3	93.5	35.1	55.5	1.1	0.0	109.4	-76.2	-123.2	0.4	93.4	142.3	-76.2	-156.1	218.5	79.8	-298.3
1L23	8.3	-118.4	-124.7	93.2	35.1	55.6	1.1	0.0	123.3	-62.8	-123.6	0.4	93.2	154.6	-62.8	-154.9	217.3	92.1	-309.4
2A11	-1.5	-140.7	-141.5	105.4	40.3	63.8	1.3	0.0	118.7	-76.9	-140.2	0.4	105.4	156.2	-76.9	-177.7	233.1	100.8	-333.9
2A12	-45.0	-185.9	-142.1	107.6	29.4	46.5	0.9	0.0	64.2	-139.4	-141.2	0.4	107.6	110.2	-139.4	-187.2	249.6	47.8	-297.5
2B12	1.7	-137.7	-141.5	105.4	39.4	62.4	1.2	0.0	120.9	-75.3	-140.3	0.4	105.4	158.1	-75.3	-177.5	233.4	102.2	-335.6
2B15	-7.2	-146.2	-137.3	103.4	33.5	53.0	1.0	0.0	106.1	-93.2	-136.2	0.4	103.4	144.2	-93.2	-174.4	237.5	81.1	-318.6
2C11	-3.4	-142.7	-141.5	105.5	35.3	55.9	1.1	0.0	111.7	-86.8	-140.4	0.4	105.5	150.1	-86.8	-178.7	236.8	91.9	-328.8
2C12	-67.8	-209.0	-142.1	108.3	29.9	47.3	0.9	0.0	41.9	-161.7	-141.1	0.4	108.3	92.2	-161.7	-191.4	253.9	29.7	-283.6
2D11	-3.7	-143.0	-141.5	105.5	35.0	55.4	1.1	0.0	111.1	-87.6	-140.4	0.4	105.5	149.5	-87.6	-178.8	237.1	91.2	-328.3
2D14	-72.6	-210.0	-139.2	106.6	30.4	48.1	1.0	0.0	37.6	-161.9	-138.2	0.4	106.5	87.8	-161.9	-188.5	249.7	26.6	-276.3

第6-2-14表 一次+二次応力強さ(2/2)

評価点 - 4

外荷重による応力			
σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
79.8	0.0	0.0	0.4

(単位: MPa)

過渡条件	熱による応力				圧力による応力				合計応力					主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
2D21	-3.7	-143.0	-141.5	105.5	34.9	55.2	1.1	0.0	111.0	-87.8	-140.4	0.4	105.5	149.4	-87.8	-178.8	237.2	91.0	-328.2
2D24	-100.7	-231.4	-134.5	105.1	24.1	38.2	0.8	0.0	3.2	-193.2	-133.7	0.4	105.1	60.1	-193.2	-190.6	253.4	-2.6	-250.8
2D34	-113.7	-206.8	-107.2	89.7	27.5	43.5	0.9	0.0	-6.4	-163.3	-106.3	0.4	89.7	46.3	-163.3	-159.0	209.5	-4.3	-205.3
2D35	-5.0	-144.3	-141.5	105.5	34.3	54.2	1.1	0.0	109.1	-90.1	-140.4	0.4	105.5	147.8	-90.1	-179.1	237.8	89.0	-326.8
2E11	-4.7	-144.0	-141.5	105.6	30.9	48.9	1.0	0.0	106.1	-95.0	-140.5	0.4	105.6	145.1	-95.0	-179.6	240.1	84.5	-324.6
2E14	-111.2	-220.7	-119.5	97.4	7.2	11.4	0.2	0.0	-24.1	-209.2	-119.3	0.4	97.4	36.7	-209.2	-180.1	245.9	-29.1	-216.8
2F11	-3.7	-143.0	-141.5	105.5	34.7	54.9	1.1	0.0	110.8	-88.1	-140.4	0.4	105.5	149.2	-88.1	-178.8	237.3	90.8	-328.1
2F14	-99.5	-236.2	-138.6	107.1	24.1	38.2	0.8	0.0	4.5	-198.0	-137.8	0.4	107.1	61.9	-198.1	-195.2	260.0	-2.8	-257.1
2G11	-6.1	-145.4	-141.5	105.6	34.2	54.1	1.1	0.0	108.0	-91.3	-140.4	0.4	105.6	146.8	-91.3	-179.3	238.1	88.0	-326.0
2G14	-95.3	-207.8	-121.4	97.6	35.0	55.4	1.1	0.0	19.5	-152.4	-120.3	0.4	97.6	69.7	-152.4	-170.5	222.1	18.1	-240.2
2H14	-2.2	-137.9	-137.2	102.4	38.1	60.3	1.2	0.0	115.7	-77.6	-136.0	0.4	102.3	152.0	-77.6	-172.4	229.6	94.8	-324.4
2H15	-53.8	-191.2	-137.9	104.8	31.0	49.1	1.0	0.0	57.0	-142.1	-136.9	0.4	104.8	102.8	-142.1	-182.7	245.0	40.5	-285.5
2I11	-9.1	-136.7	-125.8	94.7	34.7	55.0	1.1	0.0	105.5	-81.7	-124.7	0.4	94.7	139.4	-81.7	-158.7	221.1	77.0	-298.1
2I14	-44.2	-157.1	-114.9	89.3	29.9	47.4	0.9	0.0	65.5	-109.7	-113.9	0.4	89.3	102.3	-109.7	-150.8	212.0	41.1	-253.1
2J13	37.5	-53.2	-83.2	58.6	18.1	28.7	0.6	0.0	135.4	-24.5	-82.6	0.4	58.6	150.2	-24.5	-97.3	174.7	72.8	-247.5
2J16	-37.3	-45.1	-13.7	13.9	4.5	7.1	0.1	0.0	47.0	-38.1	-13.5	0.4	13.9	50.0	-38.1	-16.6	88.1	-21.5	-66.6

第6-2-15表 一次+二次応力強さ(1/2)

評価点 - 6

外荷重による応力			
σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
-81.4	0.0	0.0	0.0

(単位: MPa)

過渡条件	熱による応力				圧力による応力				合計応力					主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1A11	20.7	40.4	20.6	15.4	6.0	9.5	0.2	0.0	-54.6	50.0	20.8	0.0	15.4	-57.6	50.0	23.8	-107.6	26.2	81.4
*0	-22.3	119.7	126.9	98.3	35.0	55.3	1.2	0.0	-68.7	175.0	128.1	0.0	98.3	-109.3	175.0	168.7	-284.4	6.3	278.1
1B11	-48.0	75.0	107.2	83.6	6.0	9.5	0.2	0.0	-123.3	84.5	107.4	0.0	83.6	-150.4	84.5	134.5	-235.0	-50.0	285.0
1B14	-6.4	-4.3	0.6	1.0	0.0	0.0	0.0	0.0	-87.7	-4.3	0.6	0.0	1.0	-87.8	-4.3	0.6	-83.5	-4.9	88.3
1C14	12.1	160.7	132.1	102.3	35.3	55.7	1.2	0.0	-34.0	216.4	133.3	0.0	102.3	-82.5	216.4	181.8	-298.8	34.6	264.3
1C17	-4.0	151.2	139.1	106.7	35.0	55.3	1.2	0.0	-50.3	206.5	140.2	0.0	106.7	-98.1	206.5	188.0	-304.6	18.5	286.1
*100	-22.6	140.7	142.1	109.6	35.0	55.3	1.2	0.0	-69.0	196.0	143.3	0.0	109.6	-115.4	196.0	189.7	-311.4	6.3	305.1
1D13	-54.6	105.7	139.5	107.6	34.9	55.1	1.1	0.0	-101.1	160.7	140.7	0.0	107.6	-142.0	160.7	181.6	-302.8	-20.9	323.6
1D16	-41.6	112.1	132.5	103.1	35.0	55.3	1.2	0.0	-88.0	167.4	133.7	0.0	103.1	-128.5	167.4	174.2	-295.8	-6.8	302.7
1E11	-22.5	138.7	140.6	108.5	34.6	54.6	1.1	0.0	-69.3	193.3	141.7	0.0	108.5	-115.1	193.3	187.6	-308.4	5.8	302.6
1E12	-16.3	144.9	140.3	108.4	35.3	55.6	1.2	0.0	-62.5	200.5	141.5	0.0	108.3	-109.3	200.5	188.3	-309.8	12.2	297.6
1F11	-22.6	140.8	142.1	109.6	35.6	56.2	1.2	0.0	-68.3	197.0	143.3	0.0	109.6	-114.9	197.0	189.8	-311.8	7.2	304.7
1F12	-29.1	134.2	142.4	109.8	34.5	54.4	1.1	0.0	-76.0	188.6	143.6	0.0	109.7	-121.5	188.6	189.0	-310.1	-0.4	310.5
1G14	-55.3	107.2	142.0	109.1	32.8	51.8	1.1	0.0	-103.8	159.0	143.1	0.0	109.1	-145.1	159.0	184.4	-304.1	-25.4	329.5
1G16	-41.0	110.5	130.6	101.7	35.0	55.3	1.2	0.0	-87.3	165.8	131.7	0.0	101.7	-127.2	165.8	171.7	-293.0	-5.9	298.9
1H11	-19.7	143.6	142.0	109.4	35.8	56.5	1.2	0.0	-65.3	200.1	143.2	0.0	109.4	-112.2	200.1	190.0	-312.3	10.1	302.2
1H12	-24.1	139.2	142.2	109.7	34.3	54.1	1.1	0.0	-71.3	193.3	143.3	0.0	109.7	-117.4	193.3	189.4	-310.7	3.8	306.9
1I11	-3.6	17.7	19.2	14.7	0.0	0.0	0.0	0.0	-85.0	17.7	19.2	0.0	14.7	-87.0	17.7	21.2	-104.7	-3.5	108.3
1I12	-31.8	-10.4	18.3	13.6	0.0	0.0	0.0	0.0	-113.1	-10.4	18.3	0.0	13.6	-114.5	-10.4	19.7	-104.2	-30.0	134.2
1J13	-18.7	124.0	127.5	98.7	35.0	55.3	1.2	0.0	-65.0	179.3	128.6	0.0	98.7	-106.5	179.3	170.1	-285.7	9.2	276.5
1J15	-19.1	124.8	128.6	99.5	35.0	55.3	1.2	0.0	-65.4	180.1	129.8	0.0	99.5	-107.2	180.1	171.5	-287.2	8.5	278.7
1K11	-29.3	115.8	129.2	99.9	35.0	55.3	1.2	0.0	-75.6	171.1	130.3	0.0	99.9	-116.1	171.1	170.8	-287.2	0.3	286.9
1K13	-24.5	118.6	127.2	98.6	35.0	55.3	1.2	0.0	-70.8	173.9	128.3	0.0	98.6	-111.3	173.9	168.9	-285.2	5.0	280.2
1L11	-86.3	69.2	139.6	106.8	33.6	53.1	1.1	0.0	-134.0	122.3	140.7	0.0	106.8	-170.7	122.3	177.3	-293.0	-55.0	348.0
1L16	-13.6	141.4	135.7	104.7	34.5	54.4	1.1	0.0	-60.5	195.8	136.8	0.0	104.7	-105.7	195.8	182.0	-301.5	13.8	287.7
1L22	-8.8	131.2	124.6	96.8	35.3	55.6	1.2	0.0	-54.9	186.8	125.8	0.0	96.7	-96.9	186.8	167.8	-283.7	19.0	264.7
1L24	-23.7	121.1	128.9	99.7	34.6	54.6	1.1	0.0	-70.4	175.7	130.0	0.0	99.7	-111.6	175.7	171.1	-287.3	4.6	282.7
2A11	-20.5	142.8	142.1	109.5	40.3	63.5	1.3	0.0	-61.6	206.4	143.4	0.0	109.5	-109.1	206.4	190.9	-315.5	15.5	300.0
2A12	-62.6	100.9	144.5	111.5	29.3	46.3	1.0	0.0	-114.6	147.3	145.5	0.0	111.5	-155.9	147.3	186.7	-303.2	-39.5	342.7
2B12	-17.5	145.7	141.9	109.5	39.3	62.1	1.3	0.0	-59.5	207.8	143.2	0.0	109.5	-107.4	207.8	191.0	-315.1	16.7	298.4
2B14	-27.1	132.2	141.1	109.3	36.3	57.3	1.2	0.0	-72.2	189.5	142.3	0.0	109.3	-118.1	189.5	188.2	-307.6	1.4	306.2
2C11	-22.4	141.0	142.1	109.6	35.3	55.6	1.2	0.0	-68.5	196.6	143.3	0.0	109.6	-115.0	196.6	189.8	-311.6	6.8	304.8
2C12	-84.6	79.2	145.8	112.2	29.8	47.1	1.0	0.0	-136.2	126.3	146.8	0.0	112.2	-175.2	126.3	185.9	-301.6	-59.6	361.1
2D11	-22.7	140.6	142.1	109.6	34.9	55.1	1.2	0.0	-69.2	195.7	143.3	0.0	109.6	-115.6	195.7	189.7	-311.3	6.1	305.2
2D12	-88.8	74.9	145.4	111.0	30.1	47.5	1.0	0.0	-140.0	122.4	146.4	0.0	111.0	-178.0	122.4	184.3	-300.4	-61.9	362.3

第6-2-15表 一次+二次応力強さ(2/2)

評価点 - 6

外荷重による応力			
σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
-81.4	0.0	0.0	0.0

(単位 : MPa)

過渡条件	熱による応力				圧力による応力				合計応力					主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
2D21	-22.7	140.6	142.1	109.6	34.8	54.9	1.1	0.0	-69.3	195.5	143.3	0.0	109.6	-115.7	195.5	189.7	-311.2	5.9	305.3
2D22	-121.0	43.1	146.9	111.5	24.4	38.6	0.8	0.0	-177.9	81.7	147.7	0.0	111.5	-212.5	81.7	182.2	-294.1	-100.5	394.7
2D32	-162.7	-3.6	138.3	105.3	26.9	42.5	0.9	0.0	-217.1	38.9	139.2	0.0	105.3	-245.9	38.9	168.0	-284.8	-129.0	413.9
2D35	-24.0	139.3	142.1	109.6	34.2	54.0	1.1	0.0	-71.1	193.3	143.2	0.0	109.6	-117.3	193.3	189.4	-310.6	3.9	306.6
2E11	-23.7	139.7	142.2	109.7	30.9	48.7	1.0	0.0	-74.2	188.4	143.2	0.0	109.6	-119.9	188.4	188.9	-308.3	-0.5	308.7
2E13	-138.9	19.5	137.1	104.9	7.2	11.4	0.2	0.0	-213.0	30.9	137.4	0.0	104.9	-242.0	30.9	166.4	-272.9	-135.5	408.4
2F11	-22.7	140.6	142.1	109.6	34.6	54.7	1.1	0.0	-69.5	195.3	143.3	0.0	109.6	-115.8	195.3	189.6	-311.1	5.7	305.4
2F12	-114.0	50.1	146.8	111.7	24.1	38.1	0.8	0.0	-171.2	88.2	147.6	0.0	111.7	-206.4	88.2	182.8	-294.6	-94.6	389.2
2G11	-25.1	138.2	142.1	109.7	34.1	53.9	1.1	0.0	-72.3	192.1	143.3	0.0	109.7	-118.3	192.1	189.2	-310.4	2.9	307.5
2G12	-110.0	52.6	143.4	109.2	32.8	51.8	1.1	0.0	-158.5	104.4	144.5	0.0	109.2	-193.8	104.4	179.8	-298.1	-75.4	373.6
2H13	-1.4	130.0	118.1	90.9	37.3	58.9	1.2	0.0	-45.4	188.9	119.3	0.0	90.9	-85.7	188.9	159.6	-274.6	29.3	245.3
2H15	-70.5	87.8	140.8	108.6	30.9	48.8	1.0	0.0	-120.9	136.6	141.9	0.0	108.6	-160.0	136.6	180.9	-296.6	-44.3	340.9
2I11	-25.9	116.2	127.1	98.4	34.7	54.7	1.1	0.0	-72.6	170.9	128.2	0.0	98.3	-112.7	170.9	168.4	-283.7	2.6	281.1
2I13	-52.7	86.1	122.8	95.1	31.3	49.5	1.0	0.0	-102.7	135.6	123.8	0.0	95.1	-137.3	135.6	158.4	-272.9	-22.9	295.8
2J11	-1.3	7.8	8.2	6.3	0.0	0.0	0.0	0.0	-82.7	7.8	8.2	0.0	6.3	-83.1	7.8	8.6	-90.9	-0.8	91.8
2J15	-15.0	84.3	89.0	68.8	18.1	28.6	0.6	0.0	-78.3	112.9	89.6	0.0	68.8	-102.9	112.9	114.2	-215.8	-1.3	217.1

6.2.6 疲労評価

供用状態 A 及び供用状態 B における疲労累積係数は、次に示すとおり許容値を満足している。

疲労累積係数を第 6-2-16 表に、材料ごとに疲労累積係数が最大となる評価点の疲労解析結果を第 6-2-17 表及び第 6-2-18 表に、一次＋二次＋ピーク応力強さの変動を第 6-2-5 図及び第 6-2-6 図に、一次＋二次＋ピーク応力強さを第 6-2-19 表及び第 6-2-20 表に示す。第 6-2-5 図及び第 6-2-6 図は、第 6-2-17 表及び第 6-2-18 表における疲労解析に用いた各過渡条件の一次＋二次＋ピーク応力強さの極値と回数を図示している。また、第 6-2-19 表及び第 6-2-20 表は、この一次＋二次＋ピーク応力強さの成分が各過渡条件で最大及び最小となる時刻における応力、主応力及び応力強さを示している。なお、各図表中の過渡条件の記号は前述する 6.2.5 項「一次＋二次応力評価」を参照のこと。

第 6-2-16 表 疲労累積係数

評価点	U(S12)	U(S23)	U(S31)
1	0.0	0.00000	0.00003
2	0.00273	0.00000	0.00704
3	0.0	0.00001	0.00023
4	0.00004	0.0	0.00014
5	0.00553	0.0	0.00904
6	0.00492	0.0	0.00965
7	0.0	0.00213	0.00077
8	0.00383	0.00005	0.00403

許容値 $UI = 1.0$

第 6-2-17 表 疲労解析

評価点 - 2
(S31)

応力強さ (単位 : MPa)					繰返し回数		疲労係数 (=N/N*)
極大値	極小値	Ke	ALT	ALT'	N	N*	
0.0	-657.5	1.0	328.8	368.4	170	24200	0.00702
-432.4	-657.5	1.0	112.6	126.1	20	5200000	0.00000
-446.0	-657.5	1.0	105.8	118.6	10	7520000	0.00000
-459.9	-657.5	1.0	98.8	110.7	80	12100000	0.00001
-479.0	-657.5	1.0	89.3	100.0	160	42500000	0.00000
-485.9	-657.5	1.0	85.8	96.2	80	663000000	0.00000
-513.8	-657.5	1.0	71.9	80.5	40	-----	0.0
疲労累積係数 =							0.00704

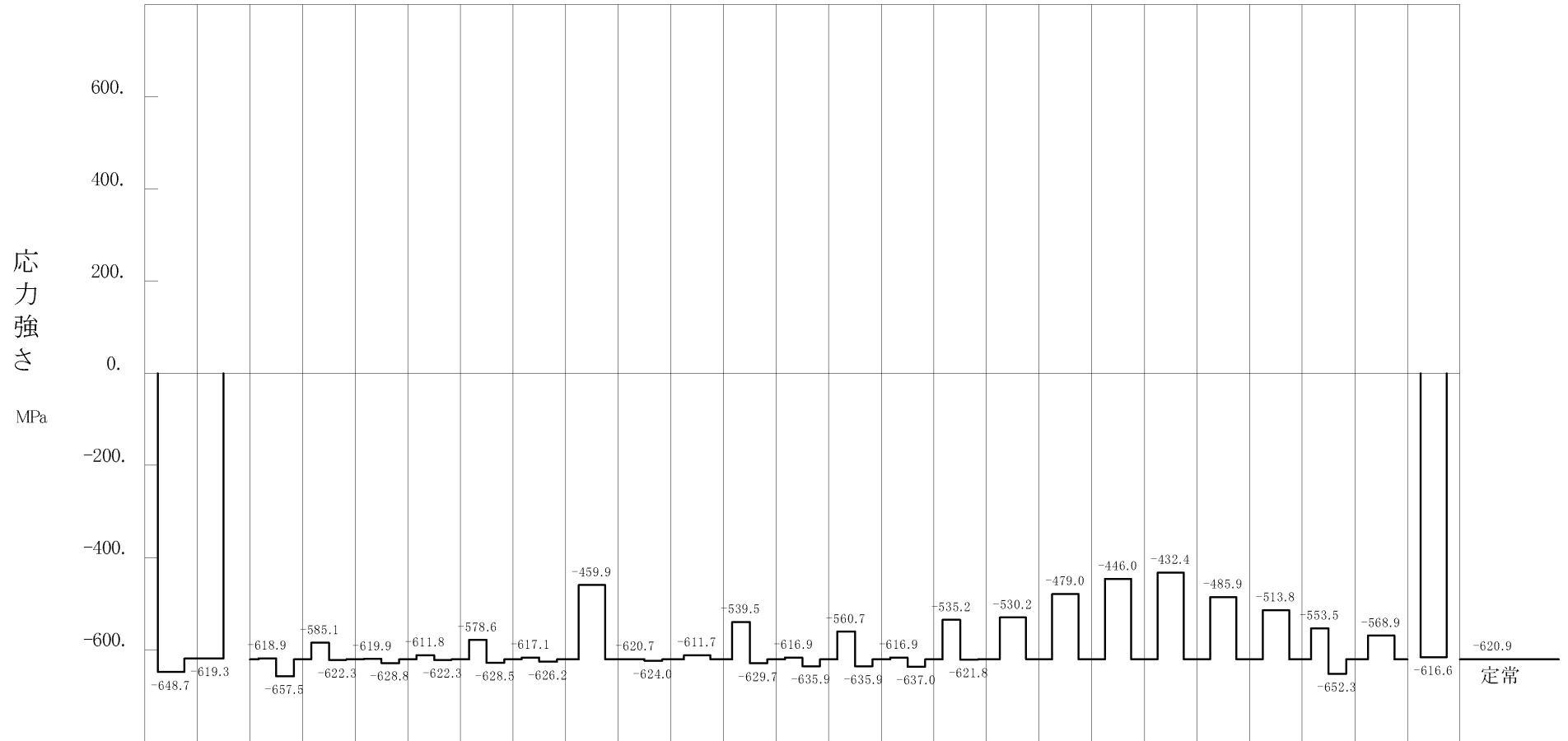
Ke : 割増し係数
 ALT : 繰返しピーク応力強さ
 ALT' : ALTに(195000)/(材料の使用温度における縦弾性係数)を乗じて得た値
 N : 設計繰返し回数
 N* : 許容繰返し回数

第 6-2-18 表 疲労解析

評価点 - 6
(S31)

応力強さ (単位 : MPa)					繰返し回数		疲労係数 (=N/N*)
極大値	極小値	Ke	ALT	ALT'	N	N*	
226.8	-81.6	1.0	154.2	184.5	20	31500	0.00063
225.4	-81.6	1.0	153.5	183.7	10	32000	0.00031
213.3	-81.6	1.0	147.5	176.5	90	36200	0.00249
213.3	-73.3	1.0	143.3	171.5	70	39500	0.00177
210.0	-73.3	1.0	141.7	169.5	50	41000	0.00122
210.0	-72.7	1.0	141.4	169.2	30	41300	0.00073
198.2	-72.7	1.0	135.5	162.1	20	47100	0.00042
198.2	-57.1	1.0	127.7	152.8	20	60800	0.00033
191.7	-57.1	1.0	124.4	148.9	60	68900	0.00087
191.7	0.0	1.0	95.9	114.7	170	195000	0.00087
189.2	91.0	1.0	49.1	58.8	50	-----	0.0
疲労累積係数 =							0.00965

Ke : 割増し係数
 ALT : 繰返しピーク応力強さ
 ALT' : ALTに(207000)/(材料の使用温度における縦弾性係数)を乗じて得た値
 N : 設計繰返し回数
 N* : 許容繰返し回数

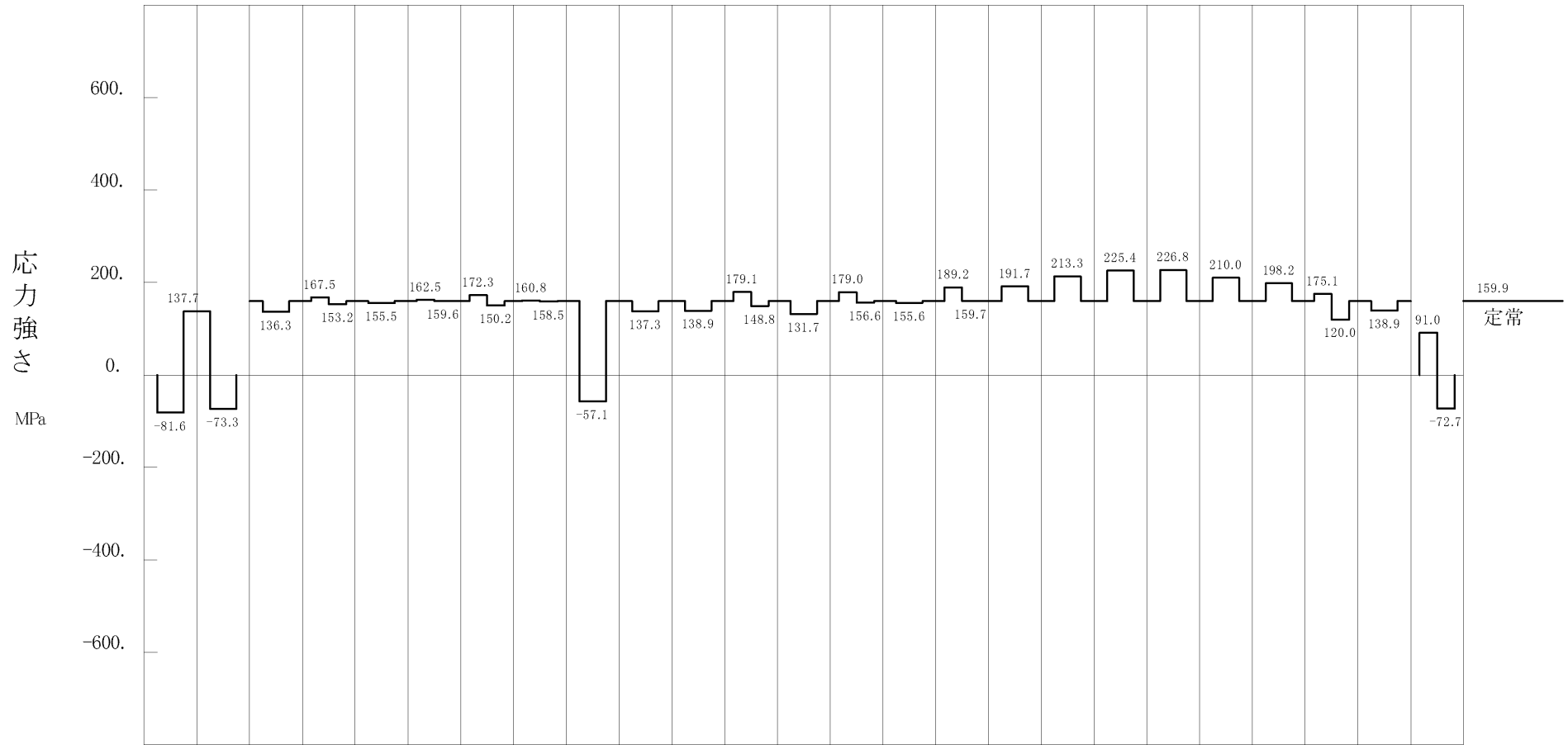


過渡条件	1A1	1B1	1C1	1D1	1E1	1F1	1G1	1H1	1I1	1J1	1K1	1L1	1L2	2A1	2B1	2C1	2D1	2D2	2D3	2E1	2F1	2G1	2H1	2I1	2J1
繰返し回数	120	120	13200	13200	2000	2000	200	10 ⁶	80	1400	1400	80	70	80	40	80	230	160	10	20	80	40	10	10	50

第6-2-5図 各過渡条件における一次+二次+ピーク応力強さの変動

評価点 6

応力強さ S31



— 6(2) - 3 - 2 - 46 —

過渡条件	1A1	1B1	1C1	1D1	1E1	1F1	1G1	1H1	1I1	1J1	1K1	1L1	1L2	2A1	2B1	2C1	2D1	2D2	2D3	2E1	2F1	2G1	2H1	2I1	2J1
繰返し回数	120	120	13200	13200	2000	2000	200	10 ⁶	80	1400	1400	80	70	80	40	80	230	160	10	20	80	40	10	10	50

第6-2-6図 各過渡条件における一次+二次+ピーク応力強さの変動

第6-2-19表 一次+二次+ピーク応力強さ(1/2)

評価点 - 2

外荷重による応力			
σx	σt	σr	τxt
488.6	0.0	0.0	0.5

(単位: MPa)

過渡条件	熱による応力				圧力による応力				合計応力					主応力			応力強さ		
	σx	σt	σr	τrx	σx	σt	σr	τrx	σx	σt	σr	τxt	τrx	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1A11	34.5	21.8	3.3	-4.8	14.4	15.9	1.3	-1.9	537.6	37.7	4.7	0.5	-6.7	537.7	37.7	4.6	500.0	33.1	-533.1
1A12	91.7	33.3	9.5	-14.1	83.7	91.8	7.8	-11.0	664.1	125.1	17.3	0.5	-25.1	665.0	125.1	16.3	539.9	108.8	-648.7
*0	59.9	3.3	6.5	-9.8	83.7	91.8	7.8	-11.0	632.3	95.2	14.3	0.5	-20.8	633.0	95.2	13.6	537.8	81.5	-619.3
1B13	-15.1	-16.0	-1.4	2.0	0.0	0.0	0.0	0.0	473.6	-16.0	-1.4	0.5	2.0	473.6	-16.0	-1.4	489.6	-14.6	-475.0
1C12	60.2	3.3	6.6	-9.9	82.9	90.9	7.7	-10.9	631.8	94.2	14.3	0.5	-20.8	632.5	94.2	13.6	538.2	80.6	-618.9
1C15	100.9	35.7	10.4	-15.3	84.1	92.3	7.8	-11.0	673.6	128.0	18.2	0.5	-26.4	674.7	128.0	17.1	546.7	110.8	-657.5
*100	61.7	3.0	6.8	-10.4	83.7	91.8	7.8	-11.0	634.0	94.8	14.6	0.5	-21.3	634.8	94.8	13.9	540.0	80.9	-620.9
1D11	62.2	3.4	6.9	-10.4	84.7	92.9	7.9	-11.1	635.5	96.3	14.8	0.5	-21.5	636.3	96.3	14.0	540.0	82.3	-622.3
1D14	23.4	-27.6	3.3	-5.2	83.1	91.2	7.7	-10.9	595.2	63.6	11.0	0.5	-16.2	595.7	63.6	10.6	532.1	53.0	-585.1
1E11	61.7	3.1	6.8	-10.3	82.7	90.7	7.7	-10.9	633.0	93.8	14.5	0.5	-21.2	633.7	93.8	13.8	539.9	80.0	-619.9
1E12	69.7	9.4	7.6	-11.4	84.2	92.4	7.8	-11.1	642.6	101.9	15.4	0.5	-22.4	643.4	101.9	14.6	541.5	87.3	-628.8
1F11	61.8	3.1	6.9	-10.4	85.1	93.4	7.9	-11.2	635.6	96.4	14.8	0.5	-21.6	636.3	96.4	14.0	539.9	82.4	-622.3
1F12	53.2	-3.7	6.1	-9.2	82.3	90.3	7.7	-10.8	624.2	86.6	13.7	0.5	-20.1	624.8	86.6	13.1	538.2	73.6	-611.8
1G11	66.4	6.6	7.3	-11.0	87.3	95.8	8.1	-11.5	642.3	102.4	15.4	0.5	-22.4	643.1	102.4	14.6	540.7	87.8	-628.5
1G14	21.1	-29.2	3.1	-5.0	78.5	86.1	7.3	-10.3	588.3	57.0	10.4	0.5	-15.3	588.7	57.0	10.0	531.7	46.9	-578.6
1H11	65.7	6.1	7.2	-10.9	85.5	93.9	8.0	-11.2	639.8	99.9	15.2	0.5	-22.1	640.6	99.9	14.4	540.7	85.5	-626.2
1H12	59.5	1.2	6.6	-10.1	81.8	89.8	7.6	-10.8	630.0	91.0	14.2	0.5	-20.8	630.7	91.0	13.5	539.6	77.5	-617.1
1I11	9.4	0.5	1.0	-1.5	0.0	0.0	0.0	0.0	498.1	0.5	1.0	0.5	-1.5	498.1	0.5	1.0	497.5	-0.5	-497.1
1I13	-31.5	-31.4	-2.7	3.8	0.0	0.0	0.0	0.0	457.1	-31.4	-2.7	0.5	3.8	457.2	-31.4	-2.7	488.5	-28.6	-459.9
1J11	61.4	4.5	6.7	-10.0	83.7	91.8	7.8	-11.0	633.7	96.3	14.5	0.5	-21.0	634.4	96.3	13.7	538.1	82.6	-620.7
1J14	65.0	7.3	7.0	-10.5	83.7	91.8	7.8	-11.0	637.4	99.1	14.8	0.5	-21.5	638.1	99.1	14.1	539.0	85.1	-624.0
1K11	51.7	-3.5	5.8	-8.8	83.7	91.8	7.8	-11.0	624.0	88.3	13.6	0.5	-19.8	624.7	88.3	13.0	536.4	75.4	-611.7
1K13	58.4	2.1	6.4	-9.6	83.7	91.8	7.8	-11.0	630.8	93.9	14.2	0.5	-20.6	631.5	93.9	13.5	537.6	80.4	-618.0
1L12	-23.6	-63.6	-1.0	0.9	80.7	88.6	7.5	-10.6	545.7	24.9	6.5	0.5	-9.7	545.9	24.9	6.4	521.0	18.6	-539.5
1L14	71.9	11.7	7.7	-11.6	83.0	91.1	7.7	-10.9	643.6	102.8	15.5	0.5	-22.5	644.4	102.8	14.7	541.6	88.1	-629.7
1L22	77.2	17.3	8.1	-12.0	84.2	92.4	7.8	-11.1	650.1	109.7	15.9	0.5	-23.1	650.9	109.7	15.1	541.2	94.6	-635.9
1L24	58.3	1.9	6.4	-9.6	82.7	90.8	7.7	-10.9	629.7	92.6	14.1	0.5	-20.5	630.4	92.6	13.4	537.7	79.2	-616.9
2A11	65.5	5.9	7.2	-10.9	96.2	105.5	9.0	-12.6	650.4	111.5	16.1	0.5	-23.5	651.2	111.5	15.3	539.8	96.2	-635.9
2A12	10.1	-37.9	2.2	-3.6	70.1	76.9	6.5	-9.2	568.8	39.0	8.7	0.5	-12.8	569.1	39.0	8.4	530.1	30.6	-560.7
2B12	68.9	8.4	7.5	-11.3	94.0	103.1	8.7	-12.3	651.4	111.5	16.2	0.5	-23.6	652.3	111.5	15.4	540.8	96.2	-637.0
2B13	61.2	2.2	6.8	-10.2	79.8	87.6	7.4	-10.5	629.7	89.8	14.2	0.5	-20.7	630.4	89.8	13.5	540.6	76.3	-616.9
2C11	62.2	3.3	6.9	-10.4	84.2	92.4	7.8	-11.1	635.1	95.8	14.7	0.5	-21.5	635.8	95.8	14.0	540.0	81.8	-621.8
2C12	-18.9	-60.6	-0.5	0.2	71.3	78.2	6.6	-9.4	541.0	17.6	6.2	0.5	-9.2	541.2	17.6	6.0	523.6	11.6	-535.2
2D11	61.5	2.8	6.8	-10.3	83.5	91.6	7.8	-11.0	633.6	94.4	14.6	0.5	-21.3	634.3	94.4	13.9	539.9	80.5	-620.5
2D12	-25.0	-65.3	-1.0	1.0	72.0	79.0	6.7	-9.5	535.6	13.7	5.6	0.5	-8.4	535.7	13.7	5.5	522.0	8.2	-530.2

第6-2-19表 一次+二次+ピーク応力強さ(2/2)

評価点 - 2

外荷重による応力			
σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
488.6	0.0	0.0	0.5

(単位 : MPa)

過渡条件	熱による応力				圧力による応力				合計応力					主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
2D21	61.5	2.8	6.8	-10.3	83.1	91.2	7.7	-10.9	633.3	94.1	14.6	0.5	-21.3	634.0	94.1	13.8	540.0	80.2	-620.2
2D23	-67.3	-98.3	-4.9	6.6	58.1	63.8	5.4	-7.6	479.5	-34.6	0.5	0.5	-1.1	479.5	-34.6	0.5	514.1	-35.1	-479.0
2D33	-111.9	-135.0	-9.1	12.5	66.1	72.6	6.2	-8.7	442.9	-62.4	-3.0	0.5	3.8	442.9	-62.4	-3.0	505.3	-59.4	-446.0
2D35	58.9	0.8	6.6	-10.0	81.7	89.7	7.6	-10.7	629.3	90.5	14.2	0.5	-20.7	630.0	90.5	13.5	539.5	77.0	-616.5
2E11	60.3	1.9	6.7	-10.2	73.7	80.9	6.9	-9.7	622.7	82.8	13.6	0.5	-19.9	623.4	82.8	12.9	540.6	69.9	-610.4
2E13	-78.0	-108.1	-6.0	8.1	17.2	18.9	1.6	-2.3	427.8	-89.2	-4.4	0.5	5.8	427.9	-89.2	-4.5	517.2	-84.7	-432.4
2F11	61.5	2.8	6.8	-10.3	82.8	90.8	7.7	-10.9	632.9	93.6	14.5	0.5	-21.2	633.7	93.6	13.8	540.0	79.8	-619.9
2F13	-59.1	-92.0	-4.2	5.5	57.6	63.2	5.4	-7.6	487.1	-28.8	1.2	0.5	-2.1	487.1	-28.8	1.2	515.9	-30.0	-485.9
2G11	57.3	-0.5	6.4	-9.8	81.6	89.5	7.6	-10.7	627.5	89.0	14.0	0.5	-20.5	628.2	89.0	13.3	539.1	75.7	-614.8
2G13	-51.0	-86.1	-3.5	4.5	79.9	87.7	7.4	-10.5	517.6	1.7	3.9	0.5	-6.0	517.7	1.7	3.9	516.0	-2.2	-513.8
2H11	88.5	27.5	9.1	-13.4	90.8	99.6	8.5	-11.9	667.9	127.2	17.6	0.5	-25.3	668.9	127.2	16.6	541.8	110.6	-652.3
2H15	-1.6	-46.3	1.1	-2.0	73.9	81.1	6.9	-9.7	560.9	34.8	7.9	0.5	-11.7	561.2	34.8	7.7	526.4	27.1	-553.5
2I11	55.3	-0.4	6.1	-9.2	82.8	90.9	7.7	-10.9	626.7	90.5	13.8	0.5	-20.1	627.4	90.5	13.2	536.9	77.4	-614.2
2I14	17.5	-29.1	2.5	-4.1	71.4	78.3	6.6	-9.4	577.5	49.2	9.2	0.5	-13.4	577.8	49.2	8.9	528.6	40.3	-568.9
2J14	47.2	6.4	5.1	-7.6	93.2	102.3	8.7	-12.2	629.0	108.6	13.7	0.5	-19.8	629.7	108.6	13.1	521.1	95.5	-616.6
2J16	-21.7	-26.3	-1.9	2.7	10.6	11.7	1.0	-1.4	477.6	-14.6	-0.9	0.5	1.3	477.6	-14.6	-0.9	492.2	-13.7	-478.5

第6-2-20表 一次+二次+ピーク応力強さ(1/2)

評価点 - 6

外荷重による応力			
σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
79.8	0.0	0.0	0.4

(単位: MPa)

過渡条件	熱による応力				圧力による応力				合計応力					主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
1A11	13.3	36.1	20.8	11.0	6.2	9.6	0.0	0.0	99.4	45.7	20.8	0.4	11.0	100.9	45.7	19.3	55.1	26.5	-81.6
*0	-54.6	107.6	118.2	62.7	36.0	55.8	0.1	0.0	61.2	163.4	118.3	0.4	62.7	20.8	163.4	158.6	-142.5	4.8	137.7
1B14	-6.1	-4.0	0.5	0.3	0.0	0.0	0.0	0.0	73.8	-4.0	0.5	0.4	0.3	73.8	-4.0	0.5	77.8	-4.5	-73.3
1C13	-35.3	131.9	122.3	64.9	36.2	56.2	0.1	0.0	80.8	188.1	122.4	0.4	64.9	33.5	188.1	169.7	-154.6	18.4	136.3
1C17	-41.5	135.9	130.3	69.2	36.0	55.8	0.1	0.0	74.3	191.7	130.4	0.4	69.2	27.7	191.7	177.0	-164.0	14.8	149.3
*100	-59.2	127.0	132.5	70.3	36.0	55.8	0.1	0.0	56.6	182.8	132.6	0.4	70.3	14.6	182.8	174.5	-168.2	8.3	159.9
1D12	-83.8	99.1	128.7	68.3	35.8	55.5	0.1	0.0	31.9	154.6	128.7	0.4	68.3	-3.5	154.6	164.1	-158.1	-9.5	167.5
1D16	-73.6	101.3	122.7	65.2	36.0	55.8	0.1	0.0	42.2	157.1	122.8	0.4	65.2	5.9	157.1	159.1	-151.2	-2.0	153.2
1E11	-58.7	125.1	131.1	69.6	35.5	55.1	0.1	0.0	56.7	180.2	131.2	0.4	69.6	15.0	180.3	172.8	-165.2	7.4	157.8
1E12	-53.9	130.0	131.2	69.6	36.2	56.2	0.1	0.0	62.1	186.1	131.3	0.4	69.6	18.9	186.1	174.4	-167.2	11.7	155.5
1F11	-59.2	127.0	132.5	70.3	36.6	56.7	0.1	0.0	57.2	183.8	132.6	0.4	70.3	15.1	183.8	174.7	-168.7	9.1	159.6
1F12	-64.2	121.9	132.4	70.3	35.4	54.9	0.1	0.0	51.0	176.8	132.5	0.4	70.3	10.5	176.8	173.0	-166.3	3.8	162.5
1G13	-83.7	101.6	131.1	69.6	33.5	52.0	0.1	0.0	29.6	153.6	131.2	0.4	69.6	-5.8	153.6	166.6	-159.3	-13.0	172.3
1G16	-72.6	99.7	121.0	64.2	36.0	55.8	0.1	0.0	43.2	155.5	121.1	0.4	64.2	7.0	155.5	157.2	-148.4	-1.8	150.2
1H11	-57.2	129.1	132.5	70.3	36.8	57.0	0.1	0.0	59.4	186.1	132.6	0.4	70.3	16.7	186.1	175.3	-169.4	10.9	158.5
1H12	-60.3	125.8	132.5	70.3	35.2	54.6	0.1	0.0	54.7	180.4	132.6	0.4	70.3	13.2	180.4	174.0	-167.2	6.4	160.8
1I11	-8.1	16.1	17.8	9.5	0.0	0.0	0.0	0.0	71.7	16.1	17.8	0.4	9.5	73.4	16.0	16.2	57.3	-0.2	-57.1
1I13	-32.6	-9.4	13.3	7.1	0.0	0.0	0.0	0.0	47.3	-9.4	13.3	0.4	7.1	48.7	-9.4	11.9	58.1	-21.2	-36.8
1J12	-52.8	109.6	118.4	62.8	36.0	55.8	0.1	0.0	63.0	165.4	118.5	0.4	62.8	22.1	165.4	159.4	-143.3	6.0	137.3
1J15	-52.2	112.1	120.0	63.6	36.0	55.8	0.1	0.0	63.6	167.9	120.0	0.4	63.6	22.2	167.9	161.4	-145.7	6.5	139.2
1K11	-60.7	104.7	119.9	63.6	36.0	55.8	0.1	0.0	55.1	160.5	120.0	0.4	63.6	16.1	160.5	158.9	-144.4	1.6	142.8
1K13	-56.7	106.6	118.4	62.8	36.0	55.8	0.1	0.0	59.1	162.4	118.5	0.4	62.8	19.3	162.4	158.2	-143.0	4.1	138.9
1L12	-108.5	67.7	125.5	66.7	34.7	53.8	0.1	0.0	6.1	121.5	125.5	0.4	66.7	-23.7	121.5	155.3	-145.2	-33.9	179.1
1L15	-51.4	125.7	127.0	67.4	35.6	55.2	0.1	0.0	64.0	180.9	127.0	0.4	67.4	21.2	180.9	169.9	-159.7	11.0	148.8
1L22	-43.7	116.3	116.9	62.0	36.2	56.2	0.1	0.0	72.3	172.5	117.0	0.4	61.9	28.8	172.5	160.5	-143.7	12.0	131.7
1L24	-56.2	109.0	119.9	63.6	35.5	55.1	0.1	0.0	59.2	164.2	120.0	0.4	63.6	19.1	164.2	160.1	-145.1	4.0	141.0
2A11	-57.3	128.9	132.5	70.3	41.3	64.1	0.1	0.0	63.8	193.1	132.6	0.4	70.3	19.9	193.1	176.5	-173.1	16.6	156.6
2A12	-88.0	97.3	132.4	70.4	30.1	46.7	0.1	0.0	22.0	144.0	132.5	0.4	70.4	-12.3	144.0	166.7	-156.3	-22.7	179.0
2B11	-59.2	127.0	132.5	70.3	36.3	56.3	0.1	0.0	56.9	183.2	132.6	0.4	70.3	14.8	183.2	174.6	-168.4	8.6	159.8
2B13	-59.8	119.3	128.7	68.3	34.3	53.2	0.1	0.0	54.3	172.6	128.8	0.4	68.3	13.7	172.6	169.4	-158.8	3.2	155.6
2C11	-59.0	127.2	132.5	70.3	36.2	56.2	0.1	0.0	57.0	183.4	132.6	0.4	70.3	15.0	183.4	174.6	-168.4	8.7	159.7
2C12	-104.6	80.5	132.2	70.4	30.6	47.5	0.1	0.0	5.9	128.0	132.3	0.4	70.4	-25.5	128.0	163.7	-153.5	-35.7	189.2
2D11	-59.3	126.9	132.5	70.3	35.9	55.7	0.1	0.0	56.4	182.5	132.6	0.4	70.3	14.5	182.5	174.5	-168.0	8.1	160.0
2D13	-111.4	74.0	131.1	69.7	31.0	48.2	0.1	0.0	-0.5	122.1	131.2	0.4	69.7	-30.5	122.1	161.2	-152.7	-39.0	191.7
2D21	-59.3	126.9	132.5	70.3	35.7	55.4	0.1	0.0	56.2	182.3	132.6	0.4	70.3	14.4	182.3	174.4	-167.9	7.9	160.1

第6-2-20表 一次+二次+ピーク応力強さ(2/2)

評価点 - 6

外荷重による応力			
σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}
79.8	0.0	0.0	0.4

(単位 : MPa)

過渡条件	熱による応力				圧力による応力				合計応力					主応力			応力強さ		
	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{rx}	σ_x	σ_t	σ_r	τ_{xt}	τ_{rx}	S1	S2	S3	S12	S23	S31
2D23	-137.0	48.3	130.1	69.2	25.0	38.7	0.1	0.0	-32.2	87.0	130.1	0.4	69.2	-57.7	87.0	155.6	-144.7	-68.6	213.3
2D31	-166.3	15.9	123.5	65.7	27.0	41.8	0.1	0.0	-59.5	57.7	123.6	0.4	65.7	-80.7	57.7	144.7	-138.4	-87.0	225.4
2D35	-60.5	125.6	132.5	70.3	35.1	54.5	0.1	0.0	54.4	180.1	132.6	0.4	70.3	13.0	180.1	174.0	-167.0	6.1	160.9
2E11	-60.0	126.2	132.5	70.3	31.7	49.2	0.1	0.0	51.5	175.4	132.6	0.4	70.3	10.9	175.4	173.2	-164.5	2.2	162.3
2E12	-151.8	28.7	121.8	64.8	7.7	11.9	0.0	0.0	-64.3	40.6	121.9	0.4	64.8	-84.6	40.6	142.2	-125.2	-101.6	226.8
2F11	-59.3	126.9	132.5	70.3	35.6	55.2	0.1	0.0	56.1	182.1	132.6	0.4	70.3	14.3	182.1	174.4	-167.8	7.7	160.1
2F13	-131.2	54.0	130.7	69.5	24.7	38.4	0.1	0.0	-26.7	92.4	130.7	0.4	69.5	-53.0	92.4	157.0	-145.4	-64.6	210.0
2G11	-61.5	124.6	132.5	70.3	35.1	54.4	0.1	0.0	53.4	179.0	132.6	0.4	70.3	12.3	179.0	173.7	-166.7	5.3	161.4
2G12	-129.2	55.0	128.2	68.1	33.7	52.3	0.1	0.0	-15.7	107.3	128.3	0.4	68.1	-42.8	107.3	155.4	-150.1	-48.1	198.2
2H12	-35.2	115.6	110.4	58.5	38.8	60.2	0.1	0.0	83.4	175.7	110.5	0.4	58.5	36.9	175.7	156.9	-138.8	18.8	120.0
2H15	-92.7	86.4	128.4	68.3	31.8	49.3	0.1	0.0	18.9	135.7	128.5	0.4	68.3	-13.8	135.7	161.3	-149.5	-25.6	175.1
2I11	-57.3	104.8	118.1	62.6	35.6	55.2	0.1	0.0	58.1	160.0	118.2	0.4	62.6	18.7	160.1	157.6	-141.4	2.5	138.9
2I12	-75.0	85.1	114.7	60.8	33.1	51.4	0.1	0.0	37.9	136.4	114.7	0.4	60.8	4.4	136.4	148.2	-132.0	-11.8	143.8
2J12	10.2	43.6	28.5	15.1	4.6	7.1	0.0	0.0	94.6	50.7	28.5	0.4	15.1	97.9	50.7	25.2	47.3	25.5	-72.7
2J15	-36.8	76.1	83.0	44.2	18.6	28.8	0.0	0.0	61.6	104.9	83.0	0.4	44.2	26.8	104.9	117.8	-78.1	-12.9	91.0

重大事故等クラス 2 容器の強度計算書

工事計画届出添付資料 6-3-3

川内原子力発電所第 2 号機

目 次

	頁
1. 原子炉冷却系統施設の重大事故等クラス 2 容器の強度計算書 ……	6 (2) - 3 - 3 - 1
(1) 原子炉容器の強度計算書 ……………	6 (2) - 3 - 3 - 2
2. 計測制御系統施設の重大事故等クラス 2 容器の強度計算書 ……	6 (2) - 3 - 3 - 4
(1) 原子炉容器の強度計算書 ……………	6 (2) - 3 - 3 - 5

1. 原子炉冷却系統施設の
重大事故等クラス 2 容器の強度計算書

(1) 原子炉容器の強度計算書

原子炉容器の強度計算結果

原子炉容器は、計測制御系統施設の重大事故等クラス 2 容器として兼用する機器であるため、重大事故等クラス 2 容器としての出口管台及び出口管台セーフエンドの強度計算は本資料の 2.(1)「原子炉容器の強度計算書」による。

2. 計測制御系統施設の
重大事故等クラス 2 容器の強度計算書

(1) 原子炉容器の強度計算書

原子炉容器の強度計算結果

原子炉容器は、原子炉本体のクラス1容器を、計測制御系統施設の重大事故等クラス2容器として兼用する機器である。

原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドは、クラス1容器としては、資料6-3-2「クラス1容器の強度計算書」に評価結果があり、強度が十分であることを確認している。

原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドは、資料6-2-3「重大事故等クラス2容器の強度計算方法」の2項に示すとおり、資料6-3-2「クラス1容器の強度計算書」における評価結果にてクラス1容器としての強度が十分であることを確認することにより、重大事故等クラス2容器として要求される強度が十分であることを確認できる。

以上のことから、原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドの重大事故等クラス2容器として要求される強度は十分である。

計算機プログラム（解析コード）の概要

目 次

	頁
1. はじめに	6 (2) - 別紙 - 1
2. 解析コードの概要	6 (2) - 別紙 - 1
(1) ABAQUS	6 (2) - 別紙 - 1

1. はじめに

本資料は、資料 6「強度に関する説明書」において使用した解析コードについて説明するものである。

2. 解析コードの概要

(1) ABAQUS

(出口管台及び出口管台セーフエンド)

項目 \ コード名	ABAQUS
開発機関	ダッソー・システムズ社 (旧 HKS (Hibbitt, Karlsson & Sorensen)社)
開発時期	1978 年
使用したバージョン	Ver.6.12-3
使用目的	2次元軸対称有限要素法 (ソリッド要素) による応力解析
コードの概要	<p>米国HKS社によって開発され、現在はダッソー・システムズ (株) によって保守されている有限要素法による構造解析用汎用コードである。</p> <p>応力解析、熱応力解析、伝熱解析などを行うことができ、特に非線形解析が容易に行えることが特徴であり、多くの民間・国立研究所、大学及び産業界で利用されている実績を持つ。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>ABAQUS Ver.6.12-3は汎用市販コードであり、クラス1容器である原子炉容器出口管台及び出口管台セーフエンドの2次元軸対称有限要素法 (ソリッド要素) による応力解析に使用している。</p> <p>【検証(Verification)】</p> <p>本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・材料力学分野における一般的知見により解を求めることができる体系について応力解析 (2次元軸対称有限要素法 (ソリッド要素) による線形解析機能による応力解析) を行い、解析解が理論モデルによる理論解と一致することを確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。

<p style="text-align: center;"> 検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation) </p>	<p>【妥当性確認(Validation)】</p> <p>本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードは、自動車、航空宇宙、防衛、工業製品、学術研究などの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は十分に確認されている。 ・今回の届出で行う解析と類似する三菱重工業株式会社が実施した配管ティー継手を対象とした3次元有限要素法（ソリッド要素）を用いた応力解析の事例がある。 <p style="text-align: center;">(PVP2012-78686 : COMPARISON BETWEEN PRESSURE TESTS AND SIMULATIONS FOR THICKNESS MANAGEMENT OF WALL THINNING T-JOINTS)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・開発機関が提示するマニュアルにより、今回の届出で使用する2次元軸対称有限要素法（ソリッド要素）による応力解析に本解析コードが適用できることを確認している。 ・検証の体系と今回の届出で使用する体系が同等であることから、解析解と理論解の一致をもって、解析機能の妥当性も確認できる。 ・今回の届出で行う2次元軸対称有限要素法（ソリッド要素）による応力解析の用途、適用範囲が、上述の妥当性確認範囲内にあることを確認している。
--	---

別添

原子炉冷却材圧力バウンダリに属する
配管に対するLBB成立性評価結果に関する説明書

目 次

	頁
1. 概 要	6 (2) - 別添 - 1
2. LBB成立性評価結果	6 (2) - 別添 - 1

1. 概 要

本資料は、原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対する破断前漏えい（以下「LBB」という。）成立性評価を行い、資料6-2-2「クラス1容器の強度計算方法」で示す運転状態IVの強度評価における「IV-a 1次冷却材喪失事故」事象において配管の破断を想定する最大配管口径が3B以下であることの妥当性を説明するものである。

2. LBB成立性評価結果

LBB成立性評価は、平成29年5月15日付け原規規発第1705153号にて認可された工事計画の添付資料6「強度に関する説明書」の別添1「原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対するLBB成立性評価結果に関する説明書」から、地震荷重、1次冷却設備の構成、材料、寸法、質量等の緒元に変更ないことから、同評価結果から変更はない。なお、LBB成立性評価の前提条件の確認として、クラス1機器の応力腐食割れの発生防止対策については、本工事計画の資料3「クラス1機器の応力腐食割れ対策に関する説明書」による。

したがって、資料6-2-2「クラス1容器の強度計算方法」の運転状態IVの強度評価における「IV-a 1次冷却材喪失事故」の事象として、漏えい又は呼び径3B以下の配管の破断を想定する。

原子炉容器の脆性破壊防止に関する説明書

工事計画届出添付資料 7

川内原子力発電所第2号機

目 次

	頁
1. 概要	7(2) - 1
2. 基本方針	7(2) - 1
3. 脆性破壊防止に対する設計	7(2) - 2
3.1 原子炉容器に使用する材料	7(2) - 2
4. 評価	7(2) - 2
4.1 評価方針	7(2) - 2
4.2 評価対象となる材料の抽出	7(2) - 3
4.3 破壊靱性の評価方法	7(2) - 4
4.4 評価結果	7(2) - 10

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則」(平成 25 年 6 月 28 日 原子力規制委員会規則第 6 号)(以下「技術基準規則」という。)第 14 条第 2 項及び第 54 条第 1 項第 1 号並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則の解釈(以下「解釈」という。)」に基づき、設計基準対象施設としての原子炉容器の破壊靱性及び想定される重大事故等が発生した場合に、原子炉容器が重大事故等に対処するために流路としての機能を有効に発揮できることを確認するため、破壊靱性に対する評価について説明するものである。あわせて、技術基準規則第 17 条第 1 項第 1 号及び第 55 条第 1 項第 2 号並びにそれらの解釈に対して、原子炉容器の材料が適切である事を説明する。

今回、設計基準対象設備としての原子炉容器について、出口管台厚さの設計確認値を変更することから、改めて設計基準対象設備としての原子炉容器出口管台の破壊靱性に対する評価について説明する。なお、重大事故等対処設備としての原子炉容器の破壊靱性に対する評価については、評価対象の炉心領域部に変更はないことから、平成 27 年 12 月 14 日付け原規規発第 1512143 号にて認可された工事計画の添付資料 2「原子炉容器の脆性破壊防止に関する説明書」から変更はない。

2. 基本方針

原子炉容器に使用する材料は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において使用される圧力、温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な破壊靱性を有する設計とする。

原子炉容器に使用する材料は、中性子照射の影響を考慮した最低試験温度を確認し、適切な破壊靱性を維持できるよう、保安規定に 1 次冷却材温度及び圧力の制限範囲を設定することを定めて、原子炉容器の脆性破壊を防止するよう管理する。

放射線に対する影響については、中性子照射量が他部位に比べ 1 桁以上多い下部胴で代表して評価するため、原子炉容器出口管台の評価においては平成 27 年 12 月 14 日付け原規規発第 1512143 号にて認可された工事計画の添付資料 2「原子炉容器の脆性破壊防止に関する説明書」から変更はない。

原子炉容器の脆性破壊防止以外の温度、荷重その他の使用条件に対して健全性を維持することについては、資料 4「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件下における健全性に関する説明書」に示している。

3. 脆性破壊防止に対する設計

3.1 原子炉容器に使用する材料

技術基準規則第 17 条を踏まえ、原子炉容器に使用する材料は、強度と靱性に優れた低合金鋼の鋼板及び鍛鋼品で構成し、1 次冷却材と接触する原子炉容器内面部分はステンレス鋼で肉盛りし、耐食性を向上させた設計とする。原子炉容器は脆性破壊防止の観点から、最低使用温度を設定し、適切な温度で使用する。

4. 評価

4.1 評価方針

技術基準規則第 14 条への適合性を確認するため、技術基準規則第 14 条の解釈に示される「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 JEAC4206－2007」(日本電気協会)(以下「JEAC4206－2007」という。)の手法を用いて、評価を行う。

設計基準対象施設としては、供用状態 A 及び供用状態 B で考慮している設計過渡条件において、原子炉容器の材料に脆性破壊が生じるおそれがないことを、JEAC4206－2007 附属書 A に基づき、施設時の落重試験方法に応じて、必要関連温度が材料の関連温度を上回っていることで確認する。

試験状態については、JEAC4206－2007 附属書 A に基づき、施設時の落重試験方法に応じて、最低試験温度を確認する。

供用状態 C 及び供用状態 D の評価については、評価対象である炉心領域部に変更がないことから、平成 27 年 12 月 14 日付け原規規発第 1512143 号にて認可された工事計画の添付資料 2「原子炉容器の脆性破壊防止に関する説明書」から変更はない。

また、原子炉容器の材料の上部棚吸収エネルギーの評価についても、評価対象である炉心領域部に変更がないことから、平成 27 年 12 月 14 日付け原規規発第 1512143 号にて認可された工事計画の添付資料 2「原子炉容器の脆性破壊防止に関する説明書」から変更はない。

4.2 評価対象となる材料の抽出

「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版(2007年追補版を含む))
＜第I編 軽水炉規格＞JSME S NC1-2005/2007」(日本機械学会)(以下「JSME S NC1」という。)に基づいて、評価対象となる材料を抽出する。

評価対象となる材料は、原子炉容器を構成する材料のうち、耐圧部を構成する材料であり、かつ、JSME S NC1 PVB-2311に示される脆性破壊が生じにくい板厚、断面積、外径及び指定材料等の条件により、破壊靱性試験が必要となる材料を全て抽出し、評価を行う。評価対象となる材料を第1表に示す。

第1表 原子炉容器の材料(耐圧部材)

名 称	材 料	備 考 ^(注)
出 口 管 台	SFVV3 相当 (ASME SA508 Class3)	t>16mm

(注)t:材料の厚さ

4.3 破壊靱性の評価方法

原子炉容器の耐圧部材料に使用される低合金鋼はフェライト鋼であり、脆性破壊が懸念される材料であることから、評価においては破壊力学を適用する。破壊力学では、欠陥の先端近傍の応力場の強さを応力拡大係数で表し、応力拡大係数が破壊靱性を超えると破壊すると判断する。原子炉容器の材料の評価に当たっては、保守的に欠陥が存在するものと仮定し、欠陥の先端に生じる欠陥の進展力(応力拡大係数)を、供用期間中に想定される圧力・温度条件等から算出する。破壊靱性については、落重試験及び衝撃試験から得られる関連温度(RT_{NDT})が金属温度と関数の関係にあることから、関連温度を用いて各温度の破壊靱性を算出する。

また、経年劣化事象により破壊靱性の低下が懸念される部位については、供用期間中における劣化を考慮した評価を行う。軽水炉における材料の破壊靱性の低下を伴う劣化事象としては、熱時効と中性子照射脆化が挙げられる。熱時効については、原子炉容器の材料である低合金鋼に対する影響を、財団法人発電設備技術検査協会の研究^(注)において検証されており、有意な劣化事象ではない。一方、中性子照射脆化については、JEAC4201-2007/2013において監視試験の対象となる中性子照射量 10^{17} (n/cm^2 , $E > 1MeV$) 以上となる炉心領域部が含まれるため、考慮が必要である。ただし、中性子照射脆化は 4.1「評価方針」の通り炉心領域部で代表するため、出口管台が対象の本工事計画では評価対象外とする。

(注) プラント長寿命化技術開発 低合金鋼・ステンレス鋼等腐食環境材料試験(低合金鋼・ステンレス鋼)(PWR)(平成6年3月 財団法人 発電設備技術検査協会)

4.3.1 原子炉容器の最低使用温度

原子炉容器の最低使用温度は、設置環境(格納容器内)、使用材料の関連温度等を総合的に考慮し、 \blacksquare °Cに設定している。原子炉容器が \blacksquare °Cを下回らないように、燃料取替用水の管理水温等を設計する。

4.3.2 供用状態 A、供用状態 B 及び試験状態の破壊靱性に対する評価方法

JEAC4206-2007 FB-4100に基づき、供用状態 A 及び供用状態 B については、参照破壊靱性と各過渡状態において材料に生じる応力拡大係数の接点から求められる必要関連温度の最低値が、材料の関連温度(初期)を上回っていることを確認する。

また、試験状態については最低試験温度を求め、脆性破壊が生じるおそれのない試験温度を確認する。

4.3.2.1 参照破壊靱性を表す式

供用状態 A、供用状態 B 及び試験状態における破壊靱性を評価するため、JEAC4206-2007 附属書 A の参照破壊靱性(K_{IR})の曲線を用いる。

参照破壊靱性を表わす式は、施設時^(注)の規格要求である 2 パスビード法による落重試験の場合に適用する(4.1)式を用いる。

$$K_{IR} = 29.43 + 1.344 \exp \{0.0261 (T - RT_{NDT} + 88.9)\} \dots\dots (4.1)$$

K_{IR} : 参照破壊靱性(MPa \sqrt{m})
T : 金属温度(°C)
 RT_{NDT} : 材料の関連温度(°C)

(注)昭和 58 年 5 月 27 日付け 57 資庁第 17558 号にて認可された工事計画による。

4.3.2.2 応力拡大係数の計算

応力拡大係数は、材料に欠陥の存在を想定した場合、過渡時の温度・圧力変化による欠陥の進展力を係数で表す。

供用状態 A、供用状態 B 及び試験状態における応力拡大係数は、資料 6-3-2「クラス 1 容器の強度計算書」において有限要素法により算出した膜応力及び曲げ応力を基に算出する。

(1) 最大仮想欠陥

JEAC4206-2007 附属書 A より、仮想欠陥は最大応力に垂直な鋭い半だ円形の表面欠陥とし、各材料の板厚 t に対して、以下の深さ及び長さの欠

陥を想定する。

- a. $60\text{mm} \leq t \leq 100\text{mm}$ の断面： 仮想欠陥深さ 25mm、長さ 150mm
- b. $100\text{mm} \leq t \leq 300\text{mm}$ の断面： 仮想欠陥深さ $1/4t$ 、長さ $1.5t$
- c. $t > 300\text{mm}$ の断面： 仮想欠陥深さ 75mm、長さ 450mm

評価においては、応力が最大となり得る構造不連続部付近で複数の評価点・方向(軸又は周方向)の想定欠陥に対し応力評価を実施し、その中で応力拡大係数が最大となる想定欠陥を評価対象とする。

なお、評価範囲は出口管台厚さの設計確認値を変更する出口管台と出口管台セーフエンドの溶接部近傍とする。

(2) 応力拡大係数の計算式

応力拡大係数については、JEAC4206-2007 附属書 A による。

$$K_I = S_F \cdot K_{Ip} + K_{Iq}$$

供用期間中の耐圧・漏えい試験時： $S_F = 1.5$

それ以外： $S_F = 2$

S_F : 安全係数

$$K_{Ip} = K_{IM} + K_{IB}$$

$$K_{Iq} = K_{Im} + K_{Ib}$$

a. 供用状態 A 及び供用状態 B での応力拡大係数

供用状態 A 及び供用状態 B での応力拡大係数 K_I は次式で計算する。

$$K_I = 2K_{IM} + 2K_{IB} + K_{Im} + K_{Ib} \dots\dots\dots(4.2)$$

過渡条件については、運転状態 I 及び運転状態 II の設計過渡条件のうち、圧力が供用前耐圧試験圧力の 20 % を超え、かつ冷却材温度が 100 °C 以下になるものを評価の対象とする。

b. 試験状態での応力拡大係数

試験状態での応力拡大係数 K_I は次式で計算する。

$$K_I = 1.5K_{IM} + 1.5K_{IB} + K_{Im} + K_{Ib} \dots\dots\dots(4.3)$$

ここで、応力拡大係数の算出については、JEAC4206-2007 附属

書 F による。

膜応力が作用する時の応力拡大係数 K_I は、次式で計算する。

$$K_{IM} \text{ 又は } K_{Im} = M_m \times (\text{膜応力}) \cdots \cdots \cdots (4.4)$$

- K_{IM} : 一次膜応力による値 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)
- K_{Im} : 二次膜応力による値 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)
- M_m : 第 1 図で与える係数 ($\sqrt{\text{m}}$)

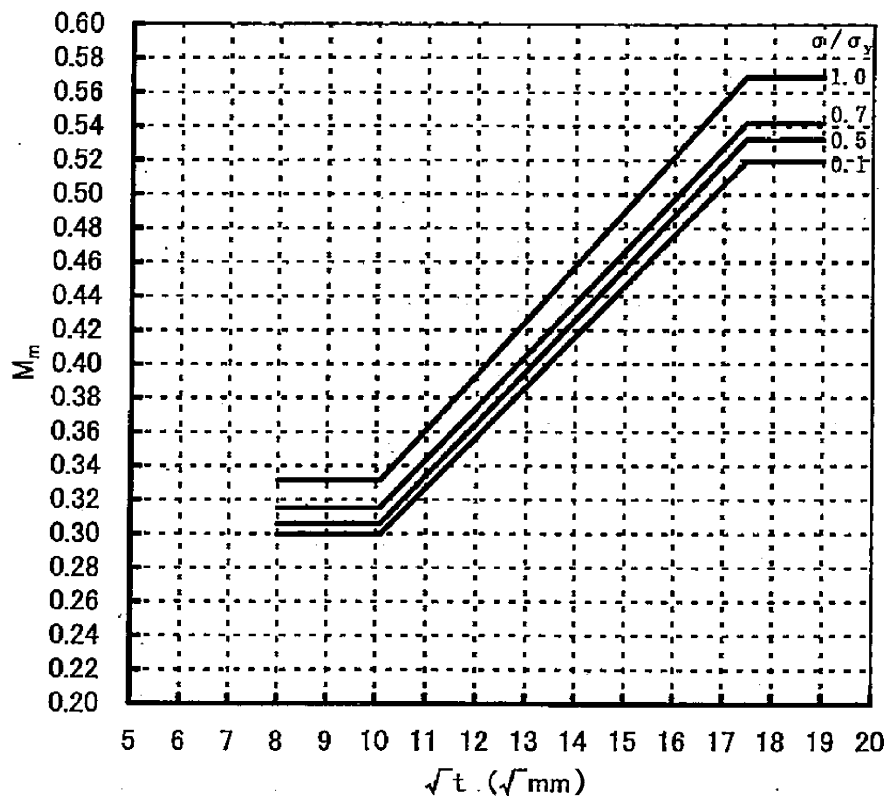
この他に、第 1 図で次の記号を使用している。

- t : 材料の板厚 (mm)
- σ : 実応力 ($\sigma = \sigma_M + \sigma_B + \sigma_m + \sigma_b$) (MPa)
- σ_y : 降伏応力 (MPa)
- σ_M : 一次膜応力 (MPa)
- σ_B : 一次曲げ応力 (MPa)
- σ_m : 二次膜応力 (MPa)
- σ_b : 二次曲げ応力 (MPa)

曲げ応力 (熱応力を含む) が作用する時の応力拡大係数 K_I は、次式で計算する。

$$K_{IB} \text{ 又は } K_{Ib} = M_b \times (\text{曲げ応力}) \cdots \cdots \cdots (4.5)$$

- K_{IB} : 一次曲げ応力による値 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)
- K_{Ib} : 二次曲げ応力による値 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)
- M_b : $M_b = 2/3M_m (\sqrt{\text{m}})$



第 1 図 M_m と厚さの関係

4.3.2.3 判定基準(関連温度)

供用状態 A 及び供用状態 B において、材料が適切な破壊靱性を有することを確認するため、判定基準となる関連温度 (RT_{NDT}) を求める。

原子炉容器の材料については、施設時の適用規格に基づく試験方法により関連温度を確認する。評価に当たっては、保守的に材料調達時における設計要求の上限値を関連温度(初期)として用いる。

4.3.2.4 供用状態 A 及び供用状態 B における必要関連温度

脆性破壊は、材料の応力拡大係数 (K_I) が参照破壊靱性 (K_{IR}) より小さい場合には発生しない。参照破壊靱性は、関連温度 (RT_{NDT}) の関数であるため、関連温度を管理することで脆性破壊を防止できる。

必要関連温度 ($RT_{NDT, req}$) は、4.3.2.1「参照破壊靱性を表わす式」に示す式を(4.8)式に変形し、 $K_I = K_{IR}$ において、4.3.2.2「応力拡大係数の計算」により計算する応力拡大係数 (K_I) 及び金属温度 (T) を用いて算出する。

$$RT_{\text{NDT, req}} = T + 88.9 - \frac{1}{0.0261} \ln\left(\frac{K_I - 29.43}{1.344}\right) \dots\dots\dots(4.8)$$

K_I : 応力拡大係数 (MPa \sqrt{m})
 T : 金属温度 (°C)
 $RT_{\text{NDT, req}}$: 必要関連温度 (°C)

4.3.2.5 試験状態における最低試験温度

試験状態に対しては、試験中における脆性破壊を防止するため、
 4.3.2.1「参照破壊靱性を表わす式」に示す式を(4.9)式に変形し、
 $K_I = K_{IR}$ とにおいて、4.3.2.2「応力拡大係数の計算」により計算する応力拡大係数及び4.3.2.3「判定基準(関連温度)」で決定する関連温度を用いて最低試験温度(T_{MIN})を求める。

$$T_{\text{MIN}} = \frac{1}{0.0261} \ln\left(\frac{K_I - 29.43}{1.344}\right) - 88.9 + RT_{\text{NDT}} \dots\dots\dots(4.9)$$

K_I : 応力拡大係数 (MPa \sqrt{m})
 T_{MIN} : 最低試験温度 (°C)
 RT_{NDT} : 材料の関連温度 (°C)

4.4 評価結果

4.4.1 供用状態 A、供用状態 B 及び試験状態における評価結果

4.4.1.1 供用状態 A 及び供用状態 B における評価結果

供用状態 A 及び供用状態 B における原子炉容器の材料の破壊靱性を評価する。

原子炉容器の関連温度は、最低使用温度 ■■■℃より 33 °C 低い^(注) ■■■℃以下とならないよう管理することで、最低使用温度以上では脆性破壊が生じないため、材料調達時に設計要求を ■■■℃以下としていることから、■■■℃を関連温度(初期)とする。

評価対象となる材料の関連温度(RT_{NDT})並びに供用状態 A 及び供用状態 B における各部の材料に対する必要関連温度の最低値を第 2 表に示す。

必要関連温度は、材料の関連温度を上回っている。

(注) Pellini らの研究により、関連温度 + 33 °C より高温では脆性破壊が生じないことが確認されている。

4.4.1.2 試験状態における評価結果

各部の材料に対する最低試験温度を第 3 表に示す。

供用期間中の耐圧・漏えい試験を最低試験温度^(注)以上で実施すれば、破壊靱性の要求を満足する。

(注) 試験温度は、平成 27 年 12 月 14 日付け原規規発第 1512143 号にて認可された工事計画の添付資料 2「原子炉容器の脆性破壊防止に関する説明書」における出口管台以外の部位を含む最低試験温度の中で最も高い温度で実施するよう管理する。

第 2 表 供用状態 A 及び供用状態 B における必要関連温度

名 称	材 料	応力拡大係数 K_{Iapp} (MPa \sqrt{m})	必要関連温度の 最低値 (°C)	材料の関連温度 (°C)
出 口 管 台	SFVV3 相当 (ASME SA508 Class3)	49.0	176	■

第 3 表 最低試験温度

名 称	材 料	応力拡大係数 $K_{Iapp}^{(注)}$ (MPa \sqrt{m})	最低試験温度 (°C)
出 口 管 台	SFVV3 相当 (ASME SA508 Class3)	67.4	28

(注)圧力は、17.16MPa。

設計及び工事に係る品質管理の方法等
に関する説明書

工事計画認可申請添付資料 8

川内玄海原子力発電所第 2 号機

設計及び工事に係る品質管理の方法等

工事計画認可申請添付資料 8-1

川内原子力発電所第 2 号機

目 次

	頁
1. 概 要	8(2) - 1 - 1
2. 基本方針	8(2) - 1 - 1
3. 本工事計画における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等	8(2) - 1 - 3
3.1 設計、工事及び検査に係る組織 (組織内外の部門間の相互関係及び情報伝達含む)	8(2) - 1 - 3 ※2,5
3.1.1 設計に係る組織	8(2) - 1 - 4
3.1.2 工事及び検査に係る組織	8(2) - 1 - 4
3.2 本工事計画における設計、工事及び検査の各段階とその照査	8(2) - 1 - 7
3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用	8(2) - 1 - 7
3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその照査	8(2) - 1 - 7 ※1,3,4
3.3 設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績に係る計画	8(2) - 1 - 11
3.3.1 適合性確認対象設備 ^① に対する要求事項の明確化	8(2) - 1 - 11 ※1,3
3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	8(2) - 1 - 11
3.3.3 本工事計画における設計	8(2) - 1 - 13
(1) 基本設計方針の作成 (設計 1)	8(2) - 1 - 13 ※3
a. 適合性確認対象設備と適用条文の整理	8(2) - 1 - 13
b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成	8(2) - 1 - 14
(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を 確保するための設計 (設計 2)	8(2) - 1 - 15 ※3

^① 適合性確認対象設備:適合性の確保が必要な要求事項への適合性を確保するために必要となる本工事計画の対象設備

a.	基本設計方針の整理	8(2) - 1 - 15
b.	適合性確認対象設備の各条文への適合性を 確保するための設計（対象設備の仕様の決定含む。）	8(2) - 1 - 16
c.	詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理	8(2) - 1 - 20
(3)	設計のアウトプットに対する検証	8(2) - 1 - 22
		※2
(4)	工事計画認可申請（届出）書の作成	8(2) - 1 - 22
a.	要目表の作成	8(2) - 1 - 22
b.	施設ごとの「基本設計方針」及び 「適用基準及び適用規格」の作成	8(2) - 1 - 22
c.	各添付書類の作成	8(2) - 1 - 23
d.	工事計画認可申請（届出）書案のチェック	8(2) - 1 - 23
(5)	工事計画認可申請（届出）書の承認	8(2) - 1 - 24
3.3.4	設計における変更	8(2) - 1 - 24
		※1,2,3
3.4	工事に係る品質管理の方法及びその検査のための方法	8(2) - 1 - 25
3.4.1	本工事計画に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3）	8(2) - 1 - 25
		※1,3,4
3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	8(2) - 1 - 26
3.4.3	適合性確認検査の計画	8(2) - 1 - 26
(1)	適合性確認検査の方法の決定	8(2) - 1 - 27
		※4
3.4.4	検査計画の管理	8(2) - 1 - 31
		※6
3.4.5	適合性確認検査の実施	8(2) - 1 - 31
		※6
(1)	適合性確認検査の検査要領書の作成	8(2) - 1 - 31
(2)	代替検査の確認方法の決定	8(2) - 1 - 31
(3)	適合性確認検査の体制	8(2) - 1 - 33
		※5
(4)	適合性確認検査の実施	8(2) - 1 - 33
3.5	本工事計画における調達管理の方法	8(2) - 1 - 35
3.5.1	供給者の技術的評価	8(2) - 1 - 35
		※5
3.5.2	供給者の選定	8(2) - 1 - 36
		※5

3.5.3 調達製品の調達管理	8(2) - 1 - 36	※2,3,5,6
(1) 調達仕様書の作成	8(2) - 1 - 36	※1,4
(2) 調達製品の管理	8(2) - 1 - 37	※5,6
(3) 調達製品の検証	8(2) - 1 - 37	※6
a. 試験・検査	8(2) - 1 - 37	
b. 受入検査の実施	8(2) - 1 - 38	
c. 記録の確認	8(2) - 1 - 38	
d. 報告書の確認	8(2) - 1 - 38	
e. 作業中のコミュニケーション等	8(2) - 1 - 38	
f. 受注者品質保証監査	8(2) - 1 - 38	
3.5.4 受注者品質保証監査	8(2) - 1 - 38	※6
3.6 記録、識別管理、追跡可能性	8(2) - 1 - 40	※6
3.6.1 文書及び記録の管理	8(2) - 1 - 40	
(1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る		
文書及び記録	8(2) - 1 - 40	
(2) 適合性確認検査に用いる文書及び記録	8(2) - 1 - 40	
3.6.2 識別管理及び追跡可能性	8(2) - 1 - 43	
(1) 計測器の管理	8(2) - 1 - 43	
a. 当社所有の計測器の管理	8(2) - 1 - 43	
b. 当社所有以外の計測器の管理	8(2) - 1 - 43	
(2) 機器、弁及び配管等の管理	8(2) - 1 - 43	
4. 適合性確認対象設備の保守管理	8(2) - 1 - 44	※5

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則（平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 8 号）」（以下「品証規則」という。）に適合するための計画として「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」（以下「本文品質保証計画」という。）に記載した事項のうち、本工事計画の「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号）」（以下「技術基準規則」という。）等に対する適合性の確保に必要な、設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績について記載するとともに、工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織についての具体的な計画を記載する。

2. 基本方針

本資料では、本工事計画における、「設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績」及び「工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織についての具体的な計画」を、以下のとおり説明する。

(1) 設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績

「設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績」として、以下に示す 2 つの段階を経て実施した設計の管理の方法を「3. 本工事計画における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の部門間の相互関係及び情報伝達含む。）」に、実施する各段階について「3.2 本工事計画における設計、工事及び検査の各段階とその照査」に、品質管理の方法について「3.3 設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績に係る計画」に、調達管理の方法について「3.5 本工事計画における調達管理の方法」に、文書管理、識別管理、追跡可能性について「3.6 記録、識別管理、追跡可能性」に記載する。

これらの方法で行った管理の具体的な実績を、様式-1「本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画【 施設（設備）】」（以下「様式-1」という。）を用いて資料 8-2 に示す。

- a. 「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和 53 年 12 月 28 日通商産業省令第 77 号）」（以下「実用炉規則」という。）の別表第二「設備別記載事項」に示された設備のうち、本工事計画対象設備に対する技術基準規則の条文ごとの基本設計方針の作成

- b. 「a.」で作成した条文ごとの基本設計方針を基に、実用炉規則の別表第二に示された事項に対して必要な設計を含む技術基準規則等への適合に必要な設備の設計

これらの設計に係る記載事項には、設計の要求事項として明確にしている事項及びその照査に関する事項、設計の体制として組織内外の部門間の相互関係、設計開発の各段階における照査等に関する事項並びに外部の者との情報伝達に関する事項等を含めて記載する。

- (2) 工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織についての具体的な計画

「工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織についての具体的な計画」として、本工事計画に基づく工事及び検査に係る品質管理の方法を「3. 本工事計画における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の部門間の相互関係及び情報伝達含む。）」に、実施する各段階について「3.2 本工事計画における設計、工事及び検査の各段階とその照査」に、品質管理の方法について「3.4 工事に係る品質管理の方法及びその検査のための方法」に、調達管理の方法について「3.5 本工事計画における調達管理の方法」に、文書管理、識別管理、追跡可能性について「3.6 記録、識別管理、追跡可能性」に記載する。

これらの工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織について具体的な計画を、様式-1を用いて資料8-2に示す。

工事及び検査に係る記載事項には、工事及び検査に係る要求事項として明確にする事項及びその照査に関する事項、工事及び検査の体制として組織内外の部門間の相互関係（資源管理及び物品の状態保持に関する事項を含む。）、工事及び検査に必要なプロセスを踏まえた全体の工程及び各段階における監視、測定、妥当性確認及び検査等に関する事項（記録、識別管理、追跡可能性等に関する事項を含む。）並びに外部の者との情報伝達に関する事項等を含めて記載する。

- (3) 本工事計画対象設備の保守管理

本工事計画に基づき、技術基準規則への適合性を確保するために必要となる設備（以下「適合性確認対象設備」という。）は、工事後に必要な機能・性能を発揮できる状態に維持されていることが不可欠であり、その維持の管理の方法について「4. 適合性確認対象設備の保守管理」で記載する。

(4) 本工事計画で記載する設計、工事及び検査以外の品質保証活動

本工事計画に必要な設計、工事及び検査は、本文品質保証計画に基づく品質保証体制の下で実施するため、(1)～(3)に関する事項以外の、責任と権限（本文品質保証計画「5.5 責任、権限及びコミュニケーション」）、原子力安全の重視（本文品質保証計画「5.2 原子力安全の重視」）、必要な要員の力量管理を含む資源の管理（本文品質保証計画「6 資源の管理監督」）及び不適合管理を含む評価及び改善（本文品質保証計画「8 監視測定、分析及び改善」）については、本文品質保証計画に従った管理を実施する。

また、当社の品質保証活動は、安全文化醸成活動と一体となった活動を実施している。

3. 本工事計画における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等

本工事計画における設計、工事及び検査に係る品質管理は、本文品質保証計画に記載している品質マネジメントシステム（以下「QMS」という。）に基づき実施する。以下に、設計、工事及び検査、調達管理等のプロセスを示す。

3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の部門間の相互関係及び情報伝達含む。）

本工事計画に基づく設計、工事及び検査は、本文品質保証計画の「5.5.1 責任及び権限」に示す役割分担の下、第 3.1-1 図に示す本店組織及び発電所組織に係る体制で実施する。

設計（「3.3 設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績に係る計画」）、工事及び検査（「3.4 工事に係る品質管理の方法及びその検査のための方法」）並びに調達（「3.5 本工事計画における調達管理の方法」）の各プロセスにおける主管箇所を第 3.1-1 表に示す。第 3.1-1 表に示す各主管箇所の長は、担当する設備に関する設計、工事及び検査並びに調達について、責任と権限を持ち、第 3.1-1 図に示す設備を主管するグループ又は課が実施する本工事計画に係る活動を統括する。

第 3.1-1 図に示す各主任技術者は、それぞれの職務に応じた監督を行うとともに、相互の職務について適宜情報提供を行い、意思疎通を図る。

設計から工事及び検査への設計結果の伝達、当社から供給者への情報伝達など、組織内外の部門間や組織間の情報伝達については、本工事計画に従い確実に実施する。

3.1.1 設計に係る組織

本工事計画に基づく設計は、第 3.1-1 図に示す本店組織の設備を主管するグループが設計を主管する組織として実施する。これらの設計は、設計を主管する組織を統括する各部門の長の責任の下で実施する。

本工事計画に基づき実施した施設ごとの具体的な体制については、本工事計画に示す設計の段階ごとに様式-1 を用いて資料 8-2 に示す。

3.1.2 工事及び検査に係る組織

本工事計画に基づく工事及び検査は、第 3.1-1 図に示す発電所組織の各設備を主管する課で実施する。

本工事計画に基づき実施した施設ごとの具体的な体制については、本工事計画に示す工事及び検査の段階ごとに様式-1 を用いて資料 8-2 に示す。

第 3.1-1 表 設計及び工事の実施の体制

項番号	プロセス	主管箇所
3.3	設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績に係る計画	原子力管理部門
3.4	工事に係る品質管理の方法及びその検査のための方法	川内原子力発電所
3.5	本工事計画における調達管理の方法	原子力管理部門 川内原子力発電所

3.2 本工事計画における設計、工事及び検査の各段階とその照査

3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用

本工事計画は、「設計・調達管理基準」に基づく「工事計画認可申請又は届出を行う原子力施設に関する工事の要求事項への適合性を確保するための設計」（添付-1「当社におけるグレード分けの考え方」第1表参照）を適用しグレード1として管理する。

「3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその照査」～「3.3 設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績に係る計画」、「3.5 本工事計画における調達管理の方法」に「設計・調達管理基準」に基づくグレード1の具体的な管理の内容を示す。

なお、「3.5 本工事計画における調達管理の方法」に「設計・調達管理基準」に基づく調達管理の内容を示す。

3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその照査

本工事計画として必要な設計、工事及び検査の流れを第3.2-1図及び第3.2-2図に示す。本工事計画における設計、工事及び検査の各段階と本文品質保証計画との関係を第3.2-1表に示す。

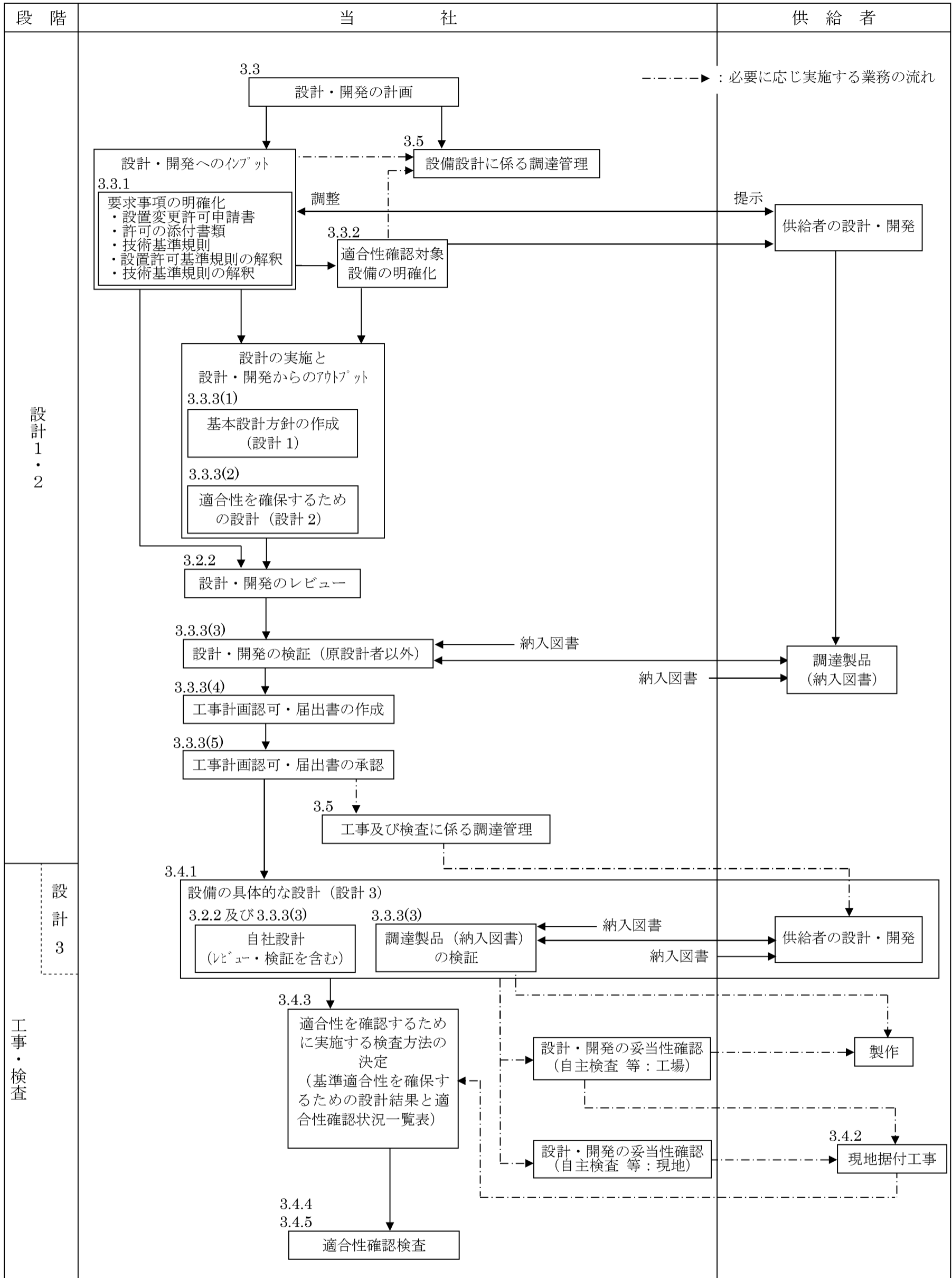
本文品質保証計画「7.3.4 設計・開発のレビュー」に基づき設計の結果が要求事項を満たせるかどうかを評価し、問題を明確にし、必要な処置を提案する設計の各段階におけるレビューは、適切な段階において設備を主管するグループが実施するとともに、「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」に基づき記録を管理する。設計におけるレビューの対象となる段階を第3.2-1表に「※」で明確にする。

このレビューについては、第3.1-1図に示された設備を主管するグループで当該設備の設計に関する力量を有する専門家を含めて実施する。

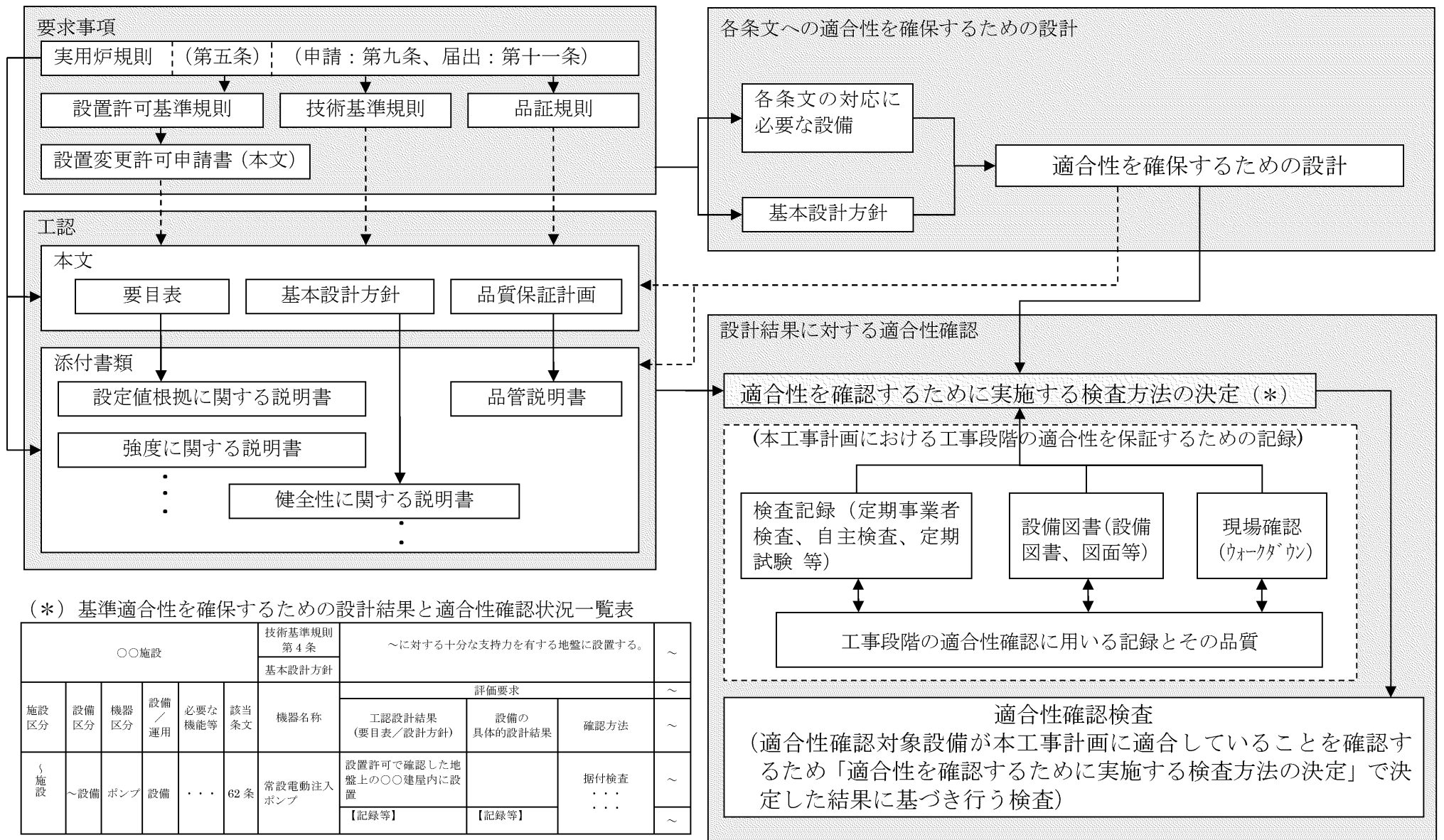
第 3.2-1 表 本工事計画における設計、工事及び検査の各段階

各段階		本文品質保証計画の対応項目	概要	
設計	3.3	設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績に係る計画	7.3.1 設計・開発の計画	適合性を確保するために必要な設計を実施するための計画（本資料に示す様式類作成の手順）
	3.3.1 ※	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	7.3.2 設計・開発へのインプット	設計に必要な技術基準規則等の要求事項の明確化
	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	—	技術基準規則等に対応するための設備・運用の抽出
	3.3.3(1) ※	基本設計方針の作成（設計 1）	7.3.3 設計・開発からのアウトプット	要求事項を満足する基本設計方針の作成
	3.3.3(2) ※	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）	7.3.3 設計・開発からのアウトプット	適合性確認対象設備に必要な設計の実施
	3.3.3(4)	設計のアウトプットに対する検証	7.3.5 設計・開発の検証	基準適合性を確保するための設計の妥当性のチェック
	3.3.3(5)	工事計画認可申請（届出）書の作成	—	「実用炉規則 第九条 工事の計画の認可等の申請」に従った申請書又は「実用炉規則 第十二条 工事の計画の届出」に従った届出書の作成
	3.3.3(6)	工事計画認可申請（届出）書の承認	—	作成した工事計画認可申請（届出）書の承認
	3.3.4 ※	設計における変更	7.3.7 設計・開発の変更管理	設計対象の追加や変更時の対応
工事及び検査	3.4.1 ※	本工事計画に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3）	7.3.3 設計・開発からのアウトプット 7.3.5 設計・開発の検証	工事計画を実現するための具体的な設計
	3.4.2	設備の具体的な設計に基づく工事の実施	—	適合性確認対象設備の工事の実施
	3.4.3	適合性確認検査の計画	7.3.6 設計・開発の妥当性確認	適合性確認対象設備が、本工事計画に適合していることを確認する計画と方法の決定
	3.4.4	検査計画の管理	—	適合性確認検査を実施する際の工程管理
	3.4.5	適合性確認検査の実施	8.2.4 検査及び試験	認可された工事計画どおり、要求事項に対する適合性が確保されていることを確認
調達	3.5	本工事計画における調達管理の方法	7.4 調達 8.2.4 検査及び試験	適合性確認に必要な、継続中工事及び追加工事の検査を含めた調達管理

※：「3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその照査」でいう、本文品質保証計画の「7.3.4 設計・開発のレビュー」対応項目



第 3.2-1 図 適合性を確保するために必要な当社の活動 (全体の流れ)



第 3.2-2 図 適合性確認に必要な作業と検査の繋がり

3.3 設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績に係る計画

本工事計画における技術基準規則等への適合性を確保するための設計は、「設計・調達管理基準」に基づき、要求事項の明確化、適合性確認対象設備の選定、基本設計方針の作成及び適合性を確保するための設計の段階を経て実施する。以下にそれぞれの活動内容を示す。

3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

本工事計画に必要な要求事項は、以下のとおりとする。

- ・「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 5 号）」（以下「設置許可基準規則」という。）に適合しているとして許可された設置変更許可申請書
- ・技術基準規則

また、必要に応じて以下を参照する。

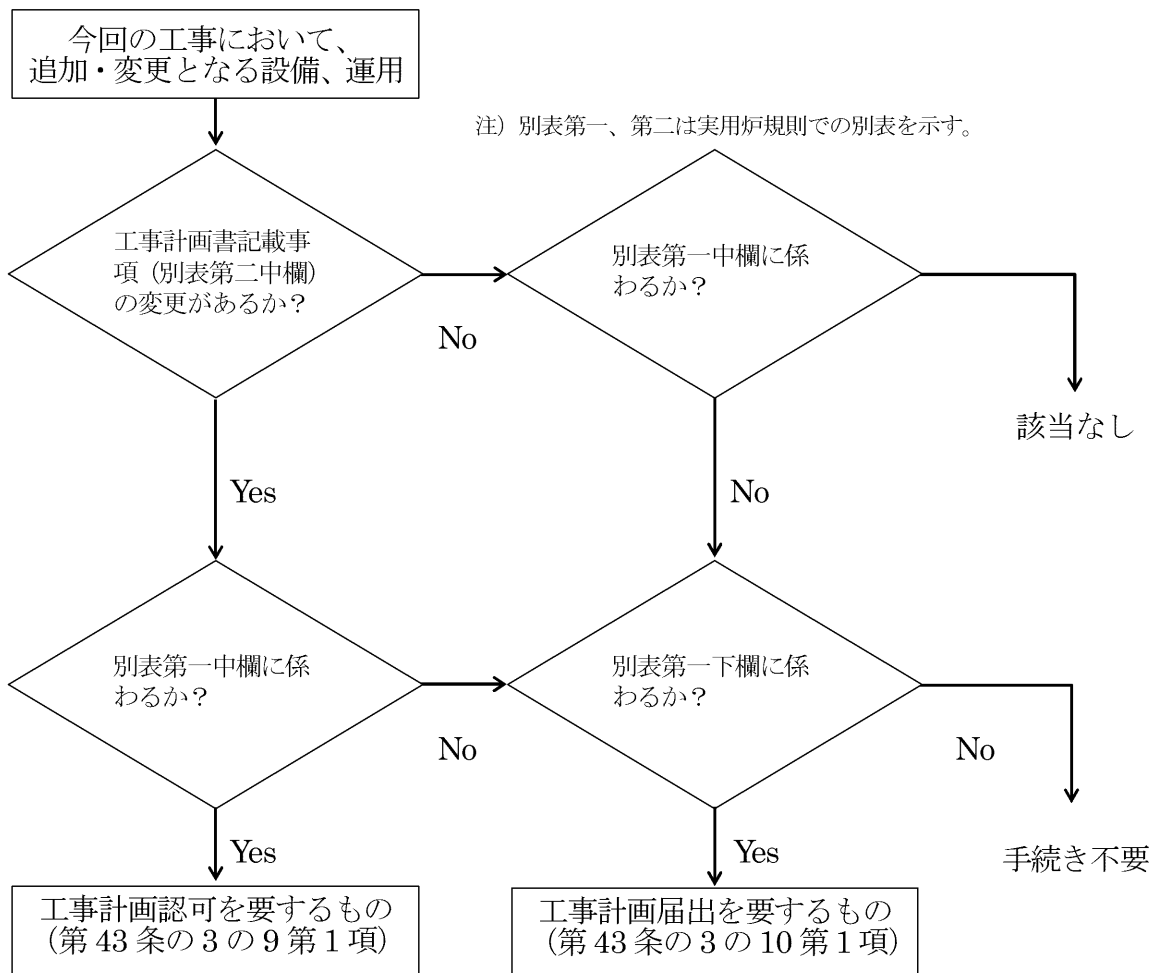
- ・許可された設置変更許可申請書の添付書類
- ・設置許可基準規則の解釈
- ・技術基準規則の解釈

3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

適合性確認対象設備に対する要求事項への適合性を確保するため、設置変更許可申請書に記載されている設備や技術基準規則への対応に必要な設備（運用を含む。）を、実際に使用する際の系統・構成で必要となる設備を含めた適合性確認対象設備として、以下に従って抽出する。

適合性確認対象設備を明確にするため、本工事計画に関連する工事において追加・変更となる設備・運用のうち本工事計画の対象となる設備・運用を、要求事項への適合性を確保するために実際に使用する際の系統・構成で必要となる設備・運用を考慮しつつ第 3.3-1 図に示すフローに基づき抽出する。

抽出した結果を様式-2「設備リスト」【設計基準対象施設】（以下「様式-2」という。）の該当する条文の設備等欄に整理するとともに、設備／運用、既設／新設、常設／可搬、実用炉規則 別表第二の該当する施設・設備区分、兼用の有無、耐震重要度分類、機器クラス及び設置変更許可申請書添付書類八主要設備記載の有無を明確にする。



第 3.3-1 図 適合性確認対象設備の抽出について

3.3.3 本工事計画における設計

適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。

- ・「設計 1」として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に、必要な設計を漏れなく実施するための基本設計方針を明確化する。
- ・「設計 2」として、「設計 1」で明確にした基本設計方針を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。
- ・「設計 1」及び「設計 2」の結果を用いて、本工事計画に必要な書類等を作成する。
- ・「設計 3」として、工事段階において、本工事計画に基づく製品実現のための具体的な設備の設計を実施する。（「3.4.1 本工事計画に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3）」参照）

これらの具体的な活動を以下のとおり実施する。

(1) 基本設計方針の作成（設計 1）

様式-2 で整理した適合性確認対象設備の要求事項に対する適合性確保に必要な詳細設計を「設計 2」で実施するに先立ち、適合性確認対象設備に必要な要求事項のうち、設置変更許可申請書及び技術基準規則に対する設計を漏れなく実施するために、以下により、適合性確認対象設備ごとに適用される技術基準規則の条項号を明確にするとともに、技術基準規則の条文ごとに関連する要求事項を含めて設計すべき事項を明確にした基本設計方針を作成する。

a. 適合性確認対象設備と適用条文の整理

適合性確認対象設備の技術基準規則への適合に必要な設計を確実に実施するため、以下により、適合性確認対象設備ごとに適用される技術基準規則を条項号単位で明確にする。

- ・技術基準規則の条文ごとに実用炉規則 別表第二の発電用原子炉施設の種類に示された各施設区分との関係を明確にし、明確にした結果とその理由を、様式-3「技術基準規則の各条文と各施設における適用要否の考え方」（以下「様式-3」という。）の「適用要否判断」欄と「理由」欄に取りまとめる。

- ・様式-3に取りまとめた結果を、様式-4「施設と条文の対比一覧表」（以下「様式-4」という。）の該当箇所を星取りすることにより取りまとめ、施設ごとに適用される技術基準規則の条文を明確にする。
- ・様式-2で明確にした適合性確認対象設備を、実用炉規則 別表第二の発電用原子炉施設の種類に示された施設区分ごとに、様式-5-1「技術基準規則と工認書類との関連性を示す星取表」（以下「様式-5-1」という。）及び様式-5-2「工認添付書類星取表」（以下「様式-5-2」という。）に反映する。

様式-4でまとめた結果を用いて、設備ごとに適用される技術基準規則の条項号を明確にし、各条文と本工事計画との関連性を含めて様式-5-1で整理する。

b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成

適合性確認対象設備に必要な要求事項を具体化し、漏れなく適用していくための基本設計方針を、本工事計画の適合性確認対象設備に適用される技術基準規則の条文ごとに作成する。

基本設計方針の作成にあたっては、基本設計方針の作成を統一的に実施するための考え方を「工事計画業務要領」に定め、それに基づき技術基準規則の条文ごとに作成する。この基本設計方針の作成に当たっての統一的な考え方の概要を添付-2の「技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方」に示す。

具体的には、様式-7「要求事項との対比表」（以下「様式-7」という。）に、基本設計方針の作成に必要な情報として、技術基準規則の各条文とその解釈、関係する設置変更許可申請書本文とその添付書類に記載されている内容を引用し、その内容を確認しながら、設計すべき項目を漏れなく作成する。

基本設計方針の作成に併せて、基本設計方針として記載する事項とそれらの技術基準規則への適合性の考え方（理由）、基本設計方針として記載しない場合の考え方及び詳細な検討が必要な事項として含めるべき実用炉規則 別表第二に示された添付書類との関係を明確にし、それらを様式-6「各条文の設計の考え方」（以下「様式-6」という。）に取りまとめる。

作成した基本設計方針をもとに、抽出した適合性確認対象設備に対する耐震重要度分類、機器クラス、兼用する際の登録の考え方及び当該適

合性確認対象設備に必要な工認書類との関連性を様式-5-2 に明確にする。

(2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）

様式-2 で整理した適合性確認対象設備に対し、今回新たに設計が必要な基本設計方針への適合性を確保するための詳細設計を、「設計 1」の結果を用いて実施する。

a. 基本設計方針の整理

基本設計方針（「3.3.3 (1) 基本設計方針の作成（設計 1）」の「b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成」参照）に基づく設計の実施に先立ち、基本設計方針に従った設計を漏れなく実施するため、基本設計方針の内容を以下に従い分類し、適合性の確保が必要な要求事項を整理する。

- ・ 条文ごとに作成した基本設計方針を設計項目となるまとまりごとに整理する。
- ・ 整理した設計方針を分類するためのキーワードを抽出する。
- ・ 抽出したキーワードをもとに要求事項を第 3.3-1 表に示す要求種別に分類する。

整理した結果は、設計項目となるまとまりごとに、様式-8「基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表」（以下「様式-8」という。）の「基本設計方針」欄に反映する。

また、本工事計画の設計に不要な以下の基本設計方針を、様式-8の該当する基本設計方針に「網掛け」することにより区別し、設計が必要な要求事項に変更があった条文に対応した基本設計方針を明確にする。

・「定義」:

基本設計方針で使用されている用語の説明

・「冒頭宣言」:

設計項目となるまとまりごとの概要を示し、「冒頭宣言」以降の基本設計方針で具体的な設計項目が示されているもの

・「規制要求に変更のない既設設備に適用される基本設計方針」:

既設設備のうち、過去に当該要求事項に対応するための設計が行われており、様式-4 及び様式-5-1 で従来の技術基準規則から変更がないとした条文に対応した基本設計方針

- ・「適合性確認対象設備に適用されない基本設計方針」:

当該適合性確認対象設備に適用されず、設計が不要となる基本設計方針

b. 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計

(対象設備の仕様の決定含む。)

基本設計方針を基に適合性確認対象設備を技術基準規則に適合したものとするために必要となる詳細設計を実施し、その結果を設計の方針として決定する。

詳細設計は、第 3.3-1 表に示す要求種別ごとの「主な設計事項」に示す内容について実施する。具体的には、「3.6.1 文書及び記録の管理」で管理されている設備図書等の品質記録や「3.5 本工事計画における調達管理の方法」に従った調達からの委託報告書をインプットとして、基本設計方針に対し、適合性確認対象設備が技術基準規則等の必要な設計要求事項への適合性を確保するための設計の方針（要求機能、性能目標、防護方針等を含む。）を定めるための設計を実施する。

この詳細設計は、様式-6 で明確にした詳細な検討を必要とした事項を含めて実施するとともに、以下に該当する場合は、その内容に従った設計を実施する。

- ・評価（解析を含む。）を行う場合

詳細設計として評価を実施する場合は、基本設計方針を基に詳細な評価方針及び評価方法を定め、評価を実施する。また、評価の実施において、解析を行う場合は、「3.3.3(3) 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理」に基づく管理を行うことにより信頼性を確保する。

- ・複数の機能を兼用する設備の設計を行う場合

複数の機能（施設間を含む。）を兼用する設備の設計を行う場合は、兼用する全ての機能を踏まえた設計を確実に実施するため、組織間の情報伝達を確実にし、兼用する機能ごとの系統構成を把握

し、兼用する機能を集約したうえで、兼用する全ての機能を満たすよう設計を実施する。この場合の具体的な設計の流れを第 3.3-2 図に示す。

- ・設備設計を他設備の設計に含めて設計を行う場合

設備設計を他設備の設計に含めて設計を行う場合は、設計が確実に行われるようにするために、組織間の情報伝達を確実にを行い、設計をまとめて実施する側で複数の対象を考慮した設計を実施したのち、設計を委ねている側においても、その設計結果を確認する。

- ・他号機と共用する設備の設計を行う場合

様式-2 をもとに他号機と共用する設備の設計を行う場合は、設計が確実に行われることを確実にするため、組織間の情報伝達を確実にを行い、号機ごとの設計範囲を明確にし、必要な設計が確実に行われるよう管理する。

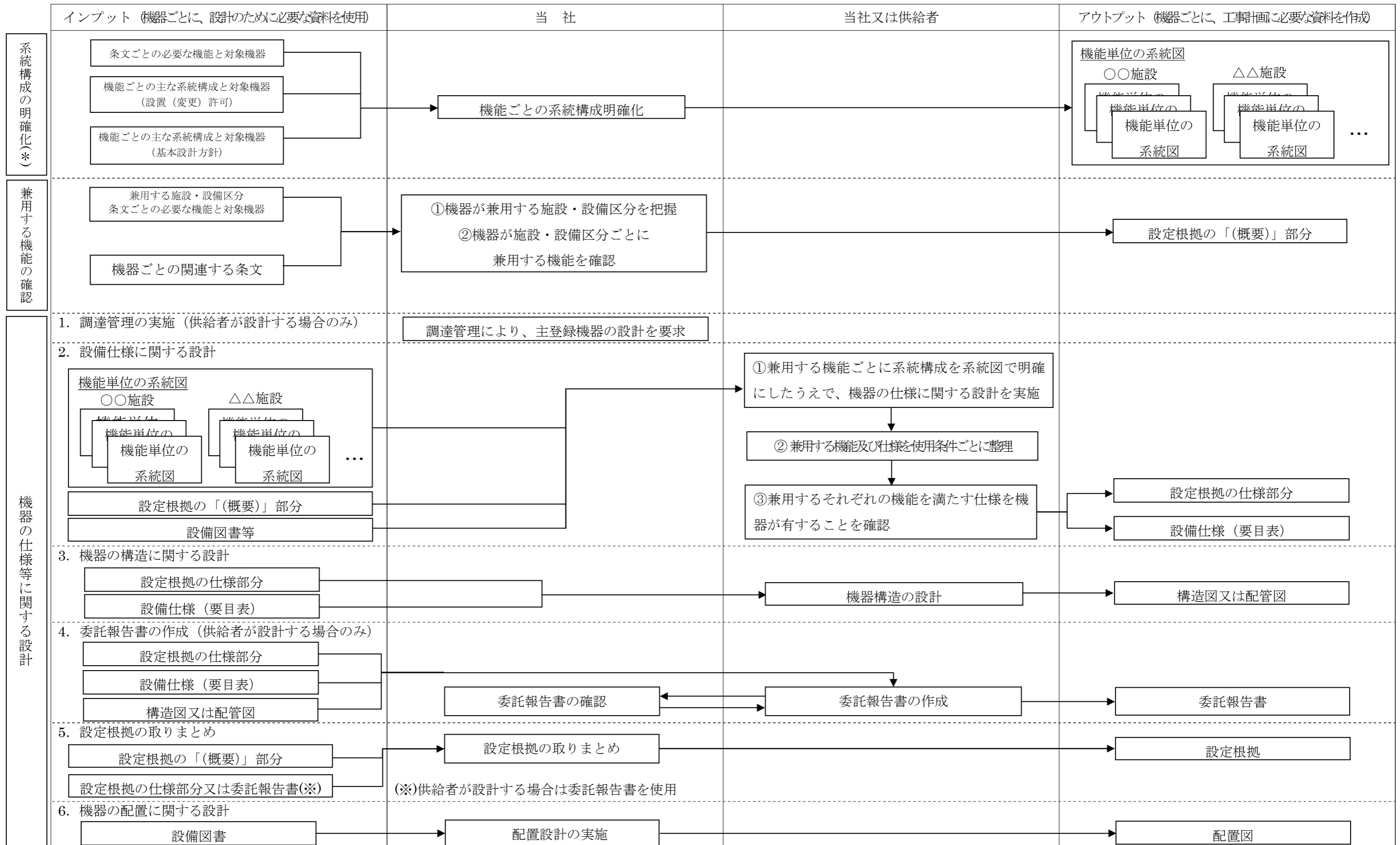
上記 4 つの場合において、設計の妥当性を検証し、設計の方針を満たすことを確認するために試験・検査を実施しなければならない場合は、試験・検査の条件及び方法を定めたいうで実施する。

これらの設計として実施したプロセスを様式-1 で明確にするとともに、設計結果を、様式-8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄に整理する。

第 3.3-1 表に示す要求種別のうち「運用要求」に分類された基本設計方針については、本店組織の保安規定を取りまとめるグループにて、保安規定として必要な対応を実施する。

第 3.3-1 表 要求種別ごとの適合性の確保に必要となる主な設計事項とその妥当性を示すための記録との関係

要求種別		主な設計事項	設計方針の妥当性を示す記録
設備	設置要求	必要となる機能を有する設備の選定	設置変更許可申請書に記載した機能を持つために必要な設備等の選定 ・社内決定文書 等
	設計要求	系統構成	目的とする機能を実際に発揮させるために必要な具体的な系統構成・設備構成 設置変更許可申請書の記載を基にした、実際に使用する系統構成・設備構成の決定 ・社内決定文書 ・有効性評価結果（設置変更許可申請書での安全解析の結果を含む） ・系統図 ・設備図書（図面、構造図、仕様書） 等
		機能要求	目的とする機能を実際に発揮させるために必要な設備の具体的な仕様 仕様設計 構造設計 強度設計（クラスに応じて） 耐震設計（クラスに応じて） 耐環境設計 配置設計 ・社内決定文書 ・設備図書（図面、構造図、仕様書） ・インターロック線図 ・算出根拠（計算式等） ・カタログ 等
		評価要求	対象設備が目的とする能力を持つことを示すための方法とそれに基づく評価 仕様決定のための解析 基準適合性確認のための解析 条件設定のための解析 実証試験 ・社内決定文書 ・解析計画（解析方針） ・委託報告書（解析結果） ・手計算結果 等
運用	運用要求	運用方法について保安規定に基づき計画 維持・運用のための計画の作成 —	



(*) 系統設計を伴う場合

第 3.3-2 図 主要な設備の設計

c. 詳細設計の品質を確保する上で重要な活動の管理

詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる、「大量のデータを扱い、複雑な処理をコンピュータで行うため、結果を容易に確認することが困難な調達による解析」及び「データ量が比較的少なく、単純な計算であるものの、ヒューマンエラーが起りやすい手計算による自社解析」について、以下の管理を実施し、信頼性を確保する。

(a) 調達による解析の管理

基本設計方針に基づく詳細設計で解析を実施する場合は、解析結果の信頼性を確保するため、本文品質保証計画に基づく品質保証活動を行う上で、特に以下の点に配慮した活動を実施し、品質を確保する。

イ. 調達による解析

調達により解析を実施する場合は、解析の信頼性を確保するために、供給者に対し、次に示す管理を確実にするための品質保証要求事項や解析業務に関する要求事項等の調達要求事項を調達仕様書により要求し、それに従った品質保証体制の下で解析を実施させるよう「3.5 本工事計画における調達管理の方法」に従った調達管理を実施する。解析の調達管理に関する具体的な流れを添付-4の「本工事計画における解析管理について」（以下「添付-4」という。）第1表に示す。

・解析を実施する要員の力量管理

（本文品質保証計画「6 資源の管理監督」）

〔・解析対象業務の経験等により、当該解析に関する力量を有しているとされた要員による解析の実施〕

・解析業務に関する業務の計画の作成とそれに基づく業務の実施
（本文品質保証計画「7 業務に関する計画の策定及び業務の実施」）

〔・解析業務着手時に、従事する要員に対して、実施する解析の重要性を意識付けするための教育の実施
・使用するコードが正しい値を出力できることを確実にするためのコードの検証（「ロ. 解析コードの管理」参照）
・適切な入力情報の使用（「ハ. 解析業務で用いる入力情報の伝達」参照）と、それに基づく入力根拠の作成（「ニ. 入力根拠の作成」参照）〕

- ・ 作成した入力データのコードへの正しい入力
 - ・ 得られた解析結果の検証
 - ・ 解析結果を基にした報告書の作成
- 等

- ・ 当該業務に関する不適合管理及び是正処置
(本文品質保証計画「8 監視測定、分析及び改善」)

ロ. 解析コードの管理

計算法コードは、評価目的に応じた解析結果を保証するための重要な役割を持っていることから、使用実績や使用目的に応じ、解析コードが適正なものであることを以下のような方法により検証し、使用する。

- ・ 簡易的なモデルによる解析解の検算
 - ・ 標準計算事例を用いた解析による検証
 - ・ 実験、ベンチマーク試験結果との比較
 - ・ 他の計算法プログラムによる計算結果との比較
- 等

ハ. 解析業務で用いる入力情報の伝達

本工事計画に関する解析に係る供給者との情報伝達について以下に示す。

本工事計画に必要な解析業務が、設備や土木建築構造物を設置した供給者と同一の供給者が主体となっている場合、解析を実施する供給者が所有する図面とそれを基に作成され納入されている当社所有の設備図書は、同じ最新性が確保されている。

当社は供給者に対し調達管理に基づく品質保証上の要求事項として、ISO9001 の要求事項に従った文書及び記録の管理の実施を要求し、適切な版を管理することを要求している。

設備を設置した供給者以外で実施する解析の場合、当社で管理している図面を提供し、供給者は、最新性の確保された図面で解析を行っている。

ニ. 入力根拠の作成

供給者に、異なる 2 名の者が入力根拠から作成し、入力根拠と入力結果を同時にチェックする「入力クロスチェック」(添付-4 第 1 図

参照)を行わせることにより、入力根拠の妥当性及び入力データが正しく入力されたことの品質を確保する。

(b) 手計算による自社解析の管理

自社で実施する解析（手計算）は、評価を実施するために必要な計算方法及び入力データを明確にした上で、当該業務の力量を持つ要員が実施する。

実施した解析結果に間違いがないようにするために、入力根拠、入力結果及び解析結果について、解析を実施した者以外の者によるダブルチェックを実施し、解析結果の信頼性を確保する。

自社で実施した解析ごとの具体的な管理方法を添付-4 第2表に示す。

(3) 設計のアウトプットに対する検証

設備を主管する組織の長は、「3.3.3 本工事計画における設計」の（設計1）及び（設計2）で取りまとめた様式-3～様式-8（工認設計結果（要目表／設計方針）まで）について、当該業務を直接実施した原設計者以外の者に検証を実施させる。

(4) 工事計画認可申請（届出）書の作成

様式-2に取りまとめた適合性確認対象設備について、本工事計画の設計として実施した「3.3.3 本工事計画における設計」の(1)～(2)からのアウトプットを基に、第3.6-1図に示す「工事計画業務要領」に定める、工事計画認可申請（届出）における本文及び添付書類の作成要領に従って、本工事計画に必要な書類等を以下のとおり取りまとめる。

a. 要目表の作成

「3.3.3 (2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」の設計結果を取りまとめた様式-8の「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄及び図面等の設計資料を基に、実用炉規則 別表第二の「設備別記載事項」の要求に従って、必要な事項（種類、主要寸法、材料、個数等）を設備ごとに表（要目表）や図面等に取りまとめる。

b. 施設ごとの「基本設計方針」及び「適用基準及び適用規格」の作成

「3.3.3 (1) 基本設計方針の作成（設計1）」の「b. 技術基準規則条文ごとの基本設計方針の作成」で作成した条文ごとの基本設計方針を整理

した様式-7、基本設計方針作成時の考え方を整理した様式-6 及び各施設に適用される技術基準規則の条文を明確にした様式-4 を用いて「工事計画業務要領」に基づき、実用炉規則 別表第二に示された発電用原子炉施設の施設ごとの基本設計方針としてまとめ直すことにより、本工事計画として必要な基本設計方針を作成する。

また、技術基準規則に規定される機能・性能を満足させるための基本的な規格及び基準を、「適用基準及び適用規格」として取りまとめる。

c. 各添付書類の作成

「3.3.3 (2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」の設計結果を取りまとめた様式-8 を基に、基本設計方針に対して詳細な設計結果や設計の妥当性に関する説明が必要な事項を取りまとめた様式-6 及び様式-7 を用いて、本工事計画と実用炉規則 別表第二の関係を整理した様式-5-2 に示された添付書類を作成する。

実用炉規則 別表第二に示された添付書類において、解析コードを使用している場合には、当該添付書類の別紙として、使用した解析コードに関する内容を記載した「計算機プログラム（解析コード）の概要」を作成する。

d. 工事計画認可申請（届出）書案のチェック

本店組織の工事計画の取りまとめを主管するグループの長は、作成した「工事計画認可申請（届出）書」の案について、「工事計画業務要領」に基づき、以下の要領で関係各グループ及び発電所関係各課のチェックを受ける。

- ・ 関係各グループ及び発電所関係各課のチェック分担を明確にする。
- ・ 関係各グループ及び発電所関係各課からチェックの結果が返却された際に、コメントが付されている場合には、その反映要否を検討し、必要であれば資料を修正のうえ、再度、チェックを依頼する。
- ・ 必要に応じ、これらを繰り返し、工事計画認可申請書（届出）案のチェックを完了する。

(5) 工事計画認可申請（届出）書の承認

設備を主管する組織の長は、「(3) 設計のアウトプットに対する検証」及び「(4) d. 工事計画認可申請（届出）書案のチェック」が終了した後、工事計画認可申請（届出）書を原子力発電安全委員会へ付議し、審議・了承を得た後、原子力建設部長の承認を得る。

3.3.4 設計における変更

調整等により、設計対象の追加や変更が必要となった場合、「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」～「3.3.3 本工事計画における設計」の各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な詳細設計を実施し、影響を受けた段階以降の設計結果を必要に応じ修正する。

3.4 工事に係る品質管理の方法及びその検査のための方法

工事段階において、本工事計画に基づく設備の具体的な設計（設計 3）、その結果を反映した設備を導入するために必要な工事を「設計・調達管理基準」に基づき実施する。また、これらの活動を調達する場合は、「3.5 本工事計画における調達管理の方法」を適用して実施する。

本工事計画に適合していることの確認として、設備の具体的な設計結果に適合していることを確認するための適合性確認検査を「試験・検査基準」に基づき実施する。

具体的な管理の方法を以下に示す。

3.4.1 本工事計画に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3）

本工事計画においては、本店組織の設備を主管するグループの長は、工事段階において、以下のいずれかの方法で、本工事計画に基づく製品実現のための設備の具体的な設計（設計 3）を実施し、決定した設備の具体的な設計結果を様式-8 の「設備の具体的な設計結果」欄に取りまとめる。

- ・ 自社で設計する場合

本店組織の設備を主管するグループの長が設計 3 を実施し、適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）との照合を行う。また、設計・開発の検証として次に示す「設計 3 を本店組織の設備を主管するグループの長が調達し、調達管理として設計 3 を管理する場合」と同等の対応を行う。設計の妥当性確認については「3.4.3 適合性確認検査の計画」で策定する適合性確認検査にて行う。

- ・ 設計 3 を本店組織の設備を主管するグループの長が調達し、調達管理として設計 3 を管理する場合

本店組織の設備を主管するグループの長が「3.5 本工事計画における調達管理の方法」に従った調達により設計 3 を実施する。

本店組織の設備を主管するグループの長は、その調達の中で供給者が実施する設計 3 の管理を、調達管理として行う設計の検証及び設計の妥当性確認を行うことにより管理する。

- ・ 設計 3 を発電所組織の設備を主管する組織の長が工事の調達に含めて調達し、設計 3 を本店組織の設備を主管するグループが管理する場合

発電所組織の設備を主管する組織の長が「3.5 本工事計画における調達管理の方法」に従って実施する工事の調達の中で、設計 3 を含めて調達する。

本店組織の設備を主管するグループの長は、その調達の中で供給者が実施する設計 3 の管理を、調達管理として行う設備の具体的な設計の検証及び設計の妥当性確認を行うことにより管理する。

本工事計画に基づく設備の設置において、本工事計画申請時点で設置されている設備については、本店組織の設備を主管するグループの長が、既に実施された具体的な設計の結果が本工事計画に適合していることを確認し、設計 2 の結果を満たす具体的な設計の結果を様式-8 の「設備の具体的な設計結果」欄に取りまとめる。

3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施

発電所の設備を主管する組織の長は、本工事計画に基づく設備を設置するための工事を「3.5 本工事計画における調達管理の方法」に従い実施する。

本工事計画に基づく設備のうち、本工事計画申請時点で設置されて新たな工事を伴わない範囲の適合性確認対象設備については、「3.4.3 適合性確認検査の計画」以降の適合性確認検査の段階から実施する。

3.4.3 適合性確認検査の計画

発電所の設備を主管する組織の長は、適合性確認対象設備が本工事計画に適合していることを確認するため、技術基準規則に適合するよう実施した設計結果を取りまとめた様式-8 に示された「工認設計結果（要目表／設計方針）」欄ごとに設計の妥当性確認を含む適合性確認検査を計画する。

適合性確認検査は、第 3.3-1 表の要求種別ごとに第 3.4-1 表に示す確認項目、確認視点及び主な検査項目をもとに計画を策定する。

適合性確認対象設備のうち、技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても、適合性確認検査を計画する。

個々に実施する適合性確認検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、特定の条文・様式-8 に示された「工認設計結果（要目表／設計方針）」によらず、定格熱出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる適合性確認検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。

(1) 適合性確認検査の方法の決定

発電所の設備を主管する組織の長は、適合性確認検査の実施に先立ち、第 3.3-1 表の要求種別ごとに定めた第 3.4-1 表に示す確認項目、確認視点、主な検査項目、第 3.4-2 表に示す検査項目の分類の考え方を使って、確認項目ごとに設計結果に関する具体的な検査概要及び判定基準を以下の手順により適合性確認検査の方法として明確にする。第 3.4-1 表の検査項目ごとの概要及び判定基準の考え方を第 3.4-3 表に示す。

- a. 様式-8 の「工認設計結果（要目表／設計方針）」及び「設備の具体的設計結果」欄に記載された内容と該当する要求種別を基に、第 3.4-1 表、第 3.4-2 表を用いて検査項目を決定する。
- b. 決定された検査項目より、第 3.4-3 表に示す「検査項目、概要、判定基準の考え方について（代表例）」を参照し適切な検査方法を決定する。
- c. 決定した各設備に対する以下の内容を、様式-8 の「確認方法」欄に取りまとめる。

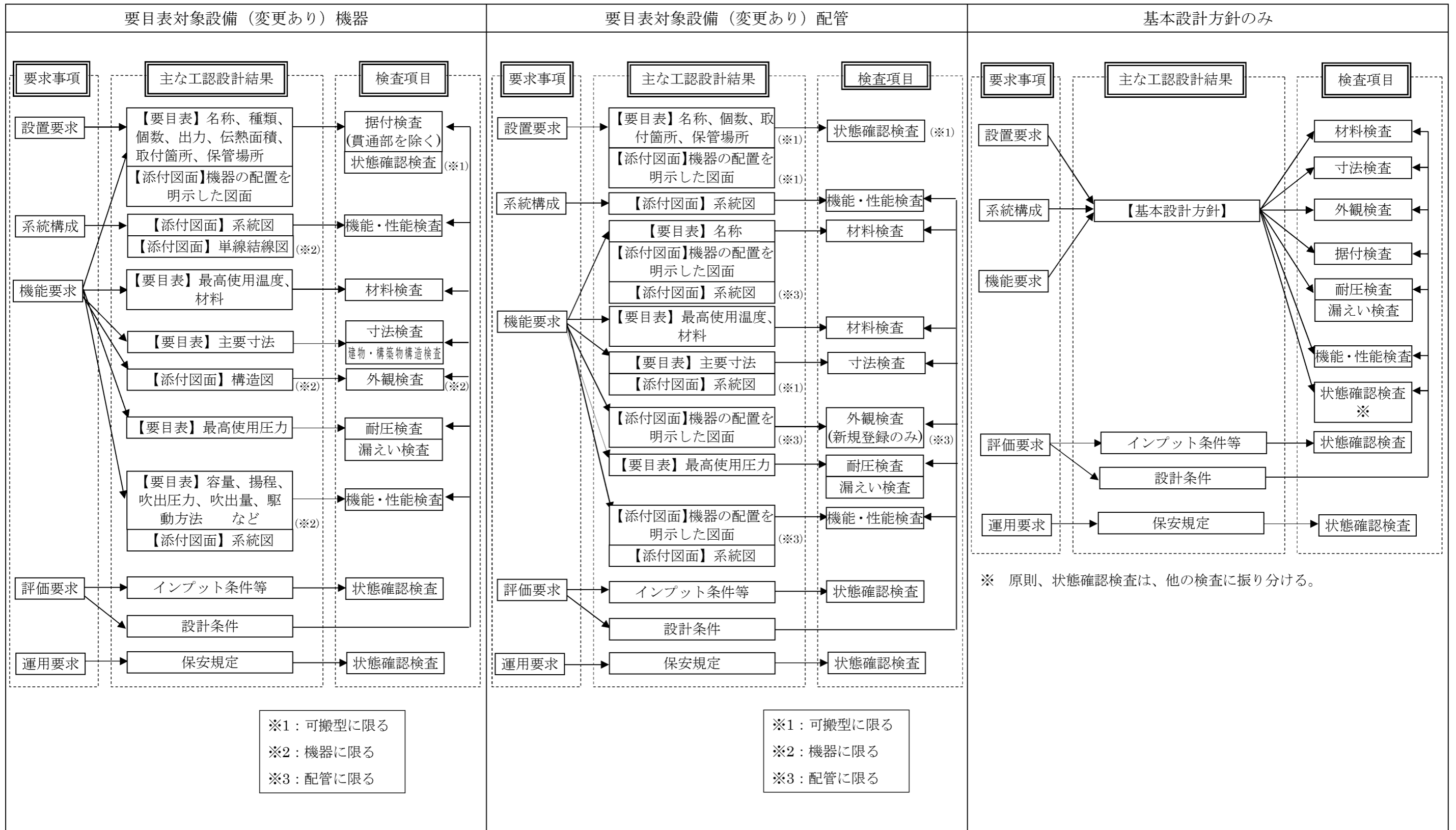
(a) 検査項目

(b) 検査方法

第 3.4-1 表 要求事項に対する確認項目及び確認の視点

要求種別		確認項目	確認視点	主な検査項目	
設備	設置要求	名称、取付箇所、個数	設計要求どおり（名称、取付箇所、個数）に設置されていることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・据付検査 ・状態確認検査 	技術基準規則要求事項に対して、適合していることを確認する検査を整理し、様式-8 にまとめる。 (検査概要については、「3.4.5 適合性確認検査の実施」参照)
		系統構成	実際に使用できる系統構成になっていることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・機能・性能検査 	
	機能要求	容量、揚程等の仕様（要目表）	要目表の記載どおりである事を確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・材料検査 ・寸法検査 ・外観検査 ・据付検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・建物・構築物構造検査 ・機能・性能検査 ・特性検査 ・状態確認検査 	
		上記以外の所要の機能要求事項	目的とする能力（機能・性能）が発揮できることを確認する。		
	評価要求	評価のインプット条件等の要求事項	評価条件を満足していることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・状態確認検査 	
		評価結果を設計条件とする要求事項	内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求として確認する。	内容に応じて、設置要求、系統構成、機能要求の検査を適用	
運用	運用要求	手順確認	（保安規定）手順化されていることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・状態確認検査 	

第 3.4-2 表 主な工認設計結果に対する検査項目



第 3.4-3 表 検査項目、概要、判定基準の考え方について（代表例）

検査項目	検査概要	判定基準の考え方
材料検査	使用されている材料が設計結果のとおりであること、関係規格 ^{※1※2} 等に適合することを適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。	使用されている材料が設計結果のとおりであり、関係法令及び規格等に適合すること。
寸法検査	主要寸法が設計結果のとおりであり、許容範囲内であることを適合性確認対象設備の状態を示す記録又は実測により確認する。	主要寸法が設計結果の数値に対して許容範囲内にあること。
外観検査	有害な欠陥のないことを適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。	機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。
組立て及び据付け状態を確認する検査（据付検査）	常設設備の組立て状態、据付け位置及び状態が設計結果のとおりであることを適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。	設計結果のとおりに設置されていること。
耐圧検査	技術基準規則の規定に基づく検査圧力で所定時間保持し、検査圧力に耐え、異常のないことを適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。	検査圧力に耐え、異常のないこと。
漏えい検査	耐圧検査終了後、技術基準規則の規定に基づく検査圧力により漏えいの有無を適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。	検査圧力により著しい漏えいのないこと。
建物・構築物 構造検査	建物・構築物が設計結果のとおり製作され、組立てられていること、関係法令及び規格 ^{※2} 等に適合することを適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。	主要寸法が設計結果の数値に対して許容範囲内にあり、関係法令及び規格等に適合すること。
機能・性能検査 特性検査	<ul style="list-style-type: none"> ・系統構成確認検査^{※3} 実際に使用する系統構成及び可搬型設備等の接続が可能なことを適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・実際に使用する系統構成になっていること。 ・可搬型設備等の接続が可能なこと。
	<ul style="list-style-type: none"> ・運転性能検査、通水検査、系統運転検査、容量確認検査 設計で要求される機能・性能について、実際に使用する系統状態、模擬環境により試運転等を行い、機器単体又は系統の機能・性能を適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・実際に使用する系統構成になっていること。 ・目的とする機能・性能が発揮できること。
	<ul style="list-style-type: none"> ・絶縁耐力検査 電気設備と大地との間に、試験電圧を連続して規定時間加えたとき、絶縁性能を有することを適合性確認対象設備の状態を示す記録（工場での試験記録等を含む。）又は目視により確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・目的とする絶縁性能を有すること。
	<ul style="list-style-type: none"> ・ロジック回路動作検査、警報検査、インターロック検査 電気設備又は計測制御設備についてロジック、インターロック確認及び警報確認等により機能・性能又は特性を適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ロジック、インターロック及び警報が正常に動作すること。
	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 建物、構築物、非常用電源設備等の完成状態を適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・機能・性能に影響を及ぼす有害な欠陥のないこと。 ・設計結果のとおりに設置されていること。
	<ul style="list-style-type: none"> ・計測範囲確認検査、設定値確認検査 計測制御設備の計測範囲又は設定値を適合性確認対象設備の状態を示す記録（工場での校正記録等を含む。）又は目視により確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・計測範囲又は設定値が許容範囲内であること。
	<ul style="list-style-type: none"> ・接続確認検査 電源の接続が設計結果のとおりであること、受電状態で機器が正常に動作することを適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・設計結果のとおりに接続されていること。 ・受電状態で機器が正常に動作すること。
状態確認検査 ^{※4}	<ul style="list-style-type: none"> ・設置要求及び機能要求における機器保管状態、設置状態、接近性、分散配置及び員数が設計結果のとおりであることを適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。 ・評価要求に対するインプット条件（耐震サポート等）との整合性確認を適合性確認対象設備の状態を示す記録又は目視により確認する。 ・運用可能な手順が設計結果のとおりであることを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・機器保管状態、設置状態、接近性、分散配置及び員数が適切であること。 ・評価条件を満足していること。 ・運用可能な手順が設計結果のとおり定められ、利用できる状態となっていることが確認できること。

※1 消防法及び JIS

※2 設計の時に採用した適用基準、規格

※3 通水検査を分割して検査を実施する等、使用時の系統での通水ができない場合に実施。（通水検査と同系統である場合には、検査時に系統構成を確認するため不要）

※4 検査対象機器の動作確認は、機能・性能検査を主とするが、技術基準規則 54 条の検査として、適用可能な手順を用いて動作できることの確認を行う場合は、その操作が可能な構造であることを状態確認検査で確認する。

3.4.4 検査計画の管理

適合性確認検査を適切な時期で実施するため、関係各グループ及び発電所関係各課と調整のうえ、発電所全体の主要工程を踏まえた適合性確認の検査計画を作成する。また、適合性確認検査の実施時期及び適合性確認検査が確実に行われることを管理する。

- ・ 検査の管理は、適合性確認検査要領書単位で行い計画及び実績を適合性確認検査計画表で管理する。
- ・ 適合性確認検査の進捗状況に応じ、検査計画又は主要工程の変更を伴う場合は、速やかに関係箇所と調整を行うとともに、検査工程を変更する。

3.4.5 適合性確認検査の実施

適合性確認検査は、「試験・検査基準」に基づき、検査要領書の作成、検査体制の確立を行い、実施する。

(1) 適合性確認検査の検査要領書の作成

発電所の設備を主管する組織の長は、適合性確認対象設備が本工事計画及び既工事計画に適合していることを確認するため「3.4.3(1) 適合性確認検査の方法の決定」で決定し、様式-8の「確認方法」欄で明確にした確認方法を基に、適合性確認検査を実施するための検査要領書を作成する。

検査要領書は、検査実施責任者が、検査目的、検査対象範囲、検査項目、検査方法、判定基準、検査体制、不適合管理、検査手順及び検査成績書の事項を記載した検査要領書を作成し、主任技術者及び品質保証担当の審査を経て検査実施責任者が制定する。検査要領書では、検査の確認対象範囲として含まれる技術基準規則の条文を明確にする。

実施する検査が代替検査となる場合は、「(2) 代替検査の確認方法の決定」に従い、代替による適合性確認検査の方法を決定する。

(2) 代替検査の確認方法の決定

a. 代替検査の決定

発電所の設備を主管する組織の長は、適合性確認検査実施にあたり、以下の条件に該当する場合には代替検査の評価を行い、その結果を当該の検査要領書に添付する。

b. 代替検査の条件

代替検査とは、通常の方法で検査ができない場合に用いる手法であり、以下の場合をいう。

- (a) 当該検査対象の品質記録（要求事項を満足する記録）がない場合（プロセス評価を実施し検査の成立性を証明する必要がある場合）※
- (b) 構造上外観が確認できない場合
- (c) 耐圧検査で圧力を加えることができない場合
- (d) 系統に実注入ができない場合
- (e) 電路に通電できない場合 等

※：「当該検査対象の品質記録（要求事項を満足する記録）がない場合（プロセス評価を実施し検査の成立性を証明する必要がある場合）」とは、以下の場合をいう。

- ・材料検査で材料検査証明書（ミルシート）がない場合
- ・寸法検査記録がなく、実測不可の場合

c. 代替検査の評価

発電所の設備を主管する組織の長は、代替検査を用いる場合、代替検査として用いる方法が本来の検査目的に対する代替性を有していることの評価を実施する。その結果は、「(1) 適合性確認検査の検査要領書の作成」で作成する検査要領書の一部として添付し、該当する主任技術者による審査後、検査実施責任者の承認を得て適用する。

検査目的に対する代替性の評価にあたっては、以下の内容を明確にする。

- (a) 設備名称
- (b) 検査項目
- (c) 検査目的
- (d) 通常の方法で検査ができない理由※¹
- (e) 代替検査の手法、判定基準※²
- (f) 検査目的に対する代替性の評価※²

※1：記載にあたって考慮すべき事項

- ・既存の発電用原子炉施設に悪影響を及ぼすことによる困難性
- ・現状の設備構成上の困難性
- ・作業環境における困難性 等

※2：記録の代替検査の手法、評価については「3.6.1 文書及び記録の管理」に従い、記録の成立性を評価する。

(3) 適合性確認検査の体制

検査要領書で明確にする適合性確認検査の体制は、第 3.4-1 図に示す当該検査における力量を有する者等で構成される体制とする。

a. 統括責任者 [所長]

発電所における保安に関する業務を統括するとともに、その業務遂行に係る品質保証活動を統括する。

b. 主任技術者

検査の指導・監督を行う。

検査要領書の制定及び改訂が生じた場合には、その内容を審査する。

検査成績書の内容を審査する。

検査の指導・監督を行うに当たり、以下に示す主任技術者と検査内容に応じた所掌の調整等を実施することで情報の共有を図る。

(a) 発電用原子炉主任技術者は、主に原子炉の核的特性や性能に係る事項等、原子炉の運転に関する保安の監督を行う。

(b) ボイラー・タービン主任技術者は、主に機械設備の構造及び機能・性能に係る事項等、原子力設備の工事、維持及び運用（電氣的設備に係るものを除く。）に関する保安の監督を行う。

(c) 電気主任技術者は、主に電気設備の構造及び機能・性能に係る事項等、電気工作物の工事、維持及び運用（電氣的設備）に関する保安の監督を行う。

c. 品質保証担当 [安全品質保証統括室長又は安全品質保証統括室課長]

品質保証の観点から、検査対象範囲、検査方法等の妥当性の確認を実施するとともに、検査要領書の制定・改訂が適切に行われていることを審査する。

d. 検査実施責任者 [発電所の設備を主管する組織の長]

検査要領書の制定及び改訂を行う。適合性評価並びにリリースを伴う検査の結果を確認する。

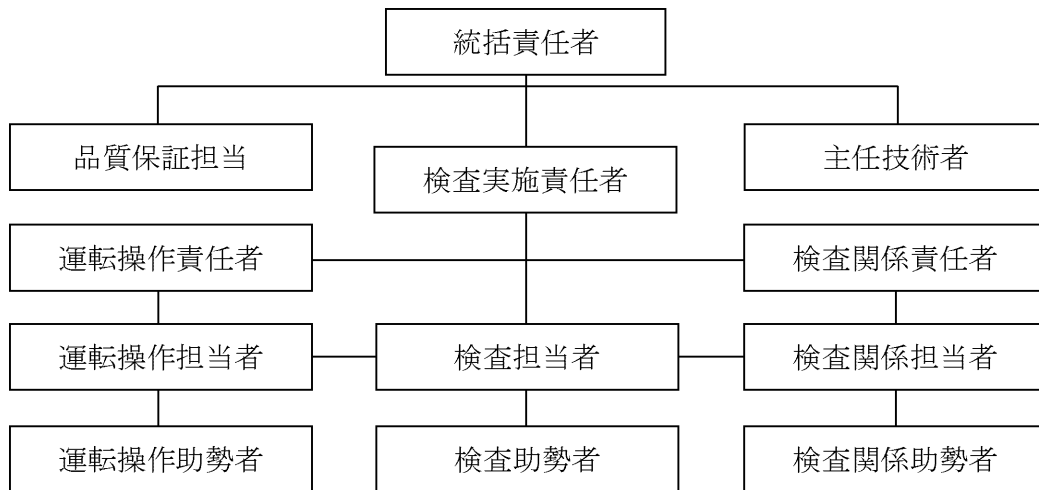
e. 検査担当者

工事の主担当者から独立し、検査の力量を持った者で、適合性評価並びにリリースを伴う検査を直接行うとともに、検査成績書を作成する。

(4) 適合性確認検査の実施

検査担当者は、検査要領書に基づき、確立された検査体制の下で、適合性確認検査を実施し、その結果を検査実施責任者に報告する。

報告を受けた検査実施責任者は、検査プロセスが検査要領書に基づき適正に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認後、主任技術者の審査を受ける。



(注) 各個別の検査においては、関係のない者は除かれる。

第 3.4-1 図 検査実施体制 (例)

3.5 本工事計画における調達管理の方法

本工事計画で行う調達管理は、その管理を確実にするために、「設計・調達管理基準」に基づき以下に示す管理を実施する。

3.5.1 供給者の技術的評価

調達を担当する組織の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として、「供給者評価チェックシート」を用いて、以下の項目について供給者の技術的評価を実施する。

また、供給者の再評価を、5年を限度として定期的に行い、供給者が重大な不適合を発生させた場合にも再評価を行う。

- (1) 技術的能力及び製造能力の有無
- (2) 調達製品の納入・使用実績の有無
- (3) 調達製品のサンプルの検査・試験結果等の良否（使用実績がない場合、必要に応じ確認）
- (4) 品質保証に関する能力の有無（第3.5-1表参照）
- (5) 前回評価から再評価までの間の確認事項の良否（再評価時のみ実施）

この(1)～(5)までの確認・評価結果を基に、調達文書の要求事項に適合する製品又は役務を供給する総合的な能力の有無を判断する。

第3.5-1表 品質保証に関する能力の有無の判定表

		業務の区分 A,B	業務の区分 C,D	業務の区分 E
品質保証に関する能力	①品質保証計画 (品質マニュアル)	いずれか1つは「良」であること。	いずれか1つは「良」又は「有」であること。	いずれか1つは「良」又は「有」であること。
	②当社による品質保証監査の結果			
	③品質保証に関する公的認証	—	—	
	④供給実績等における評価	—	—	

3.5.2 供給者の選定

調達を担当する組織の長は、本工事計画に必要な調達を行う場合、原子力安全に対する影響や供給者の実績等を考慮し、業務の重要度に応じた業務の区分（添付－1「当社におけるグレード分けの考え方」（以下、「添付－1」という。）第5表参照）を明確にした上で、調達に必要な要求事項を明確にし、資材調達部門へ供給者の選定を依頼する。

資材調達部門は、「3.5.1 供給者の技術的評価」で、技術的な能力があると判断した供給者の中から供給者を選定する。

3.5.3 調達製品の調達管理

業務の実施に際し、当社においては、原子力安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。

調達に関する品質保証活動を行うに当たっては、原子力安全に対する影響や供給者の実績等を考慮し、業務の区分（添付－1 第5表参照）を明確にした上で、以下の調達管理を実施する。

(1) 調達仕様書の作成

調達を担当する組織の長は、業務の内容に応じ、以下の a.～j.を記載した調達仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。（「(2) 調達製品の管理」参照）

- a. 仕様明細
- b. 設計要求事項
- c. 材料・機器の管理に関する要求事項
- d. 製作・据付に関する要求事項
- e. 試験・検査に関する要求事項
- f. 適用法令等に関する要求事項
- g. 品質保証要求事項（添付－1 第6表参照）
- h. 調達物品等の不適合の報告及び処理に係る要求事項
- i. 安全文化を醸成するための活動に関する必要な要求事項
- j. 解析業務に関する要求事項（解析委託の管理については、添付－3 参照）

調達を担当する組織の長は、調達製品の調達後における維持又は運用に必要な保安に係る技術情報の取得について供給者へ要求する。取得した情報は、必要に応じてほかの原子炉設置者と共有する。

調達製品を受領する際に要求事項への適合状況を記録した文書を提出するよう、供給者に対して「調達仕様書」により要求する。

なお、調達要求事項は以下を含めたものとする。

- ・設計・開発のレビューに設計・開発に係る専門家を含める。
- ・調達要求事項に不適合の報告・処理に関する事項の追加
- ・調達要求事項に安全文化を醸成するための活動に関する事項の追加

(2) 調達製品の管理

調達を担当する組織の長は、当社が調達仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、「設計・調達管理基準」、「保修基準」及び「土木建築基準」に基づき、業務の実施に当たって必要な図書（品質保証計画書（業務の区分 A,B）、作業要領書等）を供給者に提出させ、それを審査し、確認するなどの製品に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達製品の検証

調達を担当する組織の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために、業務の区分、調達数量・調達内容などを考慮した調達製品の検証を行う。

調達を担当する組織の長は、供給先で検証を実施する場合、あらかじめ調達文書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

調達製品が調達要求事項を満たしていることを確認するために実施する検証は、以下のいずれかの方法により実施する。

a. 試験・検査

「試験・検査基準」に基づき、工場あるいは発電所で設計の妥当性確認を含む試験・検査を実施する。試験・検査の実施にあたっては、検証に関する管理要領を検討する。

当社が立会い又は記録確認を行う試験・検査に関しては、供給者に以下の項目のうち必要な項目を含む試験・検査要領書を作成させ、当社が事前に審査、承認した上で、試験・検査要領書に基づき実施する。

- ・対象設備、目的、範囲、条件
- ・実施体制、方法、手順
- ・記録項目

- ・合否判定基準
- ・時期、頻度
- ・適用法令、基準、規格
- ・使用する測定機器

可搬式ポンプ及びそれに接続するホース等の型番指定の汎用品を添付-1 第5表に示す「業務の区分 E,F」で管理し購入する場合で、設備個々の機能・性能を調達段階の工事又は検査中で確認できないものについては、当社にて試験・検査要領書を作成し、受入後に、機能・性能の確認を実施する。

b. 受入検査の実施

製品の受入れに当たり、受入検査を実施し、現品、発送許可証、その他の記録の確認を行う。

c. 記録の確認

作業日報、工事記録等調達した役務の実施状況を確認できる書類により検証を行う。

d. 報告書の確認

調達した役務に関する実施結果を取りまとめた報告書の内容を確認することにより検証を行う。このうち、設計を調達した場合は供給者から提出させる納入図書に対して設計の検証を実施する。

e. 作業中のコミュニケーション等

調達した役務の実施中に、適宜コミュニケーションを実施すること及び立会い等を実施することにより検証を行う。

f. 受注者品質保証監査（「3.5.4 受注者品質保証監査」参照）

3.5.4 受注者品質保証監査

監査を担当する組織の長は、供給者の品質保証活動及び安全文化醸成活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、受注者品質保証監査を実施する。

(受注者品質保証監査を実施する場合の例)

(設備) 添付-1 第5表に定める業務の区分Aに該当し、機能・性能の大幅な変更がある場合

(役務) 過去3年以内に監査実績がない供給者で、添付-1 第5表に定める業務の区分Bに該当する場合

但し、過去(5年を目安)に同種製品又は役務の調達を実施され、監査結果が良好な場合は除外可能とする。

供給者の発注先(安全上重要な機能に係る主要業務を行う企業)(以下「外注先」という。)について、下記に該当する場合は、直接外注先に監査を行う。

- ・ 当社が行う供給者に対する監査において、供給者における外注先の品質保証活動の確認が不十分と認められる場合
- ・ 不適合等が発生して、外注先の調査が必要となった場合
- ・ 設計・製作の主体が外注先である場合

本工事計画に係る供給者については、供給者の評価を実施し、供給者の調達製品を供給する能力に問題はないことを確認しており、必要に応じて監査を実施する。

3.6 記録、識別管理、追跡可能性

3.6.1 文書及び記録の管理

(1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録

設計、工事及び検査に係る文書及び記録については、本文品質保証計画の「別図 2 品質保証計画に係る規定文書体系図」に示す規定文書、規定文書に基づき業務ごとに作成される文書（一般図書）、それらに基づき作成される品質記録（設備図書、一般図書）があり、これらを「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」に基づき管理する。

当社の品質記録は、設備に関する情報として最新性を維持するための管理が行われている「設備図書」と、活動の結果を示す記録として管理する「一般図書」に分けて管理している。本工事計画に係る主な品質記録の QMS 上の位置付けを第 3.6-1 表に示す。

(2) 適合性確認検査に用いる文書及び記録

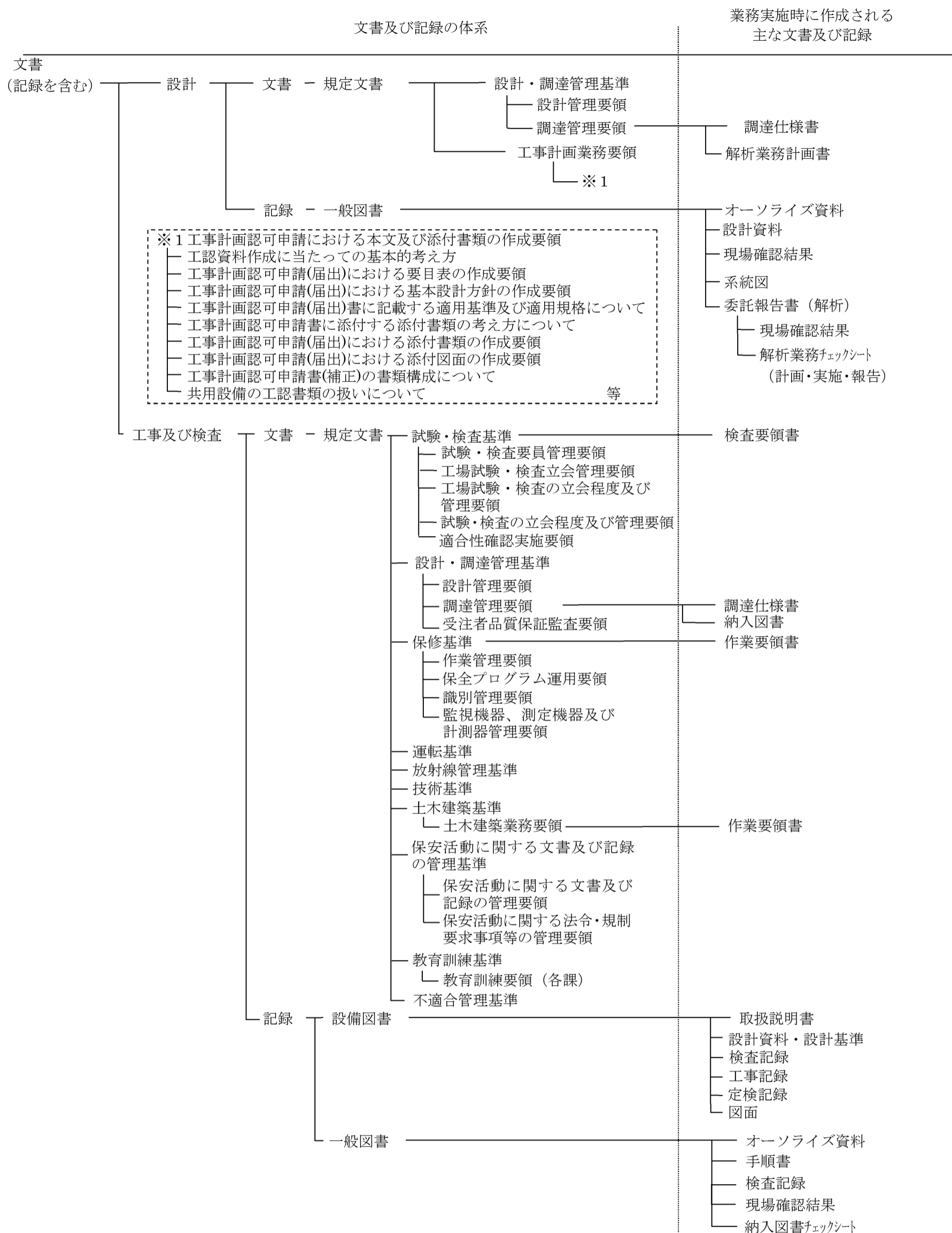
適合性確認検査として、記録確認検査を実施する場合に用いる記録は、原則として最新性が確保されている「設備図書」を用いて実施する。

なお、「設備図書」だけでなく、第 3.6-1 表に示す「一般図書」も用いる場合は、「一般図書」の内容が、実施する適合性確認検査時の適合性確認対象設備の状態を示すものであることを、型番の照合、確認できる記載内容の照合をすることにより確認し、適合性確認検査に用いる記録として利用する。

適合性確認検査に用いた「一般図書」は、供用開始後に、「設備図書」として管理する。

第 3.6-1 表 品質記録の QMS 上の位置付け

記録の種類	QMS 上の位置付け
設備図書	品質保証体制下で作成され、建設当時から同様の方法で、設備の改造等に合わせて、図書を最新に管理している図書
一般図書 (主な一般図書)	作成当時の品質保証体制下で作成され、記録として管理している図書（試験・検査の記録を含む） 設備図書のように最新に維持されているものではないが、設備の状態を示すものであることを確認することにより、設備図書と同等の記録となる図書
既工認	設置又は改造当時の工事計画の認可を受けた図書で、当該工事計画に基づく使用前検査の合格を以って、その設備の状態を示す図書
設計文書（記録）	作成当時の適合性確認対象設備の設計内容が確認できる記録（自社解析の記録を含む）
自主検査結果（記録）	品質保証体制下で行った当該設備の状態を確認するための試験及び検査の記録
工事中の設備に関する納入図書	設備の工事中の図書であり、このうち、図面等の最新版の維持が必要な図書は、工事竣工後に「設備図書」として管理する図書。
委託報告書	品質保証体制下の調達管理を通じて行われた、業務委託の結果（解析結果を含む）
供給者から入手した設計図書等	供給者を通じて、供給者所有の設計図書、製作図書等入手した図書
製品仕様書、又は仕様がわかるカタログ等	供給者が発行した製品仕様書、又は仕様が確認できるカタログ等で設計に関する事項が確認できる資料
現場確認結果 (ウォークダウン)	品質保証体制下で確認手順書を作成し、その手順書に基づき現場の適合状態を確認した記録



【定義】 (保安活動に関する文書及び記録の管理基準)

- ・規定文書：統一的な取扱を必要とする事項について定めた文書
- ・業務要領：規定文書のうち「基準」を補足する詳細な手順を定めた文書
- ・一般図書：規定文書、業務要領及び設備図書以外の文書及び記録
- ・記録：業務の実施結果又は、活動の証拠で、設備図書、一般図書の2種類に区分して管理する。

第 3.6-1 図 設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する文書体系

3.6.2 識別管理及び追跡可能性

(1) 計測器の管理

a. 当社所有の計測器の管理

(a) 校正・検証

定めた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証又はその両方を行う。また、そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録する。

(b) 識別管理

イ. 計測器管理台帳による識別

校正の状態を明確にするため、計測器管理台帳に、校正日及び校正頻度を記載し、有効期限内であることを識別する。計測器が故障等で使用できない場合、使用禁止を計測器管理台帳に記載する。修理等で使用可能となれば、使用禁止から校正日へ記載を変更することで、使用可能であることを明確にする。

ロ. 計測器管理ラベルによる識別

計測器の校正の状態を明確にするよう、計測器管理ラベルに必要事項を記載し、計測器の目立ちやすいところに貼付し識別する。

b. 当社所有以外の計測器の管理

供給者持込計測器の管理については、使用する前までに計測器名、型式、製造番号、校正頻度、トレーサビリティを校正記録等で確認する。

(2) 機器、弁及び配管等の管理

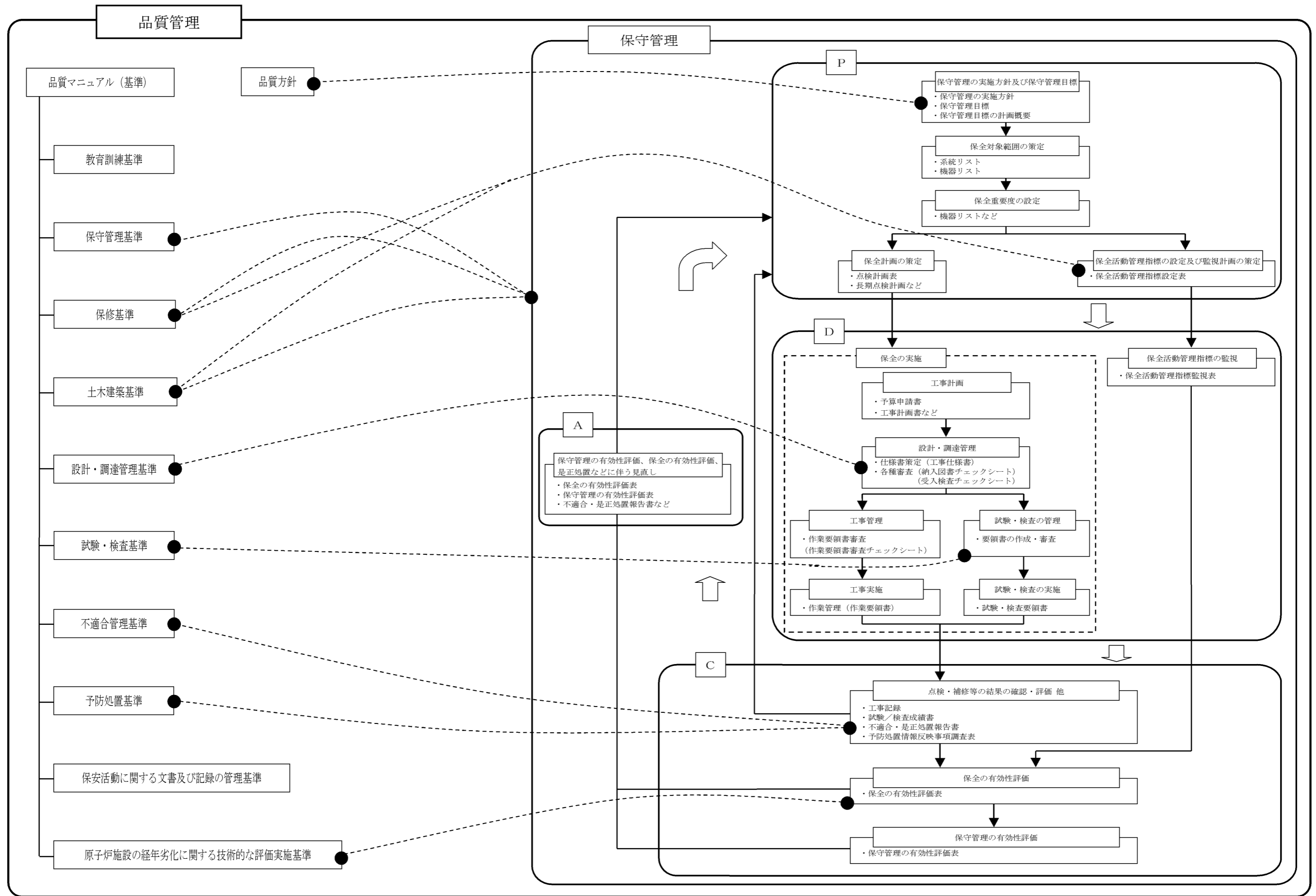
機器類、弁及び配管類は、刻印、タグ、銘板、台帳、塗装表示等にて管理する。

4. 適合性確認対象設備の保守管理

本工事計画に基づく工事は、法令に基づく申請・届出が必要な発電用原子炉施設の改造工事であることから、「保守基準」及び「土木建築基準」の「保全計画の策定」の中の「補修、取替え及び改造計画」として、保安規定に基づく保守管理に係る業務プロセスに基づき実施している。

保守管理に係る業務プロセスと品質マネジメントシステムの文書との関連を第 4-1 図に示す。

適合性確認対象設備については、技術基準規則への適合性を適合性確認検査を実施することにより確認し、適合性確認対象設備の使用開始後においては、保守管理に係る業務プロセスに基づき保全重要度に応じた点検計画を策定し保全を実施することにより、適合性を維持する。



第 4-1 図 保守管理に係る業務プロセスと品質マネジメントシステムの文書との関連

本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画【 施設（設備）】

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考	
	当社	供給者	◎:主担当、○:関連				(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)			
			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等		
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化								
設計	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定								
設計	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成 (設計1)								
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計 (設計2)					(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施			
設計	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証								
設計	3.3.3 (4)	工事計画認可申請書の作成								
設計	3.3.3 (5)	工事計画認可申請書の承認								
工事 及び 検査	3.4.1	本工事計画に基づく設備の具体的な設計の実施 (設計3) ↓ 工事の実施 ↓ 適合性確認検査の計画 ↓ 検査計画の管理 ↓ 適合性確認検査の実施					(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施			
	3.4.2						(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施			
	3.4.3									
	3.4.4									
工事 及び 検査	3.4.5 3.6.2	適合性確認検査の実施								

※ -----▶ : 必要に応じ実施する。

施設と条文の対比一覧表（例）

条文		技術基準規則 S A（条）																														
		49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	
		地盤	地震	津波	火災	特重設備	重大事故等対処設備	材料構造	破壊の防止	安全弁	耐圧試験	未臨界	高圧時の冷却	バウンダリの減圧	低圧時の冷却	最終ヒートシンク	CV冷却	CV過圧破損防止	下部溶融炉心冷却	CV水素爆発	原子炉建屋水素爆発	SFP冷却	拡散抑制	水の供給	電源設備	計装設備	原子炉制御室	監視測定設備	緊急時対策所	通信	準用	
施設区分 設備区分	分類	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	共通	
					</																											

各条文の設計の考え方（例）

第〇条（〇〇〇〇〇）					
1. 技術基準規則の条文、解釈への適合性に関する考え方					
No.	基本設計方針で記載する事項	適合性の考え方（理由）	項-号	解釈	説明資料等
2. 設置許可本文のうち、基本設計方針に記載しないことの考え方					
No.	項目	考え方			説明資料等
3. 設置許可添八のうち、基本設計方針に記載しないことの考え方					
No.	項目	考え方			説明資料等
4. 詳細な説明が必要な事項					
No.	記載先				

要求事項との対比表（例）

技術基準規則・解釈*	工事計画認可申請(届出)書 基本設計方針	設置（変更）許可（平成〇〇年〇〇月〇〇日付け）本文	設置（変更）許可（平成〇〇年〇〇月〇〇日付け）添付書類八	備 考

* 技術基準規則・解釈については、記載内容が少ない場合は、この欄を省略することを「可」とする。

基準適合性を確保するための設計結果と適合性確認状況一覧表（例）

〇〇施設						技術基準規則 第〇〇条							
施設区分	設備区分	機器区分	設備 / 運用	必要な 機能等	該当条文	機器名称	基本 設計 方針						
								工認設計結果 (要目表/設計方針)	設備の 具体的設計結果	確認方法	工認設計結果 (要目表/設計方針)	設備の 具体的設計結果	確認方法
〇〇施設					〇〇条				【検査項目】 【検査方法】 【要領書番号】			【検査項目】 【検査方法】 【要領書番号】	
								【記録等】	【記録等】			【記録等】	
					〇〇条				【検査項目】 【検査方法】 【要領書番号】			【検査項目】 【検査方法】 【要領書番号】	
								【記録等】	【記録等】			【記録等】	
		技術基準要求設備 (要目表として記載要求のない設備)				〇〇条			【検査項目】 【検査方法】 【要領書番号】			【検査項目】 【検査方法】 【要領書番号】	
								【記録等】	【記録等】			【記録等】	
						〇〇条			【検査項目】 【検査方法】 【要領書番号】			【検査項目】 【検査方法】 【要領書番号】	
								【記録等】	【記録等】			【記録等】	

当社におけるグレード分けの考え方

1. 設計管理、調達管理におけるグレード分けの考え方

当社では業務の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じて、グレード分けの考え方を適用している。「設計・開発」管理（本文品質保証計画「7.3 設計・開発」）や「調達」管理（本文品質保証計画「7.4 調達」）に係るグレード分けについては、次のとおりである。

(1) 設備の「設計・開発」管理に係るグレード分けの考え方

設備の「設計・開発」の管理に係るグレード分けの考え方は、第1表のとおりである。

第1表 設備の「設計・開発」の管理に係るグレード分け

グレード	工事区分	設計区分
グレード1	原子力発電所の安全上重要な設備及び構築物等に関する工事	工事計画認可申請又は届出を行う原子力施設に関する工事の要求事項への適合性を確保するための設計 *1 (以下「要求事項への適合性を確保するための設計」という。)
グレード2		工事計画認可申請又は届出対象以外の原子力施設の工事のための設計
グレード3	上記以外の原子力施設に関する工事	

* 1 : この設計には、新たな規制基準等の要求事項を既存の施設等へ適用する場合を含む。

(2) 設備の「設計・開発」の管理に係るグレードごとの適用範囲

設備の「設計・開発」の管理に係るグレードに応じて適用する管理の段階は、第2表のとおりであり、各管理の段階とその実施内容は、第3表のとおりである。

第2表 管理の段階とグレード毎の適用範囲

管理の段階		管理のグレード		
		グレード1	グレード2	グレード3
I	設備導入の計画	○	○	○
II	要求事項への適合性を確保するための設計（設計1、設計2）	○	—	—

III	調達文書作成（必要により）	○	○	○
IV	設備の具体的な設計（設計3）	○	○※3	○※3,※4
	工事及び試験・検査	○※1	○	○
V	一般汎用品に対する機能・性能確認	○※2	—	—

※1 一般汎用品の機能・性能を当社により管理できる場合を含む。

※2 一般汎用品の機能・性能を管理の段階IVの工事及び試験・検査で確認できない場合

※3 自社設計の場合、以下に示す必要な管理を実施する。

・グレード2：「3.3.3 本工事計画における設計」～「3.4.1 本工事計画に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）」

・グレード3：「3.4.1 本工事計画に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）」

※4 一般汎用品を除く。

第3表 管理の段階毎の実施内容

管理の段階		実施内容
I	設備導入の計画	主要工事業務計画、オーソライズにより、設計対象設備の基本仕様、工事完了までに必要となる業務、関係箇所の役割分担を含めた設備導入の計画を作成する。
II	要求事項への適合性を確保するための設計（設計1、設計2）	要求事項への適合性を確保するための設計を、「3.3 設計に係る品質管理の方法で行った管理の実績に係る計画」～「3.3.3(4) 設計のアウトプットに対する検証」に基づき、実施する。 設計業務をアウトソースする場合は、「3.5 本工事計画における調達管理の方法」に基づき管理する。
III	調達文書作成（必要により）	調達文書を「3.5 本工事計画における調達管理の方法」に基づき作成し、供給者に設備の設計業務をアウトソースする。
IV	設備の具体的な設計（設計3）	設備の具体的な設計を実施する。設計業務をアウトソースする場合は、「3.4.1 本工事計画に基づく設備の具体的な設計の実施（設計3）」に基づき管理する。
	工事及び試験・検査	工事を、設計結果に基づき実施する。工事をアウトソースする場合は、「3.5 本工事計画における調達管理の方法」に基づき管理する。 試験・検査は、「3.4.4 適合性確認検査の計画」に基づき、工場製作段階又は現場工事段階において実施する。
V	一般汎用品に対する機能・性能確認	一般汎用品に対する機能・性能確認を「3.5.3 調達製品の調達管理(3)調達製品の検証」に基づき実施する。

(3) 設備の「調達」管理に係るグレード分けの考え方

設備の「調達」管理に係るグレード分けの考え方は、以下に示す品質保証上の要求事項に対し、業務の重要度に応じたグレード分けを適用する。

a. 業務の区分に応じた品質保証上の要求事項

当社は、供給者に対し、「業務の区分」（第 5 表参照）に応じた品質保証上の要求（第 6 表参照）を行うことにより、供給者に品質保証体制を確立させた上で、調達管理を実施する。

この「業務の区分」は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に定める重要度に供給信頼度（稼働率）を加味した「品質重要度分類」（第 4 表参照）等の業務の重要度に応じて定め、該当する業務の区分が複数ある場合は、業務の区分が高い方を適用する。

第 4 表 品質重要度分類

安全性 稼働率	クラス 1		クラス 2		クラス 3		クラス外
	PS-1	MS-1	PS-2	MS-2	PS-3	MS-3	
R1*1	A				B		
R2*2							
R3*3					C1*4	C2*5	

*1 その設備の故障により発電停止となる設備

*2 その故障がプラント運転に重大な影響を及ぼす設備（R1を除く。）

*3 上記以外でその故障がプラント稼働にほとんど影響を及ぼさない設備

*4 ①第 3 者機関の検査を受ける設備、②予備機がなくかつ保守・取替等の作業が出来ない機器、③原子炉格納容器内の設備、④特殊な条件下での信頼性維持を求められている設備

*5 A,B,C1 以外の設備

第5表 業務の重要度に応じた業務の区分

業務の重要度		業務の区分（高⇔低） ^{*3}					
		A	B	C	D	E	F
設備	品質重要度分類 A,B の工事	○	—	—	—	○ ^{*1}	—
	品質重要度分類 C(C1,C2)の工事	—	—	○	—	—	—
	工事計画認可申請又は届出対象の工事	○	—	—	—	○ ^{*1}	—
	上記以外の工事	—	—	—	—	—	○
^{*2} 役務	品質重要度分類 A,B に関する役務	—	○	—	—	—	—
	品質重要度分類 C(C1,C2)に関する役務	—	—	—	○	—	—
	工事計画認可申請又は届出対象の工事に関する役務	—	○	—	—	—	—
	保安規定に直接関連する役務	—	○	—	—	—	—
	品質マネジメントシステムの運用管理に関する役務	—	—	—	○	—	—
	上記以外の役務	—	—	—	—	—	○

*1 過去に設計を行った設備と同じ設備の型番購入において実績があること。
また、一般汎用品の型番購入においては、原子力特有の技術仕様書を基に設計・製作されたものでない一般汎用品の中からそれに合致する設備を当社が設計の中で特定し、その設備を調達するものであることから、供給者に対する品質保証上の要求事項（第6表参照）は必要なものに限定している。

*2 役務には、本工事計画に係る解析業務が該当

*3 上記に示した「業務の区分」よりも高いグレードを適用する場合がある。

第6表 業務の区分ごとの供給者の品質保証体制に対する品質保証上の要求

品質保証活動に関する要求項目	業務の区分					
	A	B	C	D	E	F
①品質保証体制の構築（組織の状況）	○	○	○	○	—	—
②経営者の責任（リーダーシップ）	○	○	—	—	—	—
③計画並びにリスク及び機会への取組み（予防処置を含む）	○	○	○	○	—	—
④資源の運用管理（支援）	○	○	○	○	—	—
⑤監視機器及び測定機器の管理	○	○	○	○	○	—
⑥コミュニケーション	○	○	○	○	—	—
⑦文書及び記録の管理（文書化した情報）	○	○	○	○	—	—
⑧業務の計画及び管理	○	○	○	○	—	—
⑨設計管理（製品及び役務の設計・開発）	○	○	○	○	—	—
⑩調達管理（外部から提供されるプロセス、製品及び役務の管理）	○	○	○	○	—	—
⑪業務の実施及び特殊工程管理	○	○	○	○	—	—
⑫識別及びトレーサビリティ	○	○	○	○	○	—
⑬当社の所有物	○	○	○	○	○	○
⑭中間品及びアウトプットの保存	○	○	○	○	—	—
⑮引渡し後の活動	○	○	○	○	—	—
⑯変更の管理	○	○	○	○	—	—
⑰監視及び測定（製品及び役務のリリース）	○	○	○	○	—	—
⑱不適合及び是正処置（不適合の報告及び処理に係る要求を含む）	○	○	○	○	—	—
⑲パフォーマンス評価	○	○	○	○	—	—
⑳改善	○	○	—	—	—	—

技術基準規則ごとの基本設計方針の作成に当たっての基本的な考え方

1. 設置変更許可申請書との整合性を確保する観点から、設置変更許可申請書本文に記載している、適合性確認対象設備に関する設置許可基準規則に適合させるための「設備の設計方針」や、設備と一体となって適合性を担保するための「運用」を基にした詳細設計が必要な設計要求事項を記載する。
2. 技術基準規則及びその解釈への適合性を確保する観点で、設置変更許可申請書本文以外で詳細設計が必要な設計要求事項（多様性拡張設備など）がある場合は、その理由を「各条文の設計の考え方」に明確にした上で記載する。
3. 自主的に設置したものは、原則として記載しない。
4. 基本設計方針は、必要に応じて並び替えることにより、技術基準規則の記載順となるように構成し、箇条書きにするなど表現を工夫する。
5. 基本設計方針の作成に当たっては、必要に応じ、以下に示す考え方で作成する。
 - (1) 設置変更許可申請書本文記載事項のうち、「性能」を記載している設計方針は、技術基準規則への適合性を確保する上で、その「性能」を持たせるために特定できる手段がわかるように記載する。

また、技術基準規則への適合性を確保する観点で、設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要となる運用を付加する場合も同様の記載を行う。

なお、手段となる「仕様」が要目表で明確な場合は記載しない。
 - (2) 設置変更許可申請書本文記載事項のうち「運用」は、「基本設計方針」として、運用の継続的改善を阻害しない範囲で必ず遵守しなければならない条件がわかる程度の記載を行うとともに、運用を定める箇所（QMS の 2 次文書で定める場合は「保安規定」を記載）の呼び込みを記載し、必要に応じ、当該施設に関連する別表第二に示す添付書類の中でその運用の詳細を記載する。

また、技術基準規則及びその解釈への適合性を確保する観点で、設置変更許可申請書本文に対応した事項以外に必要となる運用を付加する場合も同様の記載を行う。
 - (3) 設置変更許可申請書本文で評価を伴う記載がある場合は、工認資料にて担保する条件を以下の方法を使い分けることにより記載する。
 - a. 評価結果が示されている場合、評価結果を受けて必要となった措置のみを工認対象とする。

- b. 今後評価することが示されている場合、評価する段階（設計 or 工事）を明確にし、評価の方法及び条件、その評価結果に応じて取る措置の両者を設計対象とする。
- (4) 第 10 条など、要求事項が該当しない条文については、該当しない旨の理由を記載する。
- (5) 条項号のうち、適用する設備がない要求事項は、「適合するものであることを確認する」という工認審査の観点を踏まえ、当該要求事項の対象となる設備を設置しない旨を記載する。
- (6) 技術基準規則の解釈等に示された指針・行政文書・他省令の呼び込みがある場合は、以下の要領で記載を行う。
- a. 設置時に適用される要求など、特定の版の使用が求められている場合は、引用する文書名及び版を識別するための情報（施行日等）を記載する。
 - b. 監視試験片の試験方法を示した規格など、条文等で特定の版が示されているが保守管理等の運用管理の中で評価する時点でエンドースされた最新の版による評価を継続して行う必要がある場合は、保安規定等の運用の担保先の表示に加え、当該文書名とそのコード番号（必要時）を記載する。
 - c. 解釈等に示された条文番号は、当該文書改正時に変更される可能性があることを考慮し、条文番号は記載せず、条文が特定できる表題で記載する。
 - d. 条件付の民間規格や設置変更許可申請書の評価結果等を引用する場合は、可能な限りその条件等を文章として反映する。また、設置変更許可申請書の添付を呼び込む場合は、対応する本文のタイトルを呼び込む。なお、文書名を呼び込む場合においても「技術評価書」の呼び込みは行わない。

本工事計画における解析管理について

1. 本工事における解析管理

本工事計画に必要な解析のうち、調達（「3.5 本工事計画における調達管理の方法」参照）を通じて実施した解析は、「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン（平成 26 年 3 月 一般社団法人 原子力安全推進協会）」（以下「解析業務ガイドライン」という。）に示される要求事項に、耐震 BC 不適合を踏まえた当社独自の要求事項を加えて策定した「設計・調達管理基準」に従い、供給者への解析要求事項を明確にしている。

解析業務における具体的な活動内容を、以下に示す。また、事業者と供給者の解析業務の流れ、及び組織内外の部門間の相互関係を第 1 表に示す。

調達によらない解析業務の管理（自社解析）の実績を第 2 表に示す。

(1) 調達仕様書の作成

調達を担当する組織の長は、解析業務における以下の要求事項を記載した調達仕様書を作成する。

a. 解析業務計画書の作成

解析業務計画書には、以下の内容を含む。

- (a) 解析業務の作業手順
 - (b) 解析結果の検証
 - (c) 委託報告書の確認
 - (d) 解析業務の変更管理
 - (e) 品質記録の保管管理
 - (f) 教育の実施
- b. 教育の実施
 - c. 計算機プログラムの検証
 - d. 入力根拠の明確化
 - e. 入力結果の確認
 - f. 解析結果の検証
 - g. 委託報告書の確認
 - h. 解析業務の変更管理
 - i. 品質記録の保管管理
 - j. 調達

(2) 調達製品（解析業務）の調達管理

調達管理における当社の管理を「a.当社が実施する解析業務の管理」に、供給者の管理を「b.供給者が実施する解析業務の管理」に示す。

a. 当社が実施する解析業務の管理

(a) 解析業務計画の確認

調達を担当する組織の長は、供給者に提出を求めた「解析業務計画書」（又は「委託実施要領書」）で以下のイ.～へ.の計画が明確にされていることを、「解析業務チェックシート（解析業務計画書用）」により確認する。

イ. 解析業務の作業手順(デザインレビュー、審査方法、時期等を含む。)

- ・ 計算機プログラムが適正であることの検証及び管理の方法
- ・ 解析ごとの入力根拠の明確化
- ・ 入力根拠の整理方法
- ・ 入力根拠の確認及び入力が正確に実施されていることの確認
- ・ 入力クロスチェック*やダブルチェックによるデータの信頼性の確保

*入力クロスチェックとは、解析担当者以外で解析に精通した者で、解析担当者とは別の入力根拠を独立して作成し、そのデータと解析担当者が出力したエコーデータ（入力したデータの計算機出力）を照合することをいう。（入力クロスチェックの流れは第1図を参照）

ロ. 解析結果の検証

ハ. 委託報告書の確認

ニ. 解析業務の変更管理

ホ. 品質記録の保管管理

ヘ. 教育の実施

(b) 解析実施状況の確認

調達を担当する組織の長は「解析業務チェックシート（解析実施状況確認用）」を用いて現地調査による以下の実施状況を確認する。

- ・ 教育の実施状況
- ・ 計算機プログラムの検証状況
- ・ 計算機への入力が正しく行われたことの確認状況
- ・ 解析結果の検証状況
- ・ 解析業務の変更管理

(c) 解析業務結果の確認

調達を担当する組織の長は、供給者から提出された「委託報告書」を「解析業務チェックシート（委託報告書用）」により確認し、供給者が解析業務の計画に基づき適切に解析業務を実施したことを確認する。

b. 供給者が実施する解析業務の管理

供給者は、当社の調達仕様書の要求事項に基づき、以下のとおり、解析業務を実施する。

(a) 解析業務計画書の作成

供給者は、解析業務を実施するに当たり、あらかじめ解析業務の計画を解析業務計画書として策定し、事前に当社に提出して確認を受ける。

解析業務の計画では、以下の計画を明確にする。

イ. 解析業務の作業手順

- ・ 計算機プログラムが適正であることの検証及び管理の方法（「(c) 計算機プログラムの検証」の内容を含む。）
- ・ 解析ごとの入力根拠の明確化（「(d)入力根拠の明確化」の内容を含む）
- ・ 計算機プログラムへの入力 that 正確に実施されたことの確認（「(e)入力結果の確認」の内容を含む）
- ・ 入力及び計算式を含めた手計算結果の確認

ロ. 解析結果の検証（「(f)解析結果の検証」の内容を含む。）

ハ. 委託報告書の確認（「(g)委託報告書の確認」の内容を含む。）

ニ. 解析業務の変更管理（「(h)解析業務の変更管理」の内容を含む。）

ホ. 品質記録の保管管理（「(i)品質記録の保管管理」の内容を含む。）

ヘ. 教育の実施（「(b)教育の実施」の内容を含む。）

(b) 教育の実施

解析業務の実施に先立ち、当該の解析を実施する要員に対し、入力根拠・入力データに対する確認の重要性とそれを誤った場合の結果の重大性、及びそれらの誤りを見つけることの重要性に関する教育を実施する。

(c) 計算機プログラムの検証

計算機プログラムが適正なものであることを事前に検証する。

(d) 入力根拠の明確化

解析業務計画書等に基づき解析ごとの入力根拠を明確にした文書を作成する。

(e) 入力結果の確認

- ・解析担当者は、計算機プログラムへの入力が正確に実施されていることの確認を行う。建屋の耐震安全性評価の場合は、解析担当者及びそれ以外の者の2名によりダブルチェックする。

- ・入力根拠の確認及び入力が正確に実施されていることの確認を目的として、入力クロスチェック者が入力クロスチェックを実施する。建屋の耐震安全性評価の場合は、入力クロスチェック者及びそれ以外の者によりダブルチェックする。

(f) 解析結果の検証

イ. 解析結果の検証として、あらかじめ策定した解析業務計画書等に従い、以下の観点を参考に審査を行う。

- ・入力根拠を明確にし、計算機プログラムへ入力しているか。
- ・汎用表計算ソフトウェアを使用する場合、その使用を明確にし、入力した計算式を事前に検証して登録しているか。
- ・解析結果が受容できるものであることを次の例に示すような方法で確認しているか。

(イ) 類似解析結果との比較

(ロ) 物理的あるいは工学的整合性の確認

- ・新設計の燃料、炉心、系統・設備等を採用した場合、あるいは新しい解析手順や計算機プログラムを適用した場合など、許認可申請用の設計解析に設計変更又は新規性が認められる場合には、デザインレビュー等により解析の妥当性を確認しているか。
- ・新たな解析を行わず、過去の検証済みの解析結果をそのまま使用する場合には、適用する設計インプットが同等であることを個々の仕様ごとに検証しているか。
- ・過去の検証済みの解析結果に適用された検証方法・内容程度が、最新の手順と同等でない場合には、最新の手順に従って改めて検証を行うか、あるいは不足分に対する追加の検証を行っているか。

ロ. 審査者の検証活動を明確にして審査を行う。

(g) 委託報告書の確認

解析業務の結果を、当社の指定する書式又は当社の確認を得た書式に加工、編集して以下の内容を含めた委託報告書を作成する。

- ・教育の実施結果
- ・計算機プログラムを用いた解析結果・汎用表計算ソフトウェアを用いた計算結果又は手計算による計算結果

- ・ 解析ごとの入力根拠が正しく作成されたことの確認結果
- ・ 計算機プログラムへ入力が正確に実施されたことの確認結果（入力クロスチェックの結果を含む。）
- ・ 計算機プログラムの検証結果
 （記載すべき事項）
 - ◆ 計算機コード（プログラム）名
 - ◆ 開発機関
 - ◆ バージョン
 - ◆ 開発時期
 - ◆ 解析コード等の概要
 - ◆ 検証方法

開発元が提示する例題や理論解との比較の実施状況などを確認し、計算機能が適正であることを検証する。

(h) 解析業務の変更管理

調達を担当する組織の長の要求に従い、以下の変更管理を実施する。

- イ． 解析業務の変更有無や変更があった場合は、変更内容を文書化し、解析業務の各段階において、その変更内容を反映する。
- ロ． 供給者から当社へ解析モデル・条件等を提案した後に供給者がそれらを変更する場合は、当社の確認を得てから変更する。

(i) 品質記録の保管管理

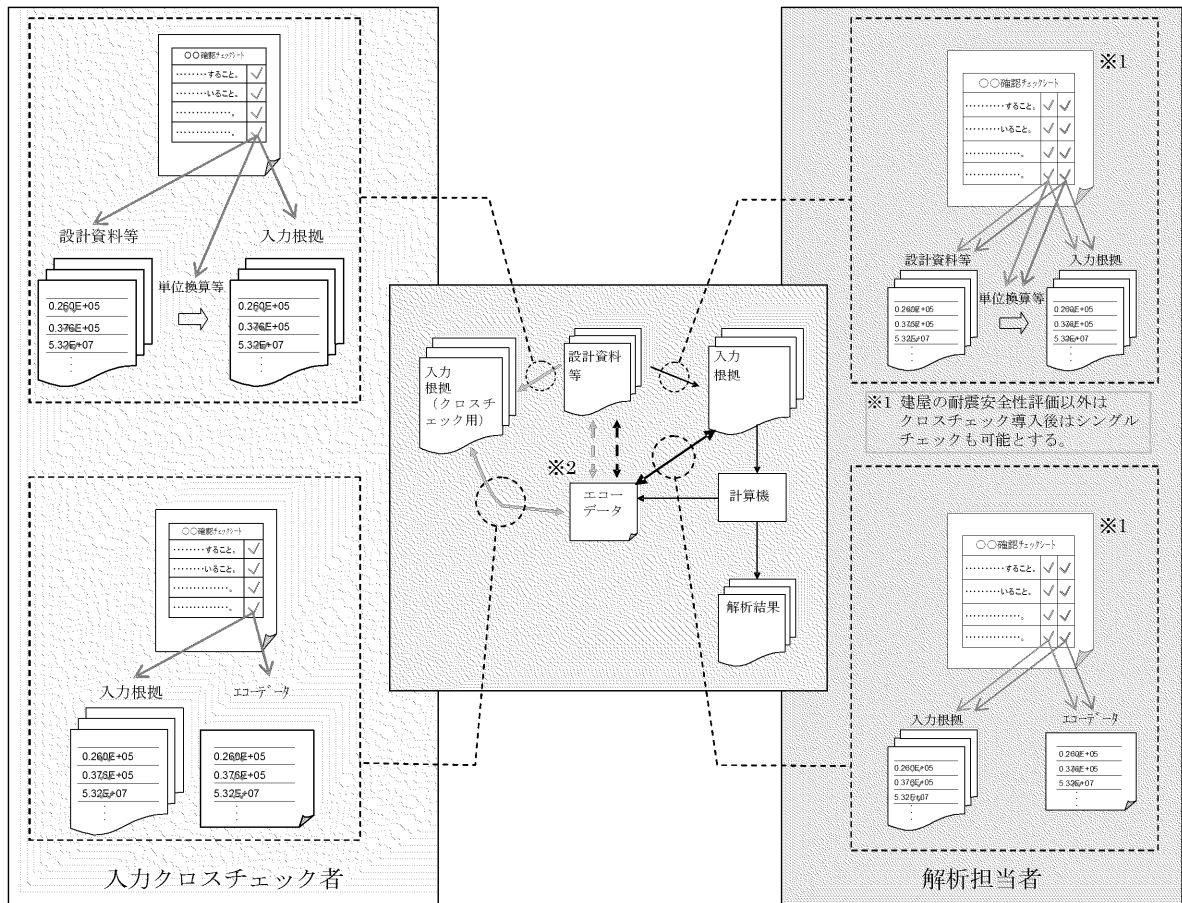
解析業務に係る必要な文書を、期限を定めて品質記録として管理する。

(j) 調 達

- イ． 解析業務のプロセスをアウトソースする場合には、あらかじめその内容を明確にする。また、アウトソースすることについて当社の確認を得る。
- ロ． 解析業務に係る必要な品質保証活動として、当社からの解析に関する要求事項を、購入仕様書や文書等で供給者の調達先にも要求する。

第1表 解析の業務フロー

管理の段階	当 社 (本店)	供給者 (解析者)	解析結果を保証するための品質管理のポイント	当社における具体的な調達 (解析) の管理の方法	証拠書類	備考 (背景)
書作成 調達仕様	①調達仕様書作成 ↓ 解析業務発注	解析業務受注	① 当社は、当社からの解析に関する要求事項 (③、⑤～⑩、⑫、⑬) を、調達仕様書で確実に要求する。	(当社) ① 「(1)調達仕様書の作成」参照	・仕様書	① 「解析業務ガイドライン」
計画 確認 業務	② 「解析業務計画書」の確認	③解析業務の計画 ↔ ⑬変更管理	② 当社は、供給者の活動を確実に管理するため、供給者が行う活動内容 (⑤～⑩、⑫、⑬) を事前に解析業務計画書 (③) にて提出させ確認する。	(当社) ② 「(2)調達製品 (解析業務) の調達管理」 a.(a)参照 (供給者) ③ 「(2)調達製品 (解析業務) の調達管理」 b.(a)参照	・解析業務計画書 (供給者提出) ・解析業務チェックシート (解析業務計画書用)	②、③ 「解析業務ガイドライン」
解析 実施 状況 確認	④ 解析業務計画書に基づき、供給者に対する解析業務実施状況について現地調査にて確認し、適宜、監査を実施 ・教育の実施状況 ・計算機プログラムの検証状況 ・入力根拠の作成状況 ・入力結果 (手計算結果含む) の確認状況 ・入力クロスチェックの状況 ・解析結果の検証状況 (審査の実施状況、デザインレビュー等の実施状況を含む。) ・変更管理の状況	⑤教育の実施 ↓ ⑥計算機プログラムの検証 ↓ ⑦-1 入力根拠の明確化 (解析担当者) ⑦-2 入力根拠の作成 (入力クロスチェック者) ↓ ⑧入力結果の確認 ↓ 解析実施 ↓ ⑨解析結果の検証 ↓ 委託報告書作成 ↓ ⑩委託報告書の確認 ↓ 委託報告書提出 ↓ ⑫品質記録の保管	④ 当社は、供給者が解析業務計画書に基づき、解析業務を確実に活動していることを確認するため、以下の活動の実施状況を現地にて確認し、適宜、監査を実施する。 ・入力データ確認の重要性等の意識付けを行うための教育の実施状況 (⑤) ・入力根拠の妥当性の確認と入力データが確実にインプットされていることの確認のための入力クロスチェック (⑦-1、⑦-2、⑧) の実施状況 ・計算方法が適切な方法で確実に行われていることの確認のための計算機プログラムの検証 (⑥) の実施状況 ・解析結果が妥当であることの確認のための解析結果の検証 (⑨) の実施状況 ・解析業務に変更が生じた場合の変更管理 (⑬) の実施状況	(当社) ④ 「(2)調達製品 (解析業務) の調達管理」 a.(b)参照 (供給者) ⑤ 「(2)調達製品 (解析業務) の調達管理」 b.(b)参照 ⑥ 「(2)調達製品 (解析業務) の調達管理」 b.(c)参照 ⑦ 「(2)調達製品 (解析業務) の調達管理」 b.(d)参照 ⑧ 「(2)調達製品 (解析業務) の調達管理」 b.(e)参照 ⑨ 「(2)調達製品 (解析業務) の調達管理」 b.(f)参照 ⑬ 「(2)調達製品 (解析業務) の調達管理」 b.(h)参照	・解析業務チェックシート (解析実施状況確認用)	④、⑤ 「耐震 BC 不適合」を受けた管理の強化 ⑥ 「解析業務ガイドライン」 ⑦-1 「解析業務ガイドライン」 ⑦-2 「耐震 BC 不適合」を受けた管理の強化 ⑧、⑨、⑬ 「解析業務ガイドライン」
解析 結果 確認	⑪ 「委託報告書」の確認	⑩委託報告書の確認 ↓ 委託報告書提出 ↓ ⑫品質記録の保管	⑩ 当社は、供給者の活動が確実に実施されたかを確認するため、供給者が確認した委託報告書 (⑩) を提出させ、当社も確認する。	(当社) ⑩ 「(2)調達製品 (解析業務) の調達管理」 a.(c)参照 (供給者) ⑩ 「(2)調達製品 (解析業務) の調達管理」 b.(g)参照 ⑫ 「(2)調達製品 (解析業務) の調達管理」 b.(i)参照	・報告書 (供給者提出) ・解析業務チェックシート (委託報告書用)	⑩～⑫ 「解析業務ガイドライン」

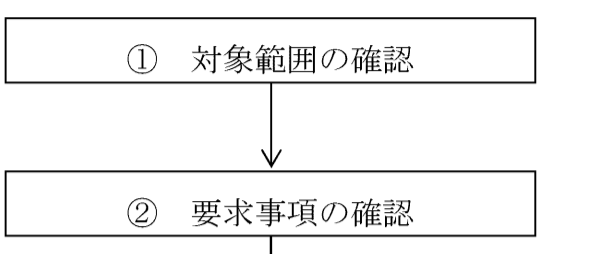
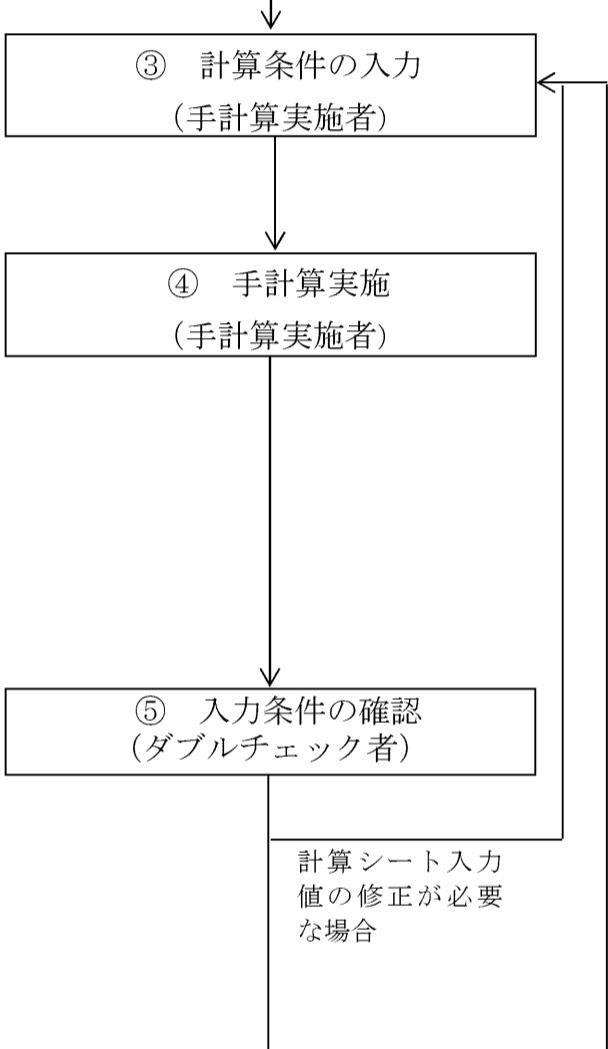
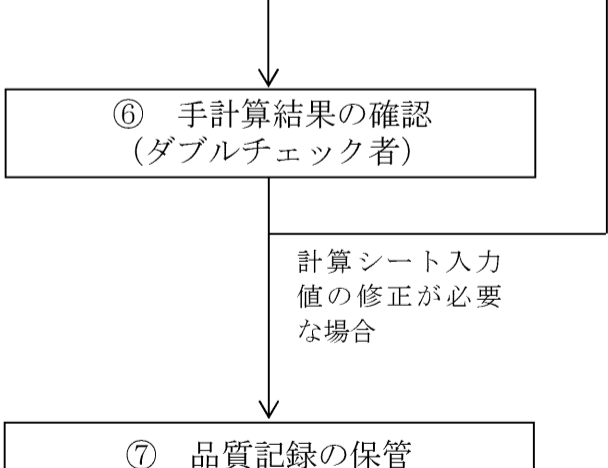


※2 入力クロスチェック者は、設計資料等から直接エコーデータの確認ができる場合は、設計資料等とエコーデータを直接照合してよいものとする。

↔ :入力クロスチェック者による照合 → :データの流れ

第1図 入力クロスチェックのフロー

第2表 工事計画に係る手計算実施時の品質管理について（例：耐震計算）

管理の段階	当 社	手計算結果を保証するための品質管理のポイント	備考（背景）
実施の必要性確認		<p>① 当社は、耐震計算を実施するに当たり、「設備リスト」「要目表」「系統図」等を用いて評価対象範囲を明確にする。</p> <p>② 当社は、評価対象範囲について、技術基準規則^(注1)の要求事項に基づき、JEAG4601-1991（追補版）の適用する規格等で規定されている適切な評価式を選定し、評価式を用いて手計算を実施する必要があることを確認する。</p>	<p>（注1） 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（平成25年6月28日 原子力規制委員会規則第六号）</p>
手計算実施状況確認		<p>③ 当社は、手計算を確実に実施するために、以下に示すとおり、計算条件を入力する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 手計算実施者は、JEAG4601-1991（追補版）等で規定される評価式による計算に必要なパラメータを「要目表」「図面」等より整理する。 <p>④ 当社は、手計算を確実に実施するために、以下に示すとおり、手計算の過程を明確にする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 手計算実施者は、JEAG4601-1991（追補版）等で規定される評価式に計算条件を当てはめ、計算式を作成する。 手計算実施者は、作成された計算式を用いて手計算を実施し、その過程及び結果を整理する。 手計算実施者は、正しいパラメータが入力されていることを確認する。 <p>⑤ 当社は、手計算を確実に実施するために、以下に示すとおり、入力条件を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ダブルチェック者は、計算に必要なパラメータが適切に収集されていることを確認する。 ダブルチェック者は、収集されたパラメータが整理されていることを確認する。 手計算実施者は、必要に応じ、入力の修正を行う。 	
手計算結果確認		<p>⑥ 当社は、手計算を確実に実施するために、以下に示すとおり、手計算の過程及び結果を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ダブルチェック者は、計算過程及び計算結果に正しいパラメータが入力されていることを確認する。 手計算実施者は、必要に応じ、入力の修正を行う。 <p>⑦ 当社は、耐震計算を実施するに当たり、計算結果を品質記録として保管する。</p>	

本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画

原子炉本体

工事計画届出添付資料 8-2

川内原子力発電所第2号機

施設ごとの設計及び工事に係る
品質管理の方法等に関する実績又は計画について

1. 概 要

本資料は、本文「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」に基づく「原子炉本体」の設計に係るプロセスの実績、工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

川内原子力発電所第2号機における「原子炉本体」の設計に係るプロセスとその実績について、「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に示した設計の段階ごとに、組織内外の部門関係、進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として、組織内外の部門関係、進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に基づき実施した、川内原子力発電所第2号機における「原子炉本体」の設計の実績、工事及び検査の計画について、「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」の様式-1により示す。

本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画【原子炉本体】

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容 (設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		備考	
	当社	供給者	◎:主担当、○:関連	本店	発電所		供給者	業務実績又は業務計画		記録等
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	○	<p>本工事計画に必要な要求事項を、資料 8-1 の「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」に示す事項とした。</p> <p>原子力設備グループ長は、原子力設備グループの要員に要求事項に関するインプットについて、その適切性をレビューさせた。また、その結果を社内決定文書として承認した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 社内決定文書 :「川内原子力発電所 2 号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事 基本設計書」 設計・開発へのインプットレビューチェックシート 		
設計	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	—	—	○	<p>原子力設備グループは、資料 8-1 の「3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」に基づき、既工事計画の設計結果、設置許可基準規則、技術基準規則及び設置（変更）許可をインプットとして、設計基準対象施設、重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を除く。以下、「重大事故等対処施設」という。）に係る機能ごとに「原子炉本体」を抽出し、その結果をアウトプットとして様式-2 に整理した。</p> <p>原子力設備グループ長は、整理した様式-2 について、原子力設備グループの要員に、資料 8-1 の「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して必要な機器等が抜けなく抽出されているかの観点で確認させた。また、様式-2 を社内決定文書として承認した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 既工事計画の設計結果 (既に提出した工事計画及び既に認可された工事計画については、「既工事計画」という。) 設置（変更）許可 様式-2 社内決定文書 :「川内原子力発電所 2 号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事 工事計画設計資料」 		
設計	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）	◎	—	—	○	<p>原子力設備グループは、資料 8-1 の「3.3.3 (1) 基本設計方針の作成（設計 1）」に基づき、技術基準規則をインプットとして、技術基準規則の条文単位での適用を明確にし、アウトプットとして、各条文と各施設における適用可否の考え方を様式-3 に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループは、様式-3 をインプットとして、条文と施設の関係を一覧に整理し、アウトプットとして様式-4 に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループは、実用炉規則別表第二、技術基準規則、様式-2 及び様式-4 をインプットとして、抽出した機器を実用炉規則別表第二の施設区分ごとに並べ替えるとともに、各機器に適用される技術基準規則の条項号及び条項号ごとに詳細な検討が必要となる項目を整理し、アウトプ</p>	<ul style="list-style-type: none"> 様式-2 様式-3 様式-4 様式-5-1 様式-5-2 様式-6 様式-7 設置（変更）許可 既工事計画の設計結果 社内決定文書 		

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当、○:関連			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容 (設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		備考
	当社		供給者		本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									<p>ットとして、工認書類と本工事計画の関係を様式-5-1に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループは、設置許可基準規則、技術基準規則及び設置（変更）許可をインプットとして、資料 8-1 の「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記した要求事項を満たすために必要な基本設計方針として既工事計画の基本設計方針からの基本設計方針の変更要否を確認したうえで基本設計方針を作成し、アウトプットとして、各条文の設計の考え方を様式-6に、要求事項との対比を明示した基本設計方針を様式-7に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループは、基本設計方針、設置（変更）許可をインプットとして、既工事計画や他プラントの状況を参考にして、各機器の耐震重要度、機器クラス、兼用する際の登録の考え方を様式-2で、適合性確認対象設備に必要な工認書類との関連を様式-5-2で明確にした。</p> <p>原子力設備グループ長は、様式-3、様式-4、様式-5-1、様式-5-2、様式-6、及び様式-7について、原子力設備グループの要員に資料 8-1 の「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して、設計方針が抜けなく設定されているかの観点でレビューさせた。また、その設計結果を社内決定文書として承認した。</p>	<p>:「川内原子力発電所 2号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事 工事計画設計資料」</p> <p>・設計・開発からのアウトプットレビューチェックシート</p>	
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計 2）			◎	—	—	○	<p>原子力設備グループ長は、様式-2で抽出した機器に対し、詳細な検討が必要となる設計の要求事項を明記している様式-5-1、様式-5-2及び基本設計方針をインプットとして、該当する条文の基本設計方針に対する適合性を確保するための詳細設計を実施し、その結果をアウトプットとして様式-8の「工認設計結果（要目表/設計方針）」欄に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループ長は、様式-8の「工認設計結果（要目表/設計方針）」欄について、原子力設備グループの要員に資料 8-1 の「3.3.3(1)基本設計方針の作成（設計 1）」で明記している条文ごとの基本設計方針に</p>	<p>・様式-2</p> <p>・様式-5-1</p> <p>・様式-5-2</p> <p>・様式-8</p> <p>・社内決定文書</p> <p>:「川内原子力発電所 2号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事 工事計画設計資料」</p> <p>・設計・開発からのアウトプットレビュー</p>	

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容 (設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		備考
	当社		供給者		◎:主担当、○:関連				業務実績又は業務計画	記録等	
					本店	発電所	供給者				
									<p>対する必要な設計が行われているか、詳細な検討が必要な事項について設計が行われているかの2つの観点でレビューさせた。また、その設計結果を社内決定文書として承認した。</p> <p>基本設計方針の設計要求事項ごとの詳細設計の実績を、その実績のレビュー、設計の体制及び外部との情報伝達に関する実施状況を含めて、以下の「1.」以降に示す。(【 】は、本工事計画内の資料との関連)</p>	ユーチェックシート	
設計	3.3.3 (2)						◎	<p>1. 共通的に適用される設計</p> <p>共通的に適用される設計項目に対する設計を、以下に示すとおり実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 技術基準規則第5条（地震による損傷の防止）の適合に必要な設計を資料8-3の「2. 地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 ・ 技術基準規則第14条（安全設備）及び15条（設計基準対象施設の機能）の適合に必要な設計を資料8-3の「3. 健全性に係る設計」で実施した。 ・ 技術基準規則第17条（材料及び構造）の適合に必要な設計を資料8-3の「4. 材料及び構造に係る設計」で実施した。 ・ 技術基準規則第27条（原子炉冷却材圧力バウンダリ）の適合に必要な設計を資料8-3の「4. 材料及び構造に係る設計」で実施した。 	「原子炉冷却系統施設」参照		
設計	3.3.3 (2)						◎	<p>2. 設備に係る設計のための系統の明確化及び兼用する機能の確認</p> <p>原子力設備グループは、原子炉本体の設備の設計にあたって、2.1及び2.2により施設・設備区分を整理し、兼用する機能を確認したうえで、原子炉本体の設備設計を「3. 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計」で実施した。</p> <p>2.1 機能単位の系統の明確化</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 様式-2 ・ 様式-5-1 ・ 設置（変更）許可 ・ 既工事計画 ・ 社内決定文書 <p>：「川内原子力発電所2号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工</p>		

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当、○:関連			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容 (設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		備考
	当社		供給者		本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									<p>原子力設備グループは、資料 8-1 の「第 3.3-2 図 主要な設備の設計」の「系統構成の明確化」に従い、様式-2、設置（変更）許可及び基本設計方針をインプットとして、原子炉本体で設計を行う設備について、系統構成をそれぞれ明確にし、その結果をアウトプットとして設計資料（社内決定文書）に取りまとめた。</p> <p>2.2 兼用する機能の確認 原子力設備グループは、資料 8-1 の「第 3.3-2 図 主要な設備の設計」の「兼用する機能の確認」に従い、様式-2 をインプットとして、原子炉本体が主登録となる機器について兼用する施設・設備区分を確認したうえで、様式-5-1 及び様式-2 をインプットとして関係する技術基準規則の条文及び兼用する機能を確認した上で、既工事計画の設計から変更がないことを確認し、アウトプットとして、これらの設計結果を設計資料（社内決定文書）に取りまとめた。</p> <p>【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】</p>	事 工事計画設計資料」	
設計	3.3.3 (2)						◎ — ○ ○	<p>3. 機能を兼用する機器を含む設備に係る設計 原子力設備グループは、複数の機能を兼用する機器について 3.1 に示すとおり設計を実施した。</p> <p>3.1 兼用を含む原子炉本体の機器の仕様等に関する設計 原子力設備グループ長は、本工事計画に必要な設計を行うための委託仕様書を作成し、資料 8-3 の「1.1 設計に係る委託業務の管理」に基づく調達管理を実施した。</p> <p>原子力設備グループは、供給者に対し、兼用を含む原子炉本体の機器のうち、調達にて設計が必要な機器の仕様等に関する設計の実施を要求した。</p> <p>供給者は、資料 8-1 の「第 3.3-2 図 主要な設備の設計」の「機器の仕様等に関する設計」に従い、「2.1 機能単位の系統の明確化」、「2.2 兼用する機能の確認」で取りまとめた設計資料(社内決定文書)等をイ</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・委託仕様書 ・委託報告書 ・委託業務の検証 ・様式-2 ・既工事計画 ・社内決定文書 <p>:「川内原子力発電所 2 号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事 工事計画設計資料」</p>		

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考
	当社		供給者	◎:主担当、○:関連				(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		
				本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								<p>ンプットとして、原子炉本体が主登録となる機器について使用条件を集約したうえで、仕様等に関する設計を実施し、設定根拠に取りまとめた。その結果をもとに、既工事計画の設計から変更がないこと並びに設定根拠を満たす機能を有することを確認し、アウトプットとして機器ごとに必要な設備仕様、設定根拠、構造図、系統図及び配置図に取りまとめた。</p> <p>供給者は取りまとめた結果について、原子力設備グループに基本設計方針の要求を満たす設計となっていることの確認を受け、アウトプットとして委託報告書を作成し、当社に提出した。</p> <p>原子力設備グループ長は、供給者が提出した委託報告書をグループ員に検証させ、承認した。</p> <p>原子力設備グループは、委託報告書をインプットとして、兼用を含む原子炉本体の機器の仕様等に関する設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し、その結果をアウトプットとして設計資料(社内決定文書)に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループ長は、設計資料を審査し、社内決定文書として承認した。</p> <p>【要目表】 【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】 【構造図】【系統図】【配置図】</p>		
設計	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証		◎	—	—	○	<p>原子力設備グループ長は、設計結果としてとりまとめられた様式-3～様式-8が、資料8-1の「3.3.3(1)基本設計方針の作成(設計1)」で明確にした基本設計方針を満たしていることを確認する観点で、原設計者以外の者に検証を実施させた。また、「3.3.3(2)適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計(設計2)」で取りまとめた各設計結</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-3～様式-8 ・各設計資料(社内決定文書) ・設計・開発からのアウトプット検証チェックシート 	

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当、○:関連			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容 (設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		備考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							果を社内決定文書として承認した。		
設計	3.3.3 (4)		◎	○	—	○	<p>原子力設備グループは、資料 8-1 の「3.3.3(4) 工事計画認可申請（届出）書の作成」に基づき、適用される要求事項の抜けがないように管理して作成した基本設計方針(設計 1) 及び適用される技術基準の条項に対応した基本設計方針を用いて実施した詳細設計の結果(設計 2)をもとに、工事計画として整理することにより、本工事計画届出書案を作成した。</p> <p>原子力設備グループ長は、工事計画届出書案を確認し、届出手続きを原子力工事グループ長へ依頼した。</p> <p>原子力工事グループ長は、資料 8-1 の「3.3.3(4)d. 工事計画認可申請（届出）書案のチェック」に基づき、作成した工事計画届出書案について関係各グループ及び発電所関係各課のチェックを受けた。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・工事計画届出書案 ・工事計画関連資料チェックシート（兼）依頼書 	
設計	3.3.3 (5)		◎	—	—	○	<p>資料 8-1 の「3.3.3(3) 設計のアウトプットに対する検証」及び「3.3.3(4)d. 工事計画認可申請（届出）書案のチェック」を実施した工事計画届出書案について、原子力設備グループ長は、資料 8-1 の「3.3.3(5) 工事計画認可申請（届出）書の承認」に基づき、原子力発電安全委員会における審議を経て、原子力建設部長の承認を受けた。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・工事計画届出書案 ・原子力発電安全委員会議事録 	
工事 及び 検査	3.4.1 3.4.2 3.4.3 3.4.4		○	◎	○	△	<p>原子力設備グループ長、資料 8-1 の「3.4.1 本工事計画に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3）」に基づき、本工事計画を実現するための具体的な設計を実施し、決定した具体的な設計結果を様式-8 の「設備の具体的な設計結果」欄に取りまとめる。</p> <p>発電所で設備を主管する組織の長は、資料 8-1 の「3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施」に基づき、本工事計画の対象となる設備の工事を実施する。</p> <p>発電所で設備を主管する組織の長は、本工事計画に必要な調達を行う場</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-8 ・調達仕様書 ・作業実施要領書 ・検査計画 	

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当、○:関連			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容 (設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		備考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							<p>合、資料 8-1 の「3.5 本工事計画における調達管理の方法」に基づき、必要な調達を実施する。</p> <p>調達にあたっては、資料 8-1 の「3.5.3(1)調達仕様書の作成」及び様式-8 に基づき、必要な調達要求事項を「調達仕様書」へ明記し、供給者との情報伝達を確実に行う。</p> <p>発電所で設備を主管する組織の長は、資料 8-1 の「3.4.3 適合性確認検査の計画」に基づき、本工事計画の対象設備（本工事計画に関連する設備を含む。）が、技術基準規則の要求を満たした設計の結果である本工事計画に適合していることを確認するための適合性確認検査を計画する。</p> <p>発電所で設備を主管する組織の長は、適合性確認検査の計画にあたって、資料 8-1 の「3.4.3(1)適合性確認検査の方法の決定」に基づき、検査項目、検査方法、判定基準、並びに代替検査で行う場合の確認方法及び判定基準を決定し、様式-8 の「確認方法」欄へ検査項目及び検査方法並びにそれらの設計結果とのつながりを明記する。</p> <p>発電所で工程を管理する組織の長は、適合性確認検査を実施するための工程を資料 8-1 の「3.4.4 検査計画の管理」に基づき管理する。</p>		
工事 及び 検査	3.4.5 3.6.2		—	◎	—	△	<p>発電所で設備を主管する組織の長は、資料 8-1 の「3.4.3(1)適合性確認検査の方法の決定」で計画した適合性確認検査を実施するため、資料 8-1 の「3.4.5(1)適合性確認検査の検査要領書の作成」に基づき、以下の項目を明確にした「検査要領書」を作成し、「適合性確認実施要領」に基づき関係する主任技術者及び品質保証担当の審査を経て制定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 検査目的、検査対象範囲、検査項目、検査方法、判定基準、検査体制、不適合管理、検査手順、検査成績書の事項 <p>発電所で設備を主管する組織の長は、資料 8-1 の「3.6.2 識別管理及び追跡可能性」に基づき、適合性確認検査対象設備を識別する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 検査要領書 検査記録 	

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考
	当社	供給者	◎:主担当、○:関連				(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		
			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
							<p>発電所で設備を主管する組織の長は、資料 8-1 の「3.4.5(3)適合性確認検査の体制」に基づく検査体制を確立したうえで、資料 8-1 の「3.4.5(4)適合性確認検査の実施」に基づき、検査担当者に「検査要領書」に基づく検査を実施させ、検査記録を作成させる。</p> <p>発電所で設備を主管する組織の長は、検査実施責任者として、適合性確認検査が検査要領書に基づき適切に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認後、「適合性確認実施要領」に基づき関係する主任技術者の審査を受ける。</p>		

※ -----▶ : 必要に応じ実施する。

本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画

原子炉冷却系統施設

工事計画届出添付資料 8-3

川内原子力発電所第2号機

施設ごとの設計及び工事に係る
品質管理の方法等に関する実績又は計画について

1. 概 要

本資料は、本文「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」に基づく「原子炉冷却系統施設」の設計に係るプロセスの実績、工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

川内原子力発電所第 2 号機における「原子炉冷却系統施設」の設計に係るプロセスとその実績について、「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に示した設計の段階ごとに、組織内外の部門関係、進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として、組織内外の部門関係、進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に基づき実施した、川内原子力発電所第 2 号機における「原子炉冷却系統施設」の設計の実績、工事及び検査の計画について、「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」の様式-1 により示す。

本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画【原子炉冷却系統施設】

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容 (設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		備考
	当社	供給者	◎:主担当、○:関連				業務実績又は業務計画	記録等	
				本店	発電所				
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	○	<p>本工事計画に必要な要求事項を、資料 8-1 の「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」に示す事項とした。</p> <p>原子力設備グループ長は、原子力設備グループの要員に要求事項に関するインプットについて、その適切性をレビューさせた。また、その結果を社内決定文書として承認した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 社内決定文書 :「川内原子力発電所 2 号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事 基本設計書」 設計・開発へのインプットレビューチェックシート 	
設計	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	—	—	○	<p>原子力設備グループは、資料 8-1 の「3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」に基づき、既工事計画の設計結果、設置許可基準規則、技術基準規則及び設置（変更）許可をインプットとして、設計基準対象施設、重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を除く。以下、「重大事故等対処施設」という。）に係る機能ごとに「原子炉冷却系統施設」を抽出し、その結果をアウトプットとして様式-2 に整理した。</p> <p>原子力設備グループ長は、整理した様式-2 について、原子力設備グループの要員に、資料 8-1 の「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して必要な機器等が抜けなく抽出されているかの観点で確認させた。また、様式-2 を社内決定文書として承認した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 既工事計画の設計結果 (既に提出した工事計画及び既に認可された工事計画については、「既工事計画」という。) 設置（変更）許可 様式-2 社内決定文書 :「川内原子力発電所 2 号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事 工事計画設計資料」 	
設計	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成（設計 1）	◎	—	—	○	<p>原子力設備グループは、資料 8-1 の「3.3.3 (1) 基本設計方針の作成（設計 1）」に基づき、技術基準規則をインプットとして、技術基準規則の条文単位での適用を明確にし、アウトプットとして、各条文と各施設における適用要否の考え方を様式-3 に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループは、様式-3 をインプットとして、条文と施設の関係を一覧に整理し、アウトプットとして様式-4 に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループは、実用炉規則別表第二、技術基準規則、様式-2 及び様式-4 をインプットとして、抽出した機器を実用炉規則別表第二の施設区分ごとに並べ替えるとともに、各機器に適用される技術基準規則の条項号及び条項号ごとに詳細な検討が必要となる項目を整理し、アウ</p>	<ul style="list-style-type: none"> 様式-2 様式-3 様式-4 様式-5-1 様式-5-2 様式-6 様式-7 設置（変更）許可 既工事計画の設計結果 社内決定文書 	

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考		
	当社		供給者		◎:主担当、○:関連				(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)				
					本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等			
									<p>トプットとして、工認書類と本工事計画の関係を様式-5-1に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループは、設置許可基準規則、技術基準規則及び設置(変更)許可をインプットとして、資料8-1の「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記した要求事項を満たすために必要な基本設計方針として既工事計画の基本設計方針からの基本設計方針の変更要否を確認したうえで基本設計方針を作成し、アウトプットとして、各条文の設計の考え方を様式-6に、要求事項との対比を明示した基本設計方針を様式-7に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループは、基本設計方針、設置(変更)許可をインプットとして、既工事計画や他プラントの状況を参考にして、各機器の耐震重要度、機器クラス、兼用する際の登録の考え方を様式-2で、適合性確認対象設備に必要な工認書類との関連を様式-5-2で明確にした。</p> <p>原子力設備グループ長は、様式-3、様式-4、様式-5-1、様式-5-2、様式-6、及び様式-7について、原子力設備グループの要員に資料8-1の「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して、設計方針が抜けなく設定されているかの観点でレビューさせた。また、その設計結果を社内決定文書として承認した。</p>	<p>:「川内原子力発電所2号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事 工事計画設計資料」</p> <p>・設計・開発からのアウトプットレビューチェックシート</p>			
設計	3.3.3 (2)	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content;"> 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計(設計2) </div>					◎	—	—	○	<p>原子力設備グループ長は、様式-2で抽出した機器に対し、詳細な検討が必要となる設計の要求事項を明記している様式-5-1、様式-5-2及び基本設計方針をインプットとして、該当する条文の基本設計方針に対する適合性を確保するための詳細設計を実施し、その結果をアウトプットとして様式-8の「工認設計結果(要目表/設計方針)」欄に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループ長は、様式-8の「工認設計結果(要目表/設計方針)」欄について、原子力設備グループの要員に資料8-1の「3.3.3(1)基</p>	<p>・様式-2</p> <p>・様式-5-1</p> <p>・様式-5-2</p> <p>・様式-8</p> <p>・社内決定文書</p> <p>:「川内原子力発電所2号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事 工事計画設計資</p>	

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考	
	当社		供給者		◎:主担当、○:関連	本店	発電所		供給者	業務実績又は業務計画		記録等
									<p>本設計方針の作成（設計 1）」で明記している条文ごとの基本設計方針に対する必要な設計が行われているか、詳細な検討が必要な事項について設計が行われているかの 2つの観点でレビューさせた。また、その設計結果を社内決定文書として承認した。</p> <p>基本設計方針の設計要求事項ごとの詳細設計の実績を、その実績のレビュー、設計の体制及び外部との情報伝達に関する実施状況を含めて、以下の「1.」以降に示す。（【 】は、本工事計画内の資料との関連）</p>	<p>料」</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計・開発からのアウトプットレビューチェックシート 		
				<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content;"> (3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施 </div>	◎	—	○	○	<p>1.本工事計画に係る調達管理</p> <p>1.1 設計に係る委託業務の管理</p> <p>調達を担当する組織の長は、資料 8-1 の「3.5 本工事計画における調達管理の方法」に基づく委託を以下に示すとおり実施した。</p> <p>調達を担当する組織の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として、供給者の技術的評価を実施した。</p> <p>調達を担当する組織の長は、業務の重要度に応じた業務の区分を明確にした上で、重要度に応じた要求事項を明確にし、資材調達部門へ供給者の選定を依頼した。</p> <p>資材調達部門は、供給者の技術的評価をインプットとして技術的評価が実施された供給者の中から、供給者の選定を実施した。</p> <p>調達を担当する組織の長は、業務の内容に応じた以下の内容を含んだ調達仕様書を作成し、供給者へ要求した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・仕様明細、設計要求事項、適用法令等に関する要求事項、品質保証要求事項、調達物品等の不適合の報告及び処理に係る要求事項、安全文化を醸成するための活動に関する必要な要求事項、解析業務に関する要求事項 <p>供給者は調達仕様書をインプットとし、業務の実施にあたって必要な要求を取りまとめて調達業務を実施し、アウトプットとして業務にあたって必要な図書を、調達を担当する組織の長に提出した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・供給者評価チェックシート ・調達仕様書 ・納入図書チェックシート ・委託報告書 ・委託業務の検証 		

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考
	当社		供給者		◎:主担当、○:関連	本店	発電所		供給者	(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)	
									<p>調達を担当する組織の長は、供給者から提出された業務にあたって必要な図書を審査し、製品に応じた必要な管理を実施した。</p> <p>供給者は、調達仕様書をインプットとし、調達業務を実施し、その結果をアウトプットとして委託報告書を作成し、調達を担当する組織の長へ提出した。</p> <p>調達を担当する組織の長は、供給者から提出された委託報告書が調達要求事項を満たしていることを確認するために、検証を実施した。</p>		
設計	3.3.3 (2)			<div style="border: 1px solid black; padding: 2px; display: inline-block;"> (3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施 </div>	◎	—	○	○	<p>1.2 設計に係る解析業務の管理</p> <p>解析を含む調達について、調達を担当する組織の長は、1.1 の管理に加え、以下に示すとおり解析の管理を実施した。</p> <p>調達を担当する組織の長は、解析の調達管理において、業務の内容に応じた調達仕様書を作成し、供給者へ要求した。</p> <p>供給者は、調達仕様書をインプットとして、資料 8-1 の「3.5 本工事における調達管理の方法」の活動を実施するための計画を明確にし、アウトプットとして解析業務計画書にとりまとめ、調達を担当する組織の長の確認を得て提出した。</p> <p>調達を担当する組織の長は、解析業務計画書をインプットとして、供給者において、解析業務従事者に対する意識付けの教育、コードの検証、入力クロスチェックの実施及び解析結果の検証等が行われることを確認した。</p> <p>供給者は、解析業務計画書をインプットとして解析業務を実施し、その結果をアウトプットとして委託報告書を作成し、調達を担当する組織の長へ提出した。</p> <p>調達を担当する組織の長は、解析の実施状況を確認するため、解析の各段階において、供給者が実施した入力根拠・入力結果の妥当性及び解析プログラム（解析コード）・入力データの適切性を確認した。</p> <p>調達を担当する組織の長は、供給者が作成した委託報告書をインプットとして、供給者が実施した解析の結果を確認し、承認した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 調達仕様書 ・ 解析業務計画書 ・ 解析業務チェックシート (解析業務計画書用) ・ 解析業務チェックシート (解析実施状況用) ・ 委託報告書 ・ 解析業務チェックシート (委託報告書用) 	

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考	
	当社		供給者		◎:主担当、○:関連	本店	発電所		供給者	(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		
										業務実績又は業務計画		記録等
設計	3.3.3 (2)				◎	—	○	○	<p>2. 地震による損傷防止に関する設計</p> <p>2.1 耐震設計の基本方針</p> <p>原子力工事グループの要員は、基本設計方針、既工事計画の設計結果、設置（変更）許可及びJEAG等の適用規格をインプットとして、以下の「2.2 耐震設計を行う設備の抽出」から「2.5 水平2方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価」で実施する耐震設計を行うために必要となる項目（耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分、設計用地震力、機能維持、構造計画、周辺斜面に対する考慮、材料に関する考慮並びに耐震計算の基本方針）の基本方針が既工事計画から変更がないことを確認し、耐震設計の基本方針として取りまとめ、その結果をアウトプットとして設計資料（社内決定文書）に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループ長及び原子力工事グループ長は、原子力工事グループの要員から報告を受けた設計資料を審査し、社内決定文書として承認した。</p> <p>【耐震性に関する説明書】</p> <p>2.2 耐震設計を行う設備の抽出</p> <p>原子力工事グループの要員は、「2.1 耐震設計の基本方針」、様式-2及び設備図書をインプットとして、様式-2に記載された耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分の情報を整理し、耐震評価を行う設備を抽出した。</p> <p>原子力工事グループの要員は、下位クラス施設による耐震重要施設の安全機能又は常設耐震重要重大事故防止設備若しくは常設重大事故緩和設備の重大事故等に対処するために必要な機能への波及的影響を及ぼすおそれのある設備が、既工事計画から変更がないことを確認した。</p> <p>原子力工事グループの要員は、抽出した結果を整理し、耐震設計を行う設備の一覧を定め、設計資料（社内決定文書）に取りまとめ</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-2 ・設備図書（登録前の一般図書含む） ・委託仕様書 ・委託報告書 ・設置（変更）許可 ・社内決定文書 <p>：「川内原子力発電所2号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事 工事計画設計資料」</p>		

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考
	当社		供給者		◎:主担当、○:関連				(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		
					本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									<p>た。</p> <p>原子力設備グループ長及び原子力工事グループ長は、原子力工事グループの要員から報告を受けた設計資料を審査し、社内決定文書として承認した。</p> <p>【耐震性に関する説明書】</p> <p>2.3 耐震設計方針の明確化</p> <p>原子力工事グループの要員は、「2.1 耐震設計の基本方針」、既工事計画の設計結果、設置（変更）許可及び JEAG 等の適用規格をインプットとして、耐震設計の全体的な方針について、地震応答解析、機能維持、波及的影響、水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価の各項目の詳細な方針を既工事計画と同じ方針とし、アウトプットとして社内決定文書（設計資料）に取りまとめた。</p> <p>2.4 原子炉容器の耐震設計</p> <p>(1) 原子炉容器の耐震評価</p> <p>原子力設備グループ長は、「2.1 耐震設計の基本方針」、既工事計画の設計結果、設置（変更）許可及び JEAG 等の適用規格をインプットとして、「2.4(1) 原子炉容器の耐震評価」で評価を実施するための委託仕様書を作成し、「1.2 設計に係る解析業務の管理」に従い、調達管理を実施した。</p> <p>a.原子炉容器の耐震評価方針の設定</p> <p>原子力工事グループの要員は、原子力設備グループ長が行った委託の中で、供給者に対し、原子炉容器の耐震評価に係る評価方針の設定を要求した。</p> <p>供給者は、原子力工事グループの要員からの要求を受けて、供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして、原子炉容器の解析フロー及び適用規格を検討し、アウトプットとして原子炉容器の</p>		

(3.5 調達)
設備設計に係る調達管理の実施

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考
	当社		供給者		◎:主担当、○:関連 本店 発電所 供給者				(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		
									業務実績又は業務計画	記録等	
									<p>耐震評価に係る基本方針を取りまとめた。</p> <p>b.原子炉容器の耐震評価方法の設定</p> <p>原子力工事グループの要員は、原子力設備グループ長が行った委託の中で、供給者に対し、原子炉容器の耐震評価に係る方法の設定を要求した。</p> <p>供給者は、原子力工事グループの要員からの要求を受けて、供給者が所有する適用可能な図書をインプットとして、「2.4(1)a. 原子炉容器の耐震評価方針の設定」で設定した方針に従い、以下に示すとおり耐震評価方法を設定した。</p> <p>イ. 原子炉容器の耐震評価箇所の設定</p> <p>供給者は、「2.4(1)a. 原子炉容器の耐震評価方針の設定」をインプットとして、評価対象設備の耐震評価箇所を確認し、アウトプットとして設備ごとに耐震評価箇所を取りまとめた。</p> <p>ロ. 原子炉容器の地震応答解析の実施</p> <p>供給者は、「2.4(1)a. 原子炉容器の耐震評価方針の設定」をインプットとして、解析手法の概要を確認し、アウトプットとして原子炉容器の地震応答解析の基本方針を取りまとめ、以下に示すとおり地震応答解析の方法を設定し、地震応答解析を実施した。</p> <p>・設計用地震力</p> <p>供給者は、「2.4(1)a. 原子炉容器の耐震評価方針の設定」及び既工事計画の設計用地震力をインプットとして、既工事計画の設計用地震力に変更がないことを確認した上で、アウトプットとして設計用地震力を取りまとめた。</p>		

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考
	当社		供給者		◎:主担当、○:関連				(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		
					本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									<ul style="list-style-type: none"> 解析モデル及び諸元 供給者は、「2.4(1)a. 原子炉容器の耐震評価方針の設定」及び既工事計画の解析モデルをインプットとして、1次冷却材設備の構成、材料、寸法及び質量等の諸元が既工事計画の解析モデルから変更がないことを確認した上で、アウトプットとして解析モデル及び諸元を取りまとめた。 地震応答解析の実施 供給者は、地震応答解析の基本方針、設計用地震力、解析モデル及び諸元、既工事計画で算定された1次冷却設備の地震応答解析結果をインプットとして、既工事計画で算定された1次冷却設備の地震応答解析結果に変更がないことを確認した上で、アウトプットとして地震応答解析結果を取りまとめた。 ハ. 原子炉容器の応力評価方法の設定 供給者は、「2.4(1)a. 原子炉容器の耐震評価方針の設定」及び既工事計画の設計結果をインプットとして、応力評価手法の概要を確認し、アウトプットとして原子炉容器の応力評価の基本方針を取りまとめ、以下に示すとおり応力評価の方法を設定した。 荷重の組合せ及び許容応力 供給者は、「2.4(1)a. 原子炉容器の耐震評価方針の設定」及び既工事計画の設計結果をインプットとして、応力評価において考慮する荷重の組合せと適用する許容応力状態を確認し、アウトプットとして原子炉容器の荷重の組合せ及び許容応力を取りまとめた。 		

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考
	当社		供給者		◎:主担当、○:関連 本店 発電所 供給者				(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		
									業務実績又は業務計画	記録等	
									<ul style="list-style-type: none"> ・ 応力評価における荷重等の条件 供給者は、「2.4(1)a. 原子炉容器の耐震評価方針の設定」及び既工事計画の設計結果をインプットとして、応力評価に用いる荷重を整理し、アウトプットとして原子炉容器の応力評価における荷重等の条件を取りまとめた。 ・ 形状及び寸法又は解析モデル及び諸元 供給者は、「2.4(1)a. 原子炉容器の耐震評価方針の設定」及び既工事計画の設計結果をインプットとして、既工事計画実績及び設備の構造を踏まえ質量、材料及び寸法等の情報を整理し、アウトプットとして原子炉容器の応力評価に用いる形状、寸法及び材料又は解析モデルを取りまとめた。 ・ 応力評価方法 供給者は、「2.4(1)a. 原子炉容器の耐震評価方針の設定」及び既工事計画の設計結果をインプットとして、荷重の組合せと許容応力、自重及び荷重、形状、寸法及び材料又は解析モデル及び諸元を用いて応力を算出する方法を整理し、アウトプットとして原子炉容器の応力評価方法を取りまとめた。 <p>c.原子炉容器の耐震評価の実施 原子力工事グループの要員は、原子力設備グループ長が行った委託の中で、供給者に対し、「2.4(1)b. 原子炉容器の耐震評価方法の設定」に基づいた原子炉容器の耐震評価を要求した。 供給者は、原子力工事グループの要員からの要求を受けて、「2.4(1)b. 原子炉容器の耐震評価方法の設定」をインプットとして、耐震評価を実施し、耐震評価結果が評価基準値を満足していることを確認し、アウトプットとして耐震評価結果に取りまとめた。 供給者は、原子力工事グループの要員より、評価が「2.1 耐震設</p>		

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考
	当社		供給者		◎:主担当、○:関連				(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		
					本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									<p>計の基本方針」に従っており、評価が妥当であることの確認を受け、その結果をアウトプットとして、委託報告書を作成し、当社に提出した。</p> <p>原子力設備グループ長は、原子力工事グループの要員の確認を受けて供給者が提出した委託報告書をグループ員に検証させ、承認した。</p> <p>原子力工事グループの要員は、委託報告書をインプットとして、原子炉容器の耐震計算方法及び耐震評価結果を取りまとめ、アウトプットとして設計資料（社内決定文書）に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループ長及び原子力工事グループ長は、原子力工事グループの要員から報告を受けた設計資料を審査し、社内決定文書として承認した。</p> <p>2.5 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価</p> <p>原子力工事グループの要員は、原子炉容器の耐震設計について、水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価について、以下に示すとおり実施した。</p> <p>原子力設備グループ長は、「2.4 原子炉容器の耐震設計」及び既工事計画の設計結果をインプットとして、原子炉容器の水平 2 方向及び鉛直方向地震力に対する影響評価を実施するための委託仕様書を作成し、「1.2 設計に係る解析業務の管理」に従い、調達管理を実施した。</p> <p>原子力工事グループの要員は、原子力設備グループ長が行った委託の中で、供給者に対し、水平 2 方向及び鉛直方向地震力に対する影響評価を行うための、地震力の組合せの影響評価部位の抽出及び影響評価を要求した。</p> <p>(1) 水平 2 方向及び鉛直方向の組合せの評価部位の抽出</p> <p>供給者は、「2.1 耐震設計の基本方針」及び「2.4 原子炉容器の耐震設計」をインプットとして、耐震評価上の構成部位及び応答特性</p>		

(3.5 調達)
設備設計に係る調達管理の実施

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考
	当社		供給者		◎:主担当、○:関連 本店 発電所 供給者				(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		
									業務実績又は業務計画	記録等	
									<p>を整理したうえで、原子炉容器において、水平 2 方向及び鉛直方向地震力の影響を受ける可能性がある耐震評価部位を抽出し、アウトプットとして、評価部位の抽出結果を取りまとめた。</p> <p>(2) 水平 2 方向及び鉛直方向地震力の影響評価</p> <p>供給者は、「2.1 耐震設計の基本方針」及び「2.5(1) 水平 2 方向及び鉛直方向の組合せの評価部位の抽出」をインプットとして、水平 2 方向及び鉛直方向地震力の影響を受ける可能性がある部位として抽出した耐震評価部位について、影響評価方針に基づいた評価を行い、原子炉容器の耐震性への影響がないことを確認し、アウトプットとして影響評価結果を取りまとめた。</p> <p>供給者は、「2.5(1)水平 2 方向及び鉛直方向の組合せの評価部位の抽出」及び「2.5(2)水平 2 方向及び鉛直方向地震力の影響評価」で取りまとめた耐震評価結果が評価基準値を満足していることを確認し、アウトプットとして水平 2 方向及び鉛直方向地震力の影響評価結果を取りまとめた。</p> <p>供給者は、原子力工事グループの要員より、影響評価が妥当であることの確認を受け、その結果をアウトプットとして、委託報告書を作成し、当社に提出した。</p> <p>原子力設備グループ長は、原子力工事グループの要員の確認を受けて供給者が提出した委託報告書をグループ員に検証させ、承認した。</p> <p>原子力工事グループの要員は、委託報告書をインプットとし、原子炉容器の水平 2 方向及び鉛直方向地震力の組合せに関する影響評価結果として取りまとめ、アウトプットとして設計資料（社内決定文書）に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループ長及び原子力工事グループ長は、原子力工事グループの要員から報告を受けた設計資料を審査し、社内決定文書として承認した。</p> <p>【耐震性に関する説明書】</p>		

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考
	当社		供給者	◎:主担当、○:関連				(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		
				本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)			◎	—	○	○	<p>3. 健全性に係る設計</p> <p>原子力設備グループは、原子炉容器を対象に安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する設計を以下に示すとおり行った。</p> <p>原子力設備グループ長は、本工事計画に必要な設計を行うための委託仕様書を作成し、「1.1 設計に係る委託業務の管理」に基づく調達管理を実施した。</p> <p>原子力設備グループは、原子力設備グループ長が行った委託の中で供給者に対し、健全性に係る設計の実施を要求した。</p> <p>なお、健全性に関する設備設計のうち、地震については、「2. 地震による損傷防止に関する設計」に基づき、構造及び強度については、「4. 材料及び構造に係る設計」に基づき原子力工事グループが、それぞれ設計を行った。</p> <p>(1) 多重性、多様性及び位置的分散</p> <p>供給者は、基本設計方針及び既工事計画をインプットとして、多重性、多様性及び位置的分散に関する設備設計を実施するとともに、既工事計画の設計から変更がないことを確認し、アウトプットとして基本方針に定めた。</p> <p>(2) 悪影響防止</p> <p>供給者は、基本設計方針及び既工事計画をインプットとして、悪影響に関する要因を、地震による影響及び火災による影響に分類し、分類した項目ごとに悪影響防止に関する設備設計を実施するとともに、既工事計画の設計から変更がないことを確認し、アウトプットとして基本方針に定めた。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 社内決定文書 :「川内原子力発電所 2 号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事 工事計画設計資料」 委託仕様書 委託報告書 委託業務の検証 既工事計画 	

(3.5 調達)
設備設計に係る調達管理の実施

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考
	当社		供給者		◎:主担当、○:関連 本店 発電所 供給者				(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		
									業務実績又は業務計画	記録等	
									<p>(3) 環境条件等</p> <p>供給者は、基本設計方針及び既工事計画をインプットとして、環境条件等を、温度による影響、放射線による影響、荷重による影響、圧力による影響、湿度による影響、周辺機器等からの悪影響、海水を通水する系統への影響に分類し、分類した項目ごとに環境条件に関する設備設計を実施するとともに、既工事計画の設計から変更がないことを確認し、アウトプットとして基本方針に定めた。</p> <p>(4) 試験・検査性</p> <p>供給者は、基本設計方針及び既工事計画をインプットとして、試験・検査性として、健全性及び能力を確認するために必要な、試験及び検査を抽出し、抽出した試験及び検査が可能となるよう設備設計を実施するとともに、既工事計画の設計から変更がないことを確認し、アウトプットとして基本方針に定めた。</p> <p>供給者は(1)から(4)で取りまとめた結果について、原子力設備グループに基本設計方針の要求を満たす設計となっていることの確認を受け、アウトプットとして委託報告書を作成し、当社に提出した。</p> <p>原子力設備グループ長は、供給者が提出した委託報告書をグループ員に検証させ、承認した。</p> <p>原子力設備グループは、委託報告書をインプットとして、健全性に係る設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し、その結果をアウトプットとして設計資料（社内決定文書）に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループ長は、これらの設計資料を審査し、社内決定文書として承認した。</p> <p>【安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書】</p>		

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容 (設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		備考	
	当社		供給者		◎:主担当、○:関連	本店	発電所		供給者	業務実績又は業務計画		記録等
設計	3.3.3 (2)				◎	—	○	○	<p>4. 材料及び構造に係る設計</p> <p>原子力工事グループは、クラス 1 容器及び重大事故等クラス 2 容器である原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドの材料及び構造に係る設計に関する強度評価を以下の「4.1 原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドの強度評価」に示すとおり実施した。</p> <p>原子力工事グループは、原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対する LBB 成立性評価を「4.2 原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対する LBB 成立性評価」に示すとおり実施した。</p> <p>4.1 原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドの強度評価</p> <p>(1) クラス 1 容器の強度評価</p> <p>a. クラス 1 容器の強度計算の基本方針</p> <p>原子力工事グループの要員は、様式-5-2 をインプットとして、評価対象となる原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドを抽出した。</p> <p>原子力工事グループの要員は、基本設計方針、JSME をインプットとして、技術基準規則解釈に規定されている JSME に基づき強度評価を実施し、材料については JSME に規定されている材料を使用する設計とすることを方針として定め、その結果をアウトプットとして、クラス 1 容器の構造及び強度に関する評価方針として取りまとめた。</p> <p>原子力工事グループの要員は、前述した評価方針に従って評価を実施することで基本設計方針を満足することを確認し、使用する材料を含めたクラス 1 容器の強度計算の基本方針に取りまとめた。</p> <p>原子力工事グループの要員は、これらの結果を設計資料（社</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-5-2 ・設備図書(登録前の一般図書を含む) ・委託仕様書 ・委託報告書 ・既工事計画 ・社内決定文書 <p>:「川内原子力発電所 2 号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事 工事計画設計資料」</p>		

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考
	当社		供給者		◎:主担当、○:関連				(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		
					本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									<p>内決定文書)に取りまとめた。</p> <p>b. クラス 1 容器の強度計算方法</p> <p>原子力工事グループの要員は、「a.クラス 1 容器の強度計算の基本方針」で定めたクラス 1 容器の強度計算の基本方針及び「4.2 原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対する LBB 成立性評価」で成立性を確認した LBB 概念をインプットとして、JSME に規定されている評価式とその解析に必要な入力条件となる、原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドの材料、形状、寸法、設計条件、設計過渡条件及び外荷重を整理し、これらの結果をアウトプットとして、クラス 1 容器の強度計算方法に取りまとめた。</p> <p>原子力工事グループの要員は、これらの結果を設計資料（社内決定文書）に取りまとめた。</p> <p>c. クラス 1 容器の強度計算書</p> <p>原子力設備グループ長は、本工事計画に必要な設計を行うための委託仕様書を作成し、「1.2 設計に係る解析業務の管理」に従い、調達管理を実施した。</p> <p>原子力工事グループの要員は、原子力設備グループ長が行った委託の中で、供給者に対し原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドの材料及び構造に係る設計としての強度を確認するための解析業務の実施を要求した。</p> <p>供給者は、原子力工事グループの要員からの要求を受けて、当社から提供した設備図書、供給者が所有する適用可能な図書、「a.クラス 1 容器の強度計算の基本方針」で定めたクラス 1 容器の強度計算の基本方針、「b.クラス 1 容器の強度計算方法」で定めたクラス 1 容器の強度計算方法をインプットとして、解析</p>		

(3.5 調達)
設備設計に係る調達管理の実施

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考
	当社		供給者		◎:主担当、○:関連				(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		
					本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									<p>に用いる入力条件となるデータを抽出して整理したうえで、原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドの強度評価に用いる解析を実施し、原子力工事グループの要員の確認を受けた。また、その結果をアウトプットとして委託報告書を作成し、当社に提出した。</p> <p>原子力設備グループ長は、供給者が提出した委託報告書のうち強度評価に関する内容を確認し、承認した。</p> <p>原子力工事グループは、「a.クラス1容器の強度計算の基本方針」で定めたクラス1容器の強度計算の基本方針、「b.クラス1容器の強度計算方法」で定めたクラス1容器の強度計算方法及び委託報告書をインプットとして、原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドの強度計算書として評価結果を整理し、アウトプットとして、設計資料（社内決定文書）に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループ長及び原子力工事グループ長は、原子力工事グループの要員から報告を受けた a.~c.の設計資料を審査し、社内決定文書として承認した。</p> <p>(2) 重大事故等クラス2容器の強度評価</p> <p>a. 重大事故等クラス2容器の強度計算の基本方針</p> <p>原子力工事グループの要員は、様式-5-2をインプットとして、評価対象となる原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドを抽出した。</p> <p>原子力工事グループの要員は、重大事故等クラス2容器であってクラス1容器である原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドに対して、基本設計方針、JSME及びクラス1容器としての評価結果をインプットとして、技術基準規則の重大事</p>		

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考
	当社		供給者		◎:主担当、○:関連				(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		
					本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									<p>故等クラス 2 容器に対する要求を整理し、重大事故等時の使用圧力、使用温度、事故時荷重等に対して供用状態 D の許容応力を目安とした評価を実施することとし、それを満たす既に実施された評価がある原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドについては、その強度評価結果を用いて、重大事故等クラス 2 容器としての強度評価を実施する方針を定め、アウトプットとして、重大事故等クラス 2 容器の構造及び強度に関する評価方針として取りまとめた。</p> <p>原子力工事グループの要員は、前述した評価方針に従って評価を実施することで基本設計方針を満足することを確認し、使用する材料を含めた重大事故等クラス 2 容器の強度計算の基本方針に取りまとめた。</p> <p>原子力工事グループの要員は、これらの結果を設計資料（社内決定文書）に取りまとめた。</p> <p>b. 重大事故等クラス 2 容器の強度計算方法</p> <p>原子力工事グループの要員は、原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドに対して、「a.重大事故等クラス 2 容器の強度計算の基本方針」で定めた重大事故等クラス 2 容器の強度計算の基本方針をインプットとして、クラス 1 容器としての評価結果を重大事故等クラス 2 容器としての強度評価に用いることが妥当であることを確認したうえで、その評価に用いた評価方法を整理し、その結果をアウトプットとして、重大事故等クラス 2 容器の強度計算方法に取りまとめた。</p> <p>原子力工事グループの要員は、これらの結果を設計資料（社内決定文書）に取りまとめた。</p>		

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考
	当社		供給者		◎:主担当、○:関連 本店 発電所 供給者				(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		
									業務実績又は業務計画	記録等	
									<p>c. 重大事故等クラス 2 容器の強度計算書</p> <p>原子力工事グループの要員は、「a.重大事故等クラス 2 容器の強度計算の基本方針」で定めた重大事故等クラス 2 容器の強度計算の基本方針及び「b.重大事故等クラス 2 容器の強度計算方法」で定めた重大事故等クラス 2 容器の強度計算方法をインプットとして、クラス 1 容器としての評価結果を確認することにより、原子炉容器の出口管台及び出口管台セーフエンドが重大事故等時としての設計上定める条件に対して十分な強度を有する設計であることを確認し、その評価結果をアウトプットとして、設計資料（社内決定文書）に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループ長及び原子力工事グループ長は、原子力工事グループの要員から報告を受けた a.~c.の設計資料を審査し、社内決定文書として承認した。</p> <p>4.2 原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対する LBB 成立性評価</p> <p>原子力工事グループの要員は、設備図書及び既工事計画をインプットとして、原子炉冷却材圧力バウンダリに属する配管に対し、LBB が成立することを確認するための評価方法を検討し、既工事計画の評価結果を使用することで原子炉冷却材圧力バウンダリ配管に対して LBB が成立することを確認し、その結果をアウトプットとして設計資料（社内決定文書）に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループ長及び原子力工事グループ長は、原子力工事グループの要員から報告を受けたこれらの設計資料を審査し、社内決定文書として承認した。</p> <p>【強度に関する説明書】</p>		

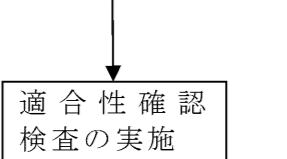
各段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考
	当社	供給者	◎:主担当、○:関連				(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		
			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.3 (2)			◎	—	○	○	<p>5. 応力腐食割れ対策に係る設計</p> <p>原子力設備グループは、複数の機能を兼用する機器について 5.1 に示すとおり設計を実施した。</p> <p>5.1 応力腐食割れ発生の抑制について</p> <p>原子力設備グループ長は、本工事計画に必要な設計を行うための委託仕様書を作成し、「1.1 設計に係る委託業務の管理」に基づく調達管理を実施した。</p> <p>原子力設備グループは、供給者に対し、応力腐食割れ対策に係る設計の実施を要求した。</p> <p>供給者は、JSME 等をインプットとして、原子炉容器に対して、応力腐食割れの発生の抑制策を定め、その結果をアウトプットとして応力腐食割れ発生の抑制について取りまとめた。</p> <p>供給者は取りまとめた結果について、原子力設備グループに基本設計方針の要求を満たす設計となっていることの確認を受け、アウトプットとして委託報告書を作成し、当社に提出した。</p> <p>原子力設備グループ長は、供給者が提出した委託報告書を原子力設備グループの要員に検証させ、承認した。</p> <p>原子力設備グループは、委託報告書をインプットとして、応力腐食割れ対策に係る設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し、その結果をアウトプットとして設計資料（社内決定文書）に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループ長は、設計資料を審査し、社内決定文書として承認した。</p> <p>【クラス 1 機器の応力腐食割れ対策に関する説明書】</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・委託仕様書 ・委託報告書 ・委託業務の検証 ・社内決定文書 <p>:「川内原子力発電所 2 号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事工事計画設計資料」</p>

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考	
	当社		供給者	◎:主担当、○:関連	本店	発電所		供給者	(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		
									業務実績又は業務計画		記録等
設計	3.3.3 (2)				◎	—	○	○	<p>6. 原子炉容器の脆性破壊防止に係る設計</p> <p>6.1 基本方針及び評価方針の設定</p> <p>原子力設備グループは、基本設計方針をインプットとして、原子炉容器の脆性破壊防止に関する設計及び評価について基本方針、脆性破壊防止に対する設計並びに評価方針を定めた。</p> <p>6.2 評価方法の設定</p> <p>原子力設備グループ長は、本工事計画に必要な設計を行うための委託仕様書を作成し、「1.2 設計に係る解析業務の管理」に基づく調達管理を実施した。</p> <p>原子力設備グループ長は、委託のうち解析について、「1.設計に係る解析業務の管理」に従い、解析業務の調達管理を実施した。</p> <p>原子力設備グループは、供給者に対し、原子炉容器の脆性破壊防止に関する評価を行う解析の実施を要求した。</p> <p>供給者は、基本方針、脆性破壊防止に対する設計、評価方針をインプットとして、評価対象を抽出し、その評価対象に対して、当社から提供した基本方針、脆性破壊防止に対する設計、評価方針、JSME等をインプットとして、具体的な評価方法を定めた。</p> <p>6.3 評価の実施</p> <p>供給者は、「6.2 評価方法の設定」で具体的な評価方法及び設備図書をインプットとして、各供用状態における原子炉容器の脆性破壊防止に関する評価を行い、原子力設備グループにより評価方針を満たす評価結果となっていることの確認を受けたうえで、アウトプットとして原子炉容器の脆性破壊防止に関する設計結果にまとめ、それを委託報告書として当社に提出した。</p> <p>原子力設備グループ長は、供給者が提出した委託報告書を原子力設備グループの要員に検証させ、承認した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・委託仕様書 ・委託報告書 ・委託業務の検証 ・既工事計画 ・社内決定文書 <p>:「川内原子力発電所 2号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事工事計画設計資料」</p>	

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考
	当社		供給者		◎:主担当、○:関連	本店	発電所		供給者	(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)	
									<p>原子力設備グループは、基本設計方針及び委託報告書をインプットとして、原子炉容器に使用する材料が使用条件に対して適切な破壊靱性を有することを確認し、その結果をアウトプットとして設計資料（社内決定文書）に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループ長は、これらの設計資料を審査し、社内決定文書として承認した。</p> <p>【原子炉容器の脆性破壊防止に関する説明書】</p>		
設計	3.3.3 (2)			<p>(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施</p>	◎	—	○	○	<p>7. 原子炉冷却系統施設の設計</p> <p>原子力設備グループ長は、本工事計画に必要な設計を行うための委託仕様書を作成し、資料 8-3 の「1.1 設計に係る委託業務の管理」に基づく調達管理を実施した。</p> <p>原子力設備グループは、供給者に対し、原子炉冷却系統施設として調達にて設計が必要な機器の仕様等に関する設計の実施を要求した。</p> <p>供給者は、様式-2 及び基本設計方針をインプットとして、「2. 地震による損傷防止に関する設計」、「3. 健全性に係る設計」、「4. 材料及び構造に係る設計」、「5. 応力腐食割れ対策に係る設計」、「6. 原子炉容器の脆性破壊防止に係る設計」を除き原子炉冷却系統施設として基本設計方針を受けて新たに設計が必要な項目がないことを確認し、その結果をアウトプットとして配置図及び系統図に取りまとめた。</p> <p>供給者は取りまとめた結果について、原子力設備グループに基本設計方針の要求を満たす設計となっていることの確認を受け、アウトプットとして委託報告書を作成し、当社に提出した。</p> <p>原子力設備グループ長は、供給者が提出した委託報告書をグループ員に検証させ、承認した。</p> <p>原子力設備グループは、委託報告書をインプットとして、原子炉冷却系統施設としての設計が基本設計方針の要求を満たしていることを</p>	<ul style="list-style-type: none"> 様式-2 社内決定文書 <p>:「川内原子力発電所 2 号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事工事計画設計資料」</p>	

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー			組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考
	当社	供給者		◎:主担当、○:関連				(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		
				本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
								確認し、その結果をアウトプットとして設計資料（社内決定文書）に取りまとめた。		
								原子力設備グループ長は、これらの設計資料を審査し、社内決定文書として承認した。 【配置図】【系統図】		
設計	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証		◎	—	—	○	原子力設備グループ長は、設計結果としてとりまとめられた様式-3～様式-8が、資料8-1の「3.3.3(1)基本設計方針の作成（設計1）」で明確にした基本設計方針を満たしていることを確認する観点で、原設計者以外の者に検証を実施させた。また、「3.3.3(2)適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」で取りまとめた各設計結果を社内決定文書として承認した。	<ul style="list-style-type: none"> 様式-3～様式-8 各設計資料（社内決定文書） 設計・開発からのアウトプット検証チェックシート 	
設計	3.3.3 (4)	工事計画届出書の作成		◎	○	—	○	原子力設備グループは、資料8-1の「3.3.3(4)工事計画認可申請（届出）書の作成」に基づき、適用される要求事項の抜けがないように管理して作成した基本設計方針(設計1)及び適用される技術基準の条項に対応した基本設計方針を用いて実施した詳細設計の結果(設計2)をもとに、工事計画として整理することにより、本工事計画届出書案を作成した。 原子力設備グループ長は、工事計画届出書案を確認し、届出手続きを原子力工事グループ長へ依頼した。 原子力工事グループ長は、資料8-1の「3.3.3(4)d. 工事計画認可申請（届出）書案のチェック」に基づき、作成した工事計画届出書案について関係各グループ及び発電所関係各課のチェックを受けた。	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画届出書案 工事計画関連資料チェックシート（兼）依頼書 	
設計	3.3.3 (5)	工事計画届出書の承認		◎	—	—	○	資料8-1の「3.3.3(3)設計のアウトプットに対する検証」及び「3.3.3(4)d. 工事計画認可申請（届出）書案のチェック」を実施した工事計画届出書案について、原子力設備グループ長は、資料8-1の「3.3.3(5)工事計画認可申請（届出）書の承認」に基づき、原子力発電安全委員会における審議を経て、原子力建設部長の承認を受けた。	<ul style="list-style-type: none"> 工事計画届出書案 原子力発電安全委員会議事録 	

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容 (設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		備考
	当社	供給者	本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
3.4.1 3.4.2 3.4.3 3.4.4 工事 及び 検査	<pre> graph TD subgraph Company [当社] D3[本工事計画に基づく具体的な設備の設計の実施 (設計 3)] W[工事の実施] CC[適合性確認検査の計画] MP[検査計画の管理] D3 --> W W --> CC CC --> MP end subgraph Supplier [供給者] S1["(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施"] S2["(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施"] end D3 <--> S1 W <--> S2 </pre>	◎ ○ ○	△	<p>原子力設備グループ長、資料 8-1 の「3.4.1 本工事計画に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3）」に基づき、本工事計画を実現するための具体的な設計を実施し、決定した具体的な設計結果を様式-8 の「設備の具体的な設計結果」欄に取りまとめる。</p> <p>発電所で設備を主管する組織の長は、資料 8-1 の「3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施」に基づき、本工事計画の対象となる設備の工事を実施する。</p> <p>発電所で設備を主管する組織の長は、本工事計画に必要な調達を行う場合、資料 8-1 の「3.5 本工事計画における調達管理の方法」に基づき、必要な調達を実施する。</p> <p>調達にあたっては、資料 8-1 の「3.5.3(1)調達仕様書の作成」及び様式-8 に基づき、必要な調達要求事項を「調達仕様書」へ明記し、供給者との情報伝達を確実にを行う。</p> <p>発電所で設備を主管する組織の長は、資料 8-1 の「3.4.3 適合性確認検査の計画」に基づき、本工事計画の対象設備（本工事計画に関連する設備を含む。）が、技術基準規則の要求を満たした設計の結果である本工事計画に適合していることを確認するための適合性確認検査を計画する。</p> <p>発電所で設備を主管する組織の長は、適合性確認検査の計画にあたって、資料 8-1 の「3.4.3(1)適合性確認検査の方法の決定」に基づき、検査項目、検査方法、判定基準、並びに代替検査で行う場合の確認方法及び判定基準を決定し、様式-8 の「確認方法」欄へ検査項目及び検査方法並びにそれらの設計結果とのつながりを明記する。</p> <p>発電所で工程を管理する組織の長は、適合性確認検査を実施するための工程を資料 8-1 の「3.4.4 検査計画の管理」に基づき管理する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 様式-8 調達仕様書 作業実施要領書 検査計画 				

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考
	当社	供給者	◎:主担当、○:関連				(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		
			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
工事 及び 検査	3.4.5 3.6.2		—	◎	—	△	<p>発電所で設備を主管する組織の長は、資料 8-1 の「3.4.3(1)適合性確認検査の方法の決定」で計画した適合性確認検査を実施するため、資料 8-1 の「3.4.5(1)適合性確認検査の検査要領書の作成」に基づき、以下の項目を明確にした「検査要領書」を作成し、「適合性確認実施要領」に基づき関係する主任技術者及び品質保証担当の審査を経て制定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・検査目的、検査対象範囲、検査項目、検査方法、判定基準、検査体制、不適合管理、検査手順、検査成績書の事項 <p>発電所で設備を主管する組織の長は、資料 8-1 の「3.6.2 識別管理及び追跡可能性」に基づき、適合性確認検査対象設備を識別する。</p> <p>発電所で設備を主管する組織の長は、資料 8-1 の「3.4.5(3)適合性確認検査の体制」に基づく検査体制を確立したうえで、資料 8-1 の「3.4.5(4)適合性確認検査の実施」に基づき、検査担当者に「検査要領書」に基づく検査を実施させ、検査記録を作成させる。</p> <p>発電所で設備を主管する組織の長は、検査実施責任者として、適合性確認検査が検査要領書に基づき適切に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認後、「適合性確認実施要領」に基づき関係する主任技術者の審査を受ける。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・検査要領書 ・検査記録 	

本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画

計測制御系統施設

工事計画届出添付資料 8-4

川内原子力発電所第2号機

施設ごとの設計及び工事に係る
品質管理の方法等に関する実績又は計画について

1. 概 要

本資料は、本文「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する事項」に基づく「計測制御系統施設」の設計に係るプロセスの実績、工事及び検査に係るプロセスの計画について説明するものである。

2. 基本方針

川内原子力発電所第2号機における「計測制御系統施設」の設計に係るプロセスとその実績について、「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に示した設計の段階ごとに、組織内外の部門関係、進捗実績及び具体的な活動実績について説明する。

工事及び検査に関する計画として、組織内外の部門関係、進捗実績及び具体的な活動計画について説明する。

3. 設計及び工事に係るプロセスとその実績又は計画

「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」に基づき実施した、川内原子力発電所第2号機における「計測制御系統施設」の設計の実績、工事及び検査の計画について、「設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書」の様式-1により示す。

本工事計画に係る設計の実績、工事及び検査の計画【計測制御系統施設】

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容		備考
	当社	供給者	◎:主担当、○:関連				(設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		
			本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
設計	3.3.1	適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化	◎	—	—	○	<p>本工事計画に必要な要求事項を、資料 8-1 の「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」に示す事項とした。</p> <p>原子力設備グループ長は、原子力設備グループの要員に要求事項に関するインプットについて、その適切性をレビューさせた。また、その結果を社内決定文書として承認した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 社内決定文書 :「川内原子力発電所 2 号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事 基本設計書」 設計・開発へのインプットレビューチェックシート 	
設計	3.3.2	各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定	◎	—	—	○	<p>原子力設備グループは、資料 8-1 の「3.3.2 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定」に基づき、既工事計画の設計結果、設置許可基準規則、技術基準規則及び設置(変更)許可をインプットとして、設計基準対象施設、重大事故等対処設備(特定重大事故等対処施設を除く。以下、「重大事故等対処施設」という。)に係る機能ごとに「計測制御系統施設」を抽出し、その結果をアウトプットとして様式-2 に整理した。</p> <p>原子力設備グループ長は、整理した様式-2 について、原子力設備グループの要員に、資料 8-1 の「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して必要な機器等が抜けなく抽出されているかの観点で確認させた。また、様式-2 を社内決定文書として承認した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 既工事計画の設計結果 (既に提出した工事計画及び既に認可された工事計画については、「既工事計画」という。) 設置(変更)許可 様式-2 社内決定文書 :「川内原子力発電所 2 号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事 工事計画設計資料」 	
設計	3.3.3 (1)	基本設計方針の作成(設計 1)	◎	—	—	○	<p>原子力設備グループは、資料 8-1 の「3.3.3 (1) 基本設計方針の作成(設計 1)」に基づき、技術基準規則をインプットとして、技術基準規則の条文単位での適用を明確にし、アウトプットとして、各条文と各施設における適用可否の考え方を様式-3 に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループは、様式-3 をインプットとして、条文と施設の関係を一覧に整理し、アウトプットとして様式-4 に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループは、実用炉規則別表第二、技術基準規則、様式-2 及び様式-4 をインプットとして、抽出した機器を実用炉規則別表第二の施設区分ごとに並べ替えるとともに、各機器に適用される技術基準規則の条項号及び条項号ごとに詳細な検討が必要となる項目を整理し、アウトプ</p>	<ul style="list-style-type: none"> 様式-2 様式-3 様式-4 様式-5-1 様式-5-2 様式-6 様式-7 設置(変更)許可 既工事計画の設計結果 社内決定文書 	

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当、○:関連			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容 (設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		備考
	当社		供給者		本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									<p>ットとして、工認書類と本工事計画の関係を様式-5-1に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループは、設置許可基準規則、技術基準規則及び設置(変更)許可をインプットとして、資料8-1の「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記した要求事項を満たすために必要な基本設計方針として既工事計画の基本設計方針からの基本設計方針の変更要否を確認したうえで基本設計方針を作成し、アウトプットとして、各条文の設計の考え方を様式-6に、要求事項との対比を明示した基本設計方針を様式-7に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループは、基本設計方針、設置(変更)許可をインプットとして、既工事計画や他プラントの状況を参考にして、各機器の耐震重要度、機器クラス、兼用する際の登録の考え方を様式-2で、適合性確認対象設備に必要な工認書類との関連を様式-5-2で明確にした。</p> <p>原子力設備グループ長は、様式-3、様式-4、様式-5-1、様式-5-2、様式-6、及び様式-7について、原子力設備グループの要員に資料8-1の「3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化」で明記している設計に必要な要求事項に対して、設計方針が抜けなく設定されているかの観点でレビューさせた。また、その設計結果を社内決定文書として承認した。</p>	<p>:「川内原子力発電所2号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事 工事計画設計資料」</p> <p>・設計・開発からのアウトプットレビューチェックシート</p>	
設計	3.3.3 (2)	適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計(設計2)			◎	—	—	○	<p>原子力設備グループ長は、様式-2で抽出した機器に対し、詳細な検討が必要となる設計の要求事項を明記している様式-5-1、様式-5-2及び基本設計方針をインプットとして、該当する条文の基本設計方針に対する適合性を確保するための詳細設計を実施し、その結果をアウトプットとして様式-8の「工認設計結果(要目表/設計方針)」欄に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループ長は、様式-8の「工認設計結果(要目表/設計方針)」欄について、原子力設備グループの要員に資料8-1の「3.3.3(1)基本設計方針の作成(設計1)」で明記している条文ごとの基本設計方針に</p>	<p>・様式-2</p> <p>・様式-5-1</p> <p>・様式-5-2</p> <p>・様式-8</p> <p>・社内決定文書</p> <p>:「川内原子力発電所2号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事 工事計画設計資料」</p> <p>・設計・開発からのアウトプットレビュー</p>	

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容 (設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		備考	
	当社		供給者		◎:主担当、○:関連	本店	発電所		供給者	業務実績又は業務計画		記録等
									<p>対する必要な設計が行われているか、詳細な検討が必要な事項について設計が行われているかの2つの観点でレビューさせた。また、その設計結果を社内決定文書として承認した。</p> <p>基本設計方針の設計要求事項ごとの詳細設計の実績を、その実績のレビュー、設計の体制及び外部との情報伝達に関する実施状況を含めて、以下の「1.」以降に示す。(【 】は、本工事計画内の資料との関連)</p>	ユーチェックシート		
設計	3.3.3 (2)							◎	<p>1. 共通的に適用される設計</p> <p>共通的に適用される設計項目に対する設計を、以下に示すとおり実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・技術基準規則第50条（地震による損傷の防止）の適合に必要な設計を資料8-3の「2. 地震による損傷防止に関する設計」で実施した。 ・技術基準規則第54条（重大事故等対処設備）の適合に必要な設計を資料8-3の「3. 健全性に係る設計」で実施した。 ・技術基準規則第55条（材料及び構造）の適合に必要な設計を資料8-3の「4. 材料及び構造に係る設計」で実施した。 	「原子炉冷却系統施設」参照		
設計	3.3.3 (2)							◎	<p>2. 計測制御系統施設の設計</p> <p>原子力設備グループ長は、本工事計画に必要な設計を行うための委託仕様書を作成し、資料8-3の「1.1 設計に係る委託業務の管理」に基づく調達管理を実施した。</p> <p>原子力設備グループは、供給者に対し、計測制御系統施設として調達にて設計が必要な機器の仕様等に関する設計の実施を要求した。</p> <p>供給者は、様式-2及び基本設計方針をインプットとして、「1.共通的に適用される設計」を除き計測制御系統施設として基本設計方針を受けて新たに設計が必要な項目がないことを確認し、その結果をアウトプットとして配置図及び系統図に取りまとめた。</p> <p>供給者は取りまとめた結果について、原子力設備グループに基本設計方針の要求を満たす設計となっていることの確認を受け、アウトプット</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-2 ・既工事計画 ・委託仕様書 ・委託報告書 ・委託業務の検証 ・社内決定文書 <p>: 「川内原子力発電所2号機原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事 工事計画設計資料」</p>		

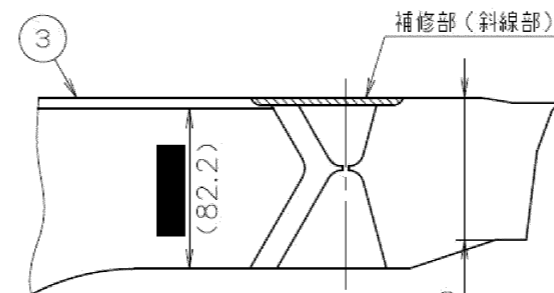
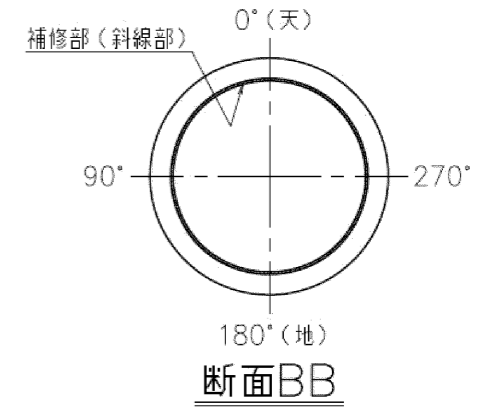
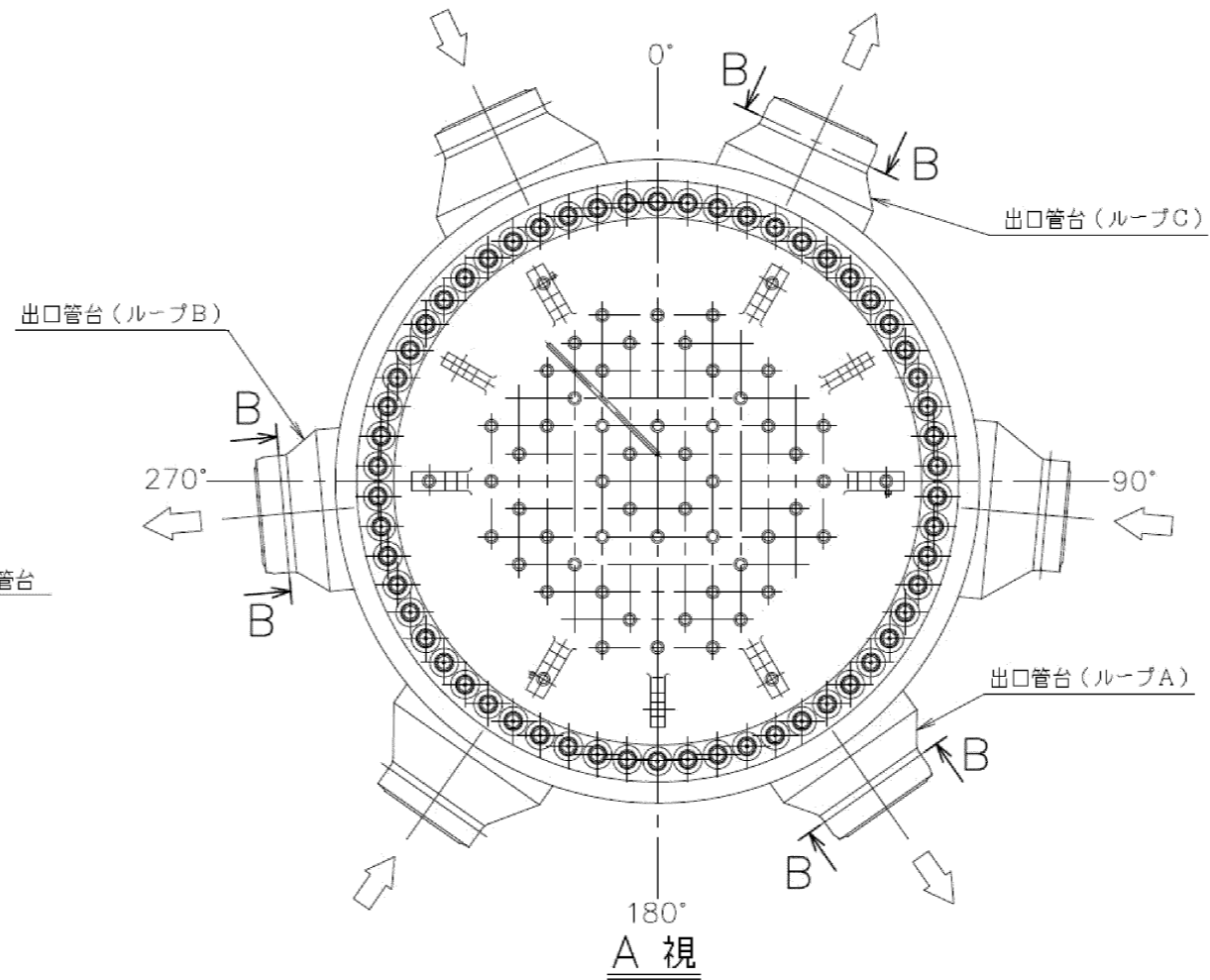
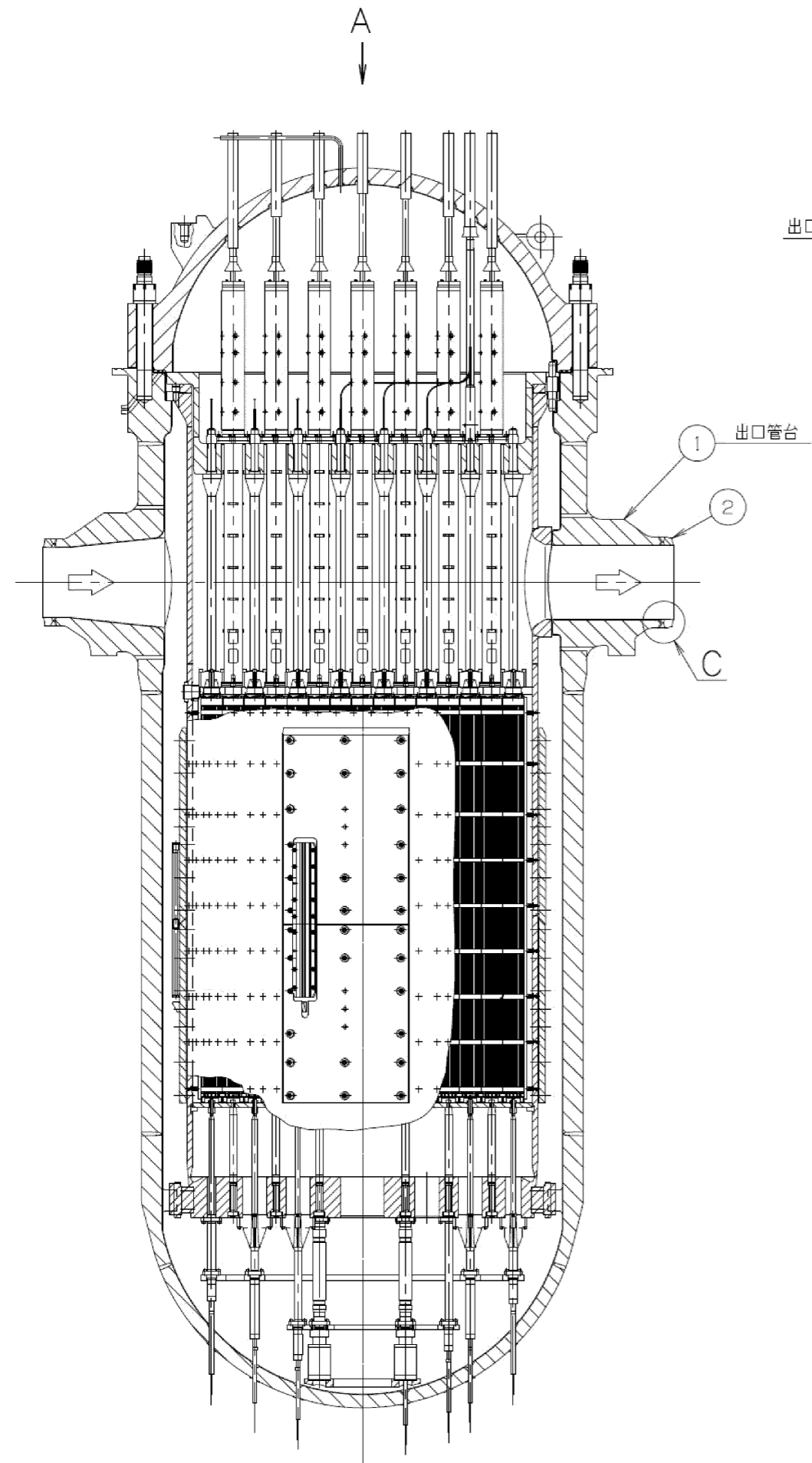
各段階	設計、工事及び検査の業務フロー				組織内外の部門間の相互関係 ◎:主担当、○:関連			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容 (設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		備考
	当社		供給者		本店	発電所	供給者		業務実績又は業務計画	記録等	
									<p>として委託報告書を作成し、当社に提出した。</p> <p>原子力設備グループ長は、供給者が提出した委託報告書をグループ員に検証させ、承認した。</p> <p>原子力設備グループは、委託報告書をインプットとして、計測制御系統施設としての設計が基本設計方針の要求を満たしていることを確認し、その結果をアウトプットとして設計資料（社内決定文書）に取りまとめた。</p> <p>原子力設備グループ長は、これらの設計資料を審査し、社内決定文書として承認した。</p> <p>【配置図】【系統図】</p>		
設計	3.3.3 (3)	設計のアウトプットに対する検証			◎	—	—	○	<p>原子力設備グループ長は、設計結果としてとりまとめられた様式-3～様式-8が、資料8-1の「3.3.3(1)基本設計方針の作成（設計1）」で明確にした基本設計方針を満たしていることを確認する観点で、原設計者以外の者に検証を実施させた。また、「3.3.3(2)適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）」で取りまとめた各設計結果を社内決定文書として承認した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-3～様式-8 ・各設計資料（社内決定文書） ・設計・開発からのアウトプット検証チェックシート 	
設計	3.3.3 (4)	工事計画届出書の作成			◎	○	—	○	<p>原子力設備グループは、資料8-1の「3.3.3(4)工事計画認可申請（届出）書の作成」に基づき、適用される要求事項の抜けがないように管理して作成した基本設計方針(設計1)及び適用される技術基準の条項に対応した基本設計方針を用いて実施した詳細設計の結果(設計2)をもとに、工事計画として整理することにより、本工事計画届出書案を作成した。</p> <p>原子力設備グループ長は、工事計画届出書案を確認し、届出手続きを原子力工事グループ長へ依頼した。</p> <p>原子力工事グループ長は、資料8-1の「3.3.3(4)d. 工事計画認可申請（届出）書案のチェック」に基づき、作成した工事計画届出書案について</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・工事計画届出書案 ・工事計画関連資料チェックシート（兼）依頼書 	

各段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容 (設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		備考
	当社	供給者	◎:主担当、○:関連				業務実績又は業務計画	記録等	
			本店	発電所	供給者				
							関係各グループ及び発電所関係各課のチェックを受けた。		
設計	3.3.3 (5)			◎	—	—	○	<p>資料 8-1 の「3.3.3(3) 設計のアウトプットに対する検証」及び「3.3.3(4)d. 工事計画認可申請（届出）書案のチェック」を実施した工事計画届出書案について、原子力設備グループ長は、資料 8-1 の「3.3.3(5) 工事計画認可申請（届出）書の承認」に基づき、原子力発電安全委員会における審議を経て、原子力建設部長の承認を受けた。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・工事計画届出書案 ・原子力発電安全委員会議事録
工事 及び 検査	3.4.1 3.4.2 3.4.3 3.4.4		<p>(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施</p> <p>(3.5 調達) 設備設計に係る調達管理の実施</p>	○	◎	○	△	<p>原子力設備グループ長、資料 8-1 の「3.4.1 本工事計画に基づく設備の具体的な設計の実施（設計 3）」に基づき、本工事計画を実現するための具体的な設計を実施し、決定した具体的な設計結果を様式-8 の「設備の具体的な設計結果」欄に取りまとめる。</p> <p>発電所で設備を主管する組織の長は、資料 8-1 の「3.4.2 設備の具体的な設計に基づく工事の実施」に基づき、本工事計画の対象となる設備の工事を実施する。</p> <p>発電所で設備を主管する組織の長は、本工事計画に必要な調達を行う場合、資料 8-1 の「3.5 本工事計画における調達管理の方法」に基づき、必要な調達を実施する。</p> <p>調達にあたっては、資料 8-1 の「3.5.3(1)調達仕様書の作成」及び様式-8 に基づき、必要な調達要求事項を「調達仕様書」へ明記し、供給者との情報伝達を確実に行う。</p> <p>発電所で設備を主管する組織の長は、資料 8-1 の「3.4.3 適合性確認検査の計画」に基づき、本工事計画の対象設備（本工事計画に関連する設備を含む。）が、技術基準規則の要求を満たした設計の結果である本工事計画に適合していることを確認するための適合性確認検査を計画する。</p> <p>発電所で設備を主管する組織の長は、適合性確認検査の計画にあたっ</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・様式-8 ・調達仕様書 ・作業実施要領書 ・検査計画

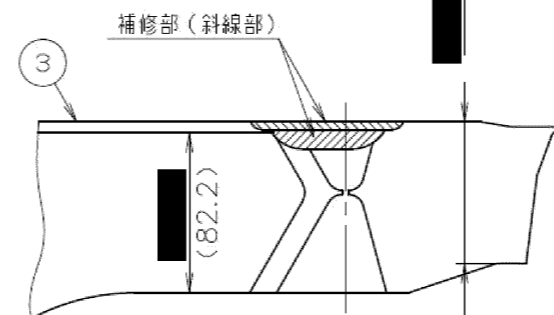
各段階	設計、工事及び検査の業務フロー		組織内外の部門間の相互関係			実績 (○) / 計画 (△)	実施の内容 (設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等に関する活動の実施結果)		備考		
	当社	供給者	◎:主担当、○:関連	本店	発電所		供給者	業務実績又は業務計画		記録等	
		↓ 検査計画の管理					て、資料 8-1 の「3.4.3(1)適合性確認検査の方法の決定」に基づき、検査項目、検査方法、判定基準、並びに代替検査で行う場合の確認方法及び判定基準を決定し、様式-8 の「確認方法」欄へ検査項目及び検査方法並びにそれらの設計結果とのつながりを明記する。 発電所で工程を管理する組織の長は、適合性確認検査を実施するための工程を資料 8-1 の「3.4.4 検査計画の管理」に基づき管理する。				
工事 及び 検査	3.4.5 3.6.2	↓ 適合性確認 検査の実施				—	◎	—	△	<p>発電所で設備を主管する組織の長は、資料 8-1 の「3.4.3(1)適合性確認検査の方法の決定」で計画した適合性確認検査を実施するため、資料 8-1 の「3.4.5(1)適合性確認検査の検査要領書の作成」に基づき、以下の項目を明確にした「検査要領書」を作成し、「適合性確認実施要領」に基づき関係する主任技術者及び品質保証担当の審査を経て制定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・検査目的、検査対象範囲、検査項目、検査方法、判定基準、検査体制、不適合管理、検査手順、検査成績書の事項 <p>発電所で設備を主管する組織の長は、資料 8-1 の「3.6.2 識別管理及び追跡可能性」に基づき、適合性確認検査対象設備を識別する。</p> <p>発電所で設備を主管する組織の長は、資料 8-1 の「3.4.5(3)適合性確認検査の体制」に基づく検査体制を確立したうえで、資料 8-1 の「3.4.5(4)適合性確認検査の実施」に基づき、検査担当者に「検査要領書」に基づく検査を実施させ、検査記録を作成させる。</p> <p>発電所で設備を主管する組織の長は、検査実施責任者として、適合性確認検査が検査要領書に基づき適切に実施されたこと及び検査結果が判定基準に適合していることを確認後、「適合性確認実施要領」に基づき関係する主任技術者の審査を受ける。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・検査要領書 ・検査記録

※ -----> : 必要に応じ実施する。

(単位: mm)



C部詳細



C部詳細「欠陥が認められる場合」

主要目表		
名称	—	原子炉容器
種類	—	たて置円筒上下半球鏡容器
最高使用圧力	MPa	17.16, 18.5 ^(注1)
最高使用温度	°C	343, 360 ^(注1)
個数	—	1

(注1) 重大事故等時における使用時の値。
 (注2) ()は公称値を示す。

番号	名称	材料	個数
1	出口管台	SFW3 相当 (ASME SA508 Class3)	3
2	出口管台セーフエンド	SUSF316 相当 (ASME SA182 Gr. F316)	3
3	内張り材	ステンレス鋼 (溶接クラッド)	—

※原子炉冷却系統施設のうち一次冷却材の循環設備及び計測制御系統施設のうちほう酸注入機能を有する設備と兼用。

工事計画届出	第1図
川内原子力発電所第2号機	
原子炉本体の構造図 (原子炉容器本体)	
九州電力株式会社	

第1図「原子炉本体の構造図（原子炉容器本体）」の補足

(1) 原子炉容器の寸法許容範囲

原子炉容器出口管台溶接部計画保全工事に伴う工事計画書記載の原子炉容器に関する公称値の許容範囲は次のとおり。

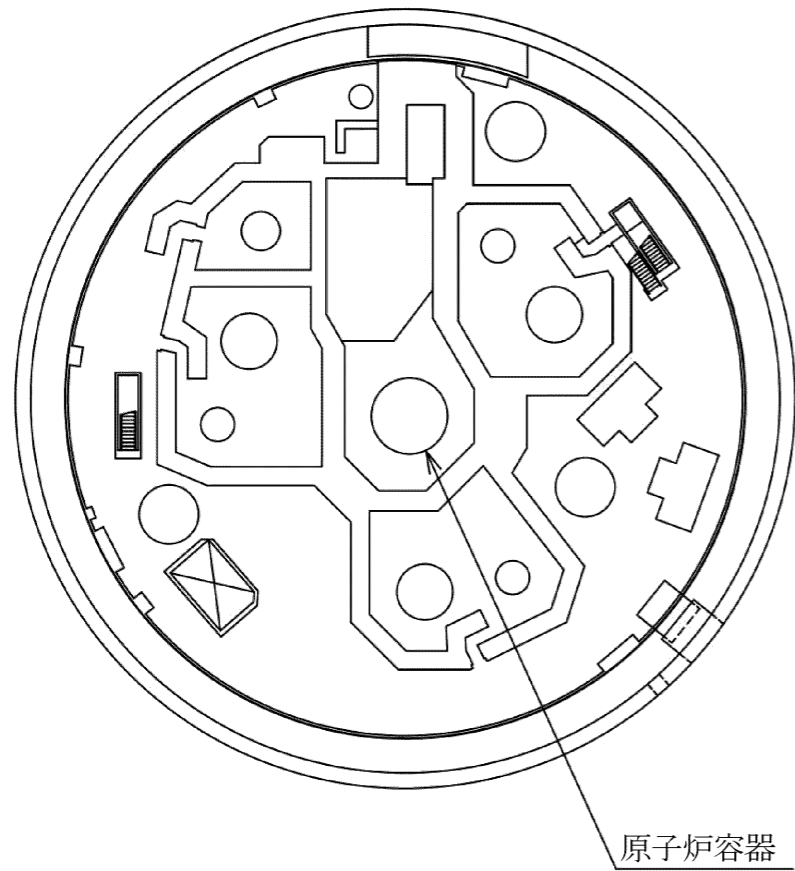
名 称		適用寸法 (mm)			備 考
		最大値	公称値	最小値	
原子炉容器	出口管台厚さ	規定しない	■	■	第1図
	出口管台セーフエンド厚さ	規定しない	■	■ 一部	

(2) 許容範囲の根拠

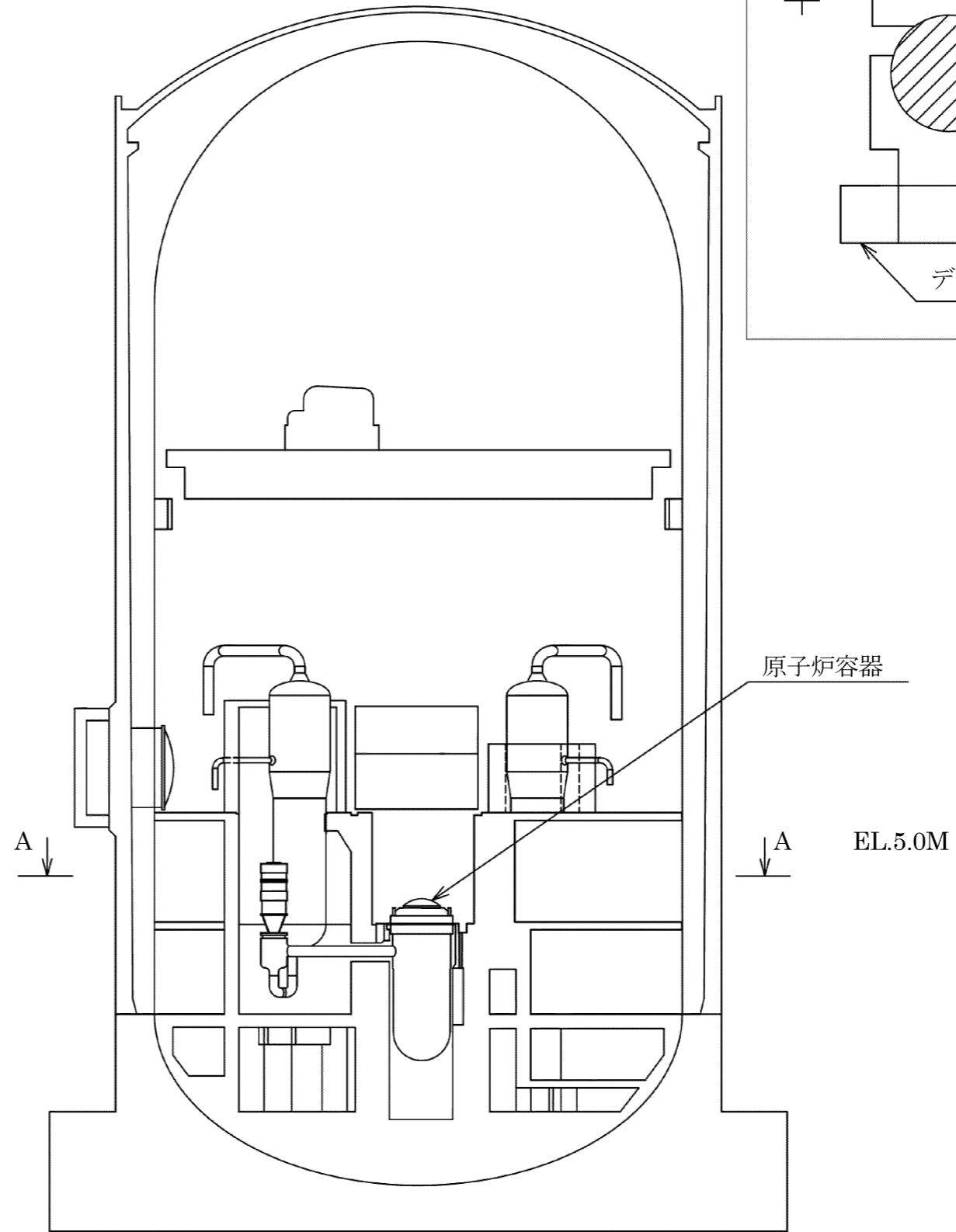
許容範囲の根拠となる許容差等は次のとおり。

名 称		許容差	根 拠
原子炉容器	出口管台厚さ	公称値+規定しない 公称値 ■ mm	【プラス側公差】 本工事計画は既存の出口管台を対象とし、厚さの増加要因がないため、プラス側公差に対する規定はない 【マイナス側公差】 製造能力、製造実績を考慮したメーカ基準
	出口管台セーフエンド厚さ	公称値+規定しない 公称値 ■ mm 一部 ■ mm	【プラス側公差】 本工事計画は既存の出口管台を対象とし、厚さの増加要因がないため、プラス側公差に対する規定はない 【マイナス側公差】 製造能力、製造実績を考慮したメーカ基準

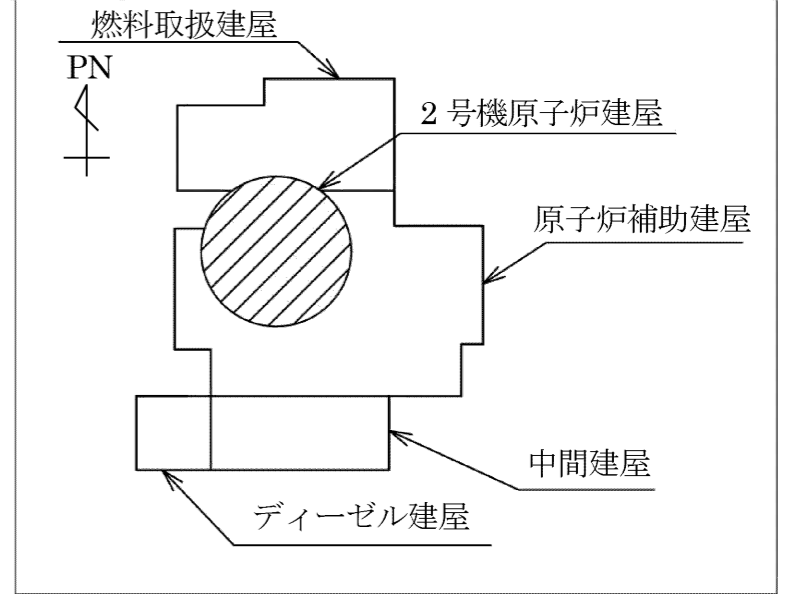
PN
↑



原子炉建屋(EL.5.0M)平面図
(断面 A-A)



原子炉建屋断面図



工事計画届出	第2図
川内原子力発電所第2号機	
原子炉冷却系統施設に係る機器の配置を明示した図面 (一次冷却材の循環設備)	
九州電力株式会社	

工事計画届出

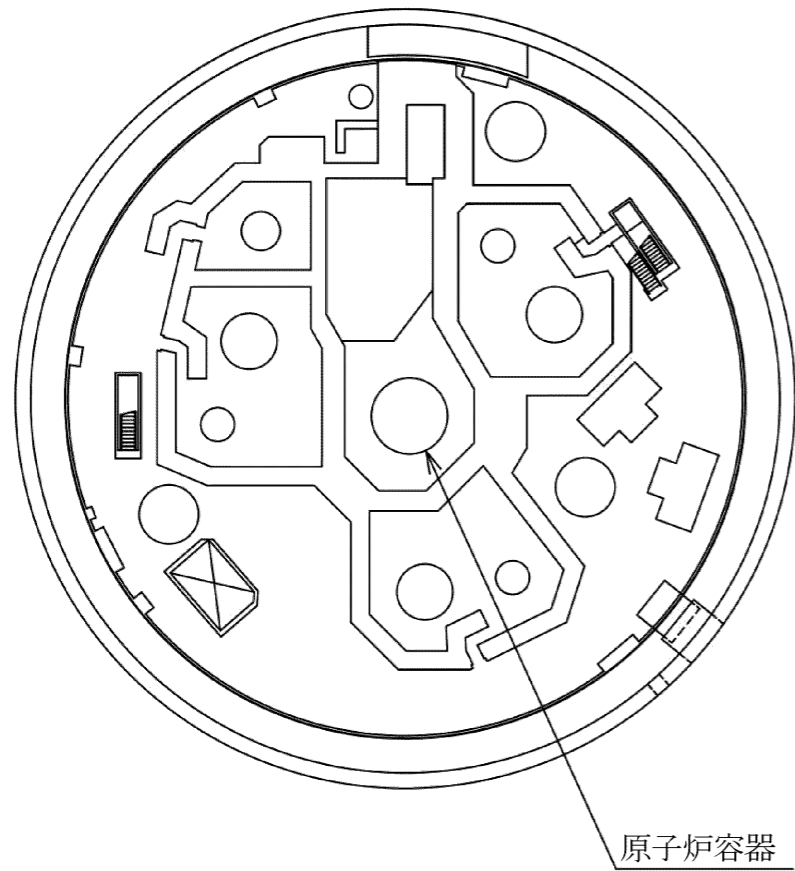
第3図

川内原子力発電所第2号機

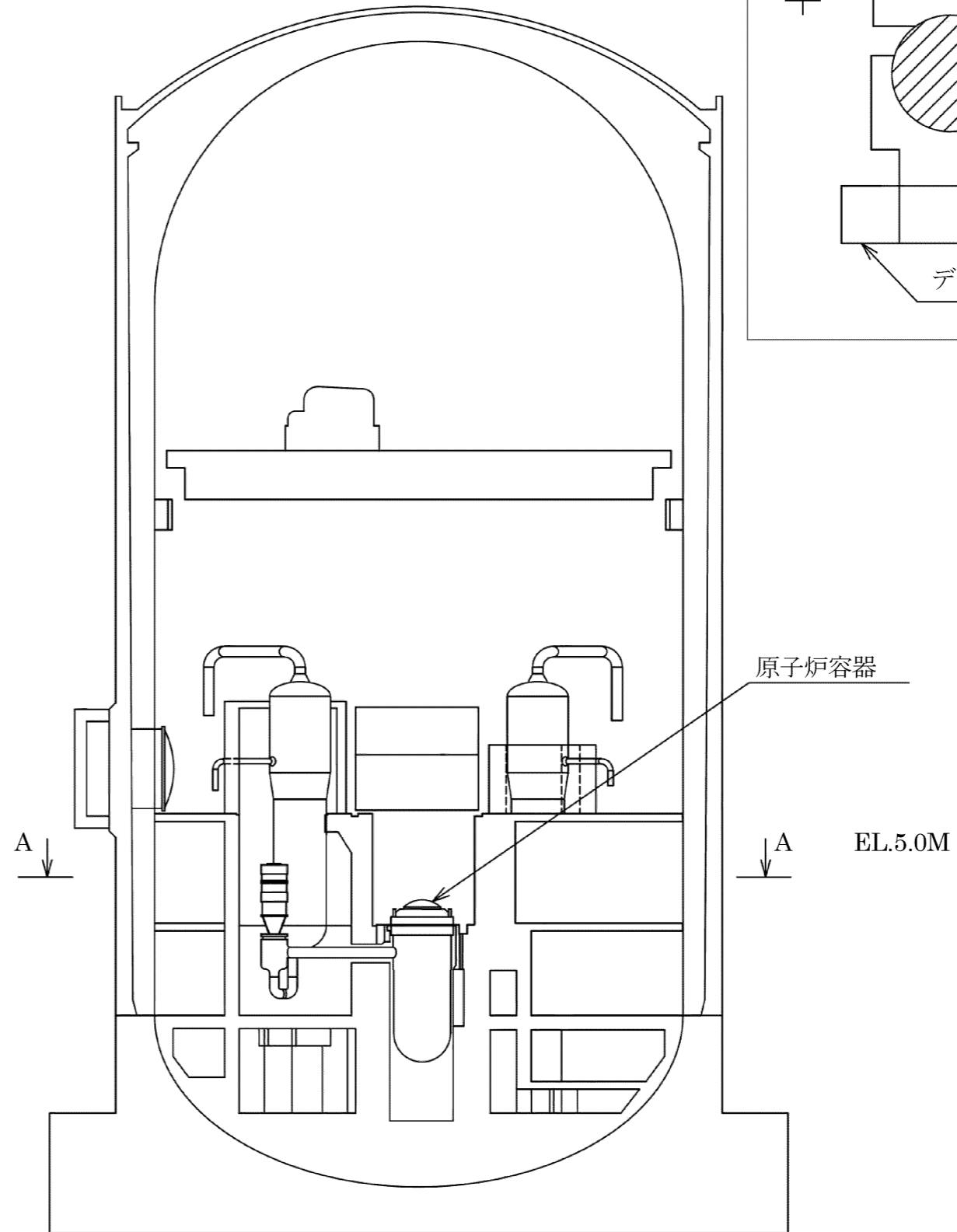
原子炉冷却系統施設の系統図
(一次冷却材の循環設備)
(重大事故等対処設備)

九州電力株式会社

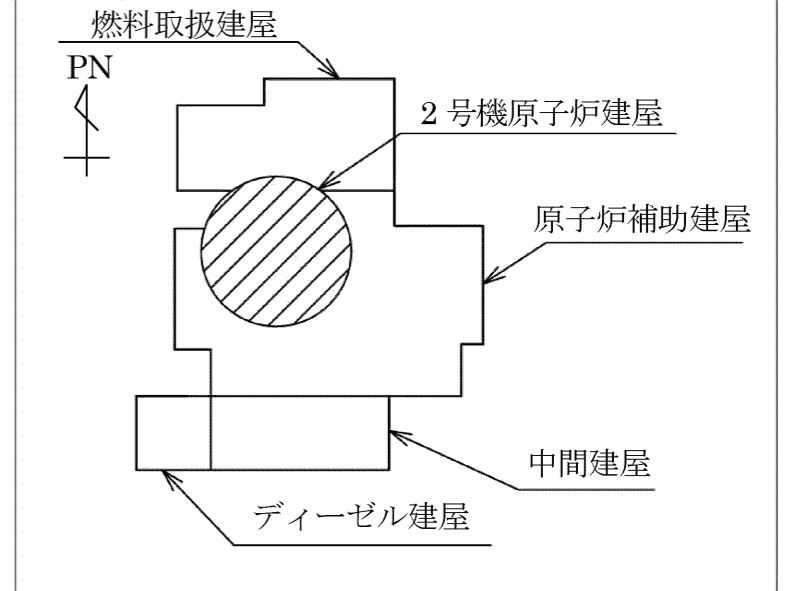
PN
↑



原子炉建屋(EL.5.0M)平面図
(断面 A-A)



原子炉建屋断面図



工事計画届出	第4図
川内原子力発電所第2号機	
計測制御系統施設に係る機器の配置を明示した図面 (ほう酸注入機能を有する設備)	
九州電力株式会社	

工事計画届出

第 5 図

川内原子力発電所第 2 号機

計測制御系統施設の系統図
(ほう酸注入機能を有する設備)
(重大事故等対処設備)

九州電力株式会社