

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-016 改 07
提出年月日	2023年6月29日

補足-016 工事計画に係る補足説明資料

(その他発電用原子炉の附属施設のうち緊急時対策所)

2023年6月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付説明書名	補足説明資料 (内容)	備考
1	緊急時対策所の機能に関する説明書 (緊急時対策所の有毒ガス防護について除く)	緊急時対策所の機能に関する説明書に係る補足説明資料	
2*	緊急時対策所の機能に関する説明書 (緊急時対策所の有毒ガス防護について)		
3	緊急時対策所の居住性に関する説明書	緊急時対策所の居住性に関する説明書に係る補足説明資料	

注記\* : 「緊急時対策所の機能に関する説明書 (緊急時対策所の有毒ガス防護について)」に関しては、補足-009「工事計画に係る説明資料 (計測制御系統施設)」の資料 No. 4-2「中央制御室の機能に関する説明書及び緊急時対策所の機能に関する説明書に係る補足説明資料 (有毒ガス防護に係る補足説明資料)」に記載。

緊急時対策所の機能に関する説明書に係る補足説明資料

## 目 次

1. 緊急時対策所に収容する要員の考え方について .....	1
1.1 重大事故時に必要な指示を行う要員 .....	1
2. 資機材等について .....	5
2.1 放射線管理用資機材 .....	5
2.2 その他資機材等 .....	8
2.3 放射線計測器について .....	11
3. 緊急時対策所用発電機の運転時間について .....	16

## 1. 緊急時対策所に収容する要員の考え方について

### 1.1 重大事故時に必要な指示を行う要員

緊急時対策所は、二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。また、ブルーム通過中においても、緊急時対策所にとどまる必要のある要員は、図 1-1 及び図 1-2 に示すとおり、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 46 名と、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員 23 名のうち、中央制御室待避室にとどまる運転員 5 名を除く 18 名の合計 64 名を想定している。

重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員の考え方を表 1-1 に、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員の考え方を表 1-2 に示す。

表 1-1 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員の考え方

要員	考え方	人数	合計
本部長・統括	緊急時対策本部を指揮・統括する本部長、本部員、技術統括、プラント監視統括、復旧統括、支援統括、情報統括、広報統括、原子炉主任技術者は、重大事故等において、指揮をとる要員として緊急時対策所にとどまる。	9 名	46 名
各班長・班員	各班については、本部長からの指揮を受け、重大事故等に対処するため、最低限必要な要員を残して、緊急時対策所にとどまる。	14 名	
交替要員	上記、本部長、各統括、原子炉主任技術者及び本部員の交替要員については 9 名、各班長、班員の交替要員については、14 名を確保する。	23 名	

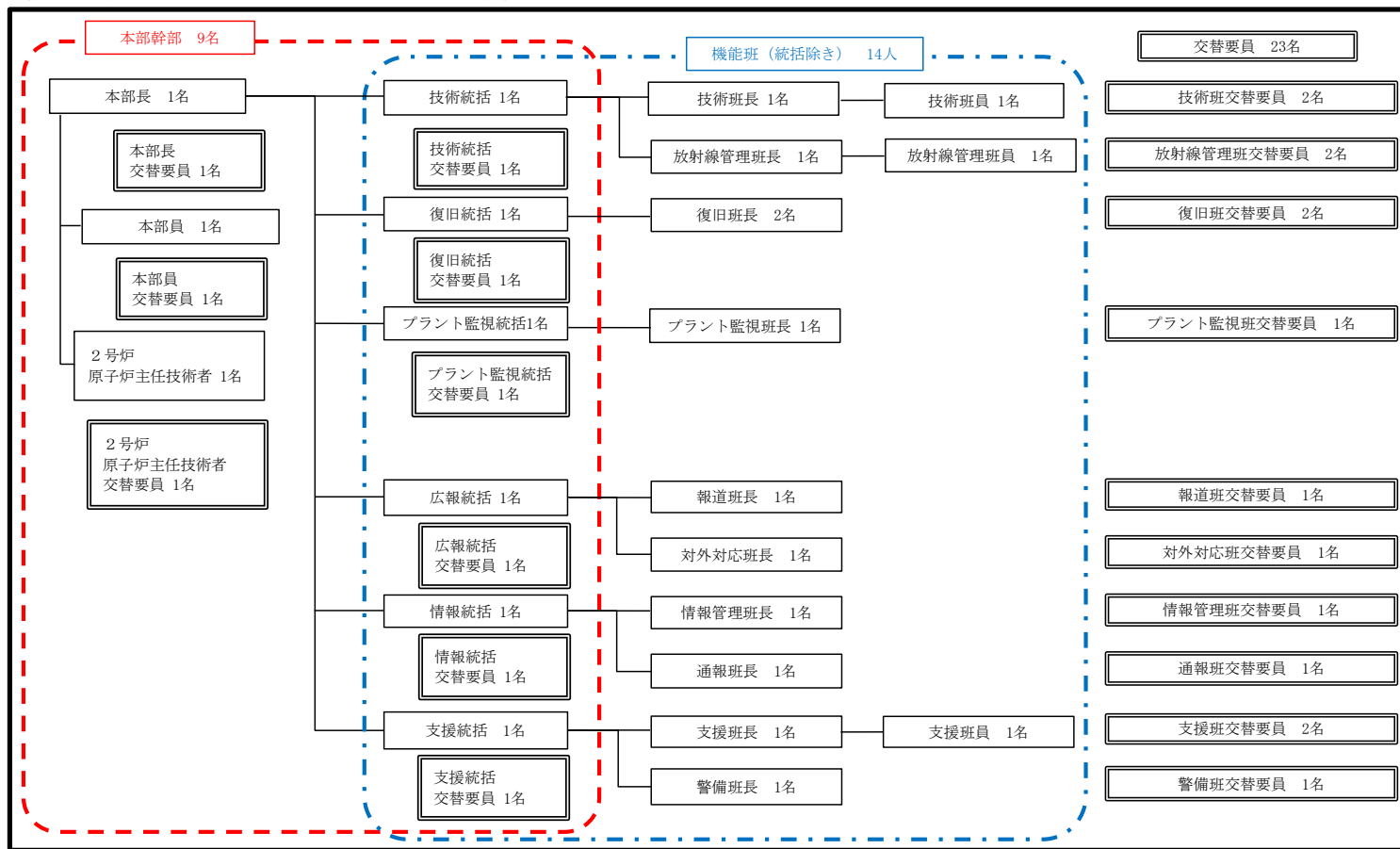
表 1-2 原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員の考え方

要員	作業項目	作業に必要な人数	合計	
運転員 (当直)	ベント成功時は、中央制御室待避室に 5 名* <sup>1</sup> の要員がとどまり、4 名* <sup>2</sup> の要員は緊急時対策所に待避する。 なお、中央制御室待避室が使用できない場合、5 名の運転員も緊急時対策所に待避する。 注記*1：当直長 1 名，2 号当直副長 1 名， 2 号当直主任又は 2 号運転士 1 名， 2 号補助運転士 2 名 注記*2：2 号当直主任又は 2 号運転士 1 名， 2 号補助運転士 1 名，1 号当直主任 1 名，1 号補助運転士 1 名	9 名	9 名	
復旧班要員	事故後の設備操作，補給作業等	放射性物質の拡散を抑制するために必要な放水砲の放水再開，大型送水ポンプ車の運転操作	4 名	12 名
		燃料タンクからタンクローリへの軽油抜き取り，大量送水車等への燃料補給 (交替要員含む。)	6 名	
		大量送水車等による低圧原子炉代替注水槽への給水	2 名	
放射線管理 班要員	作業現場モニタリング	2 名	2 名	

注：要員数については、今後の訓練等の結果より人数を見直す可能性がある。

重大事故等に柔軟に対処できるよう、整備した設備等の手順書を制定するとともに、訓練により必要な力量を習得する。訓練は継続的に実施し、必要の都度運用の改善を図っていく。

①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 46名



②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために必要な要員 23名

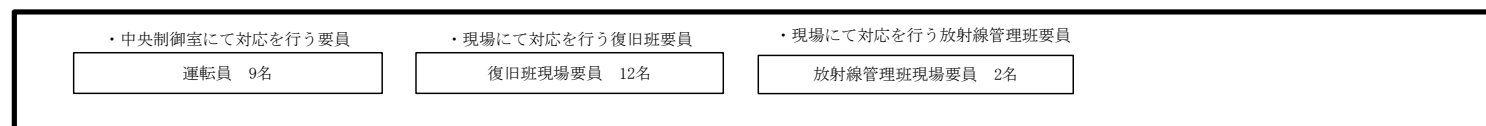


図 1-1 プルーム通過時 緊急時対策所及び中央制御室にとどまる要員

		事故前	事故発生, 拡大	炉心露出, 損傷, 溶融	プルーム通過中 10時間	プルーム通過後
「居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に基づく事象進展時間			24時間			34時間
防災対策		①事象発生 ②初動体制による事故収束活動	③要員参集後		④プルーム通過直前	⑤プルーム通過後
中央制御室 (運転員)		事故拡大防止, 炉心損傷防止活動, 原子炉格納容器の破損防止活動			中央制御室待避室	運転操作, 監視
3号中央制御室 (運転補助要員)		(2)			緊急時対策所へ待避 (4) 発電所構外へ退避 (2)	(2)
現場	復旧班	炉心損傷防止活動, 原子炉格納容器の破損防止活動 (電源復旧, 注水等) 放射性物質拡散抑制活動, 消火活動			発電所構外へ退避 (27) 緊急時対策所へ待避 (12)	現場対応 (機器操作, 給油等) (12) (39)
	放射線管理班	可搬式エリア放射線モニタ設置等			発電所構外へ退避 (2) 緊急時対策所へ待避 (2)	モニタリング等 (2) (4)
緊急時対策所		(2)	(3)	(4)	(2)	(4)
構内宿泊所 (初動要員)		(34)	(5)	(47)	(64)	(46) (47)
構外 (参集要員)						必要により適宜招集

図 1-2 緊急時対策所及び中央制御室の事故発生からプルーム通過までの要員の動き



## 2. 資機材等について

緊急時対策所には、少なくとも外部から支援なしに7日間の活動を可能とするため、必要な資機材を配備する。また、プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要があるように、プルーム通過中に緊急時対策所にとどまる要員の食料等及びプルーム通過後に現場対応を行う要員の放射線管理用資機材については、緊急時対策所内に配備する。

放射線防護類を表2-1に示す。

また、放射線計測器を表2-2に、緊急時対策所チェンジングエリア用資機材を表2-3に示す。

### 2.1 放射線管理用資機材

表2-1 放射線防護具類

品名	配備数*	考え方
汚染防護服	1155 着	110 名（1, 2号機対応の緊急時対策要員 77 名+自衛消防隊 15 名+運転員 9 名+余裕, 以下同様）×7 日×1.5（余裕）=1155
靴下	1155 足	110 名×7 日×1.5（余裕）=1155
帽子	1155 着	110 名×7 日×1.5（余裕）=1155
綿手袋	1155 双	110 名×7 日×1.5（余裕）=1155
ゴム手袋	2310 双	110 名×2 重（内側, 外側）×7 日×1.5（余裕）=2310
ろ過式呼吸用保護具 （以下内訳）	495 個	110 名×3 日（除染による再使用を考慮）×1.5（余裕）=495
電動ファン付き全面マスク	30 個	30 名（1, 2号機対応の現場復旧班要員 24 名+放射線管理班要員 4 名+余裕）
全面マスク	465 個	495-30=465
チャコールフィルタ （以下内訳）	1155 組	110 名×7 日×1.5（余裕）=1155
電動ファン付き 全面マスク用	210 組	30 名×7 日=210
全面マスク用	945 組	1155-210=945
被水防護服	578 着	110 名×7 日×1.5（余裕）×50%（年間降水日数を考慮）=578
作業用長靴	30 足	30 名
高線量対応防護服 （タングステンベスト）	12 着	12 名（プルーム通過直後に対応する現場復旧班要員 12 名）

注記\*：予備を含む。今後、訓練等で見直しを行う。

表 2-2 放射線計測器

品名	配備数*	考え方
個人線量計 (電子式線量計)	110 台	110 名 (1, 2 号機対応の緊急時対策要員 77 名 + 自衛消防隊 15 名 + 運転員 9 名 + 余裕)
個人線量計 (ガラスバッジ)	110 個	110 名 (1, 2 号機対応の緊急時対策要員 77 名 + 自衛消防隊 15 名 + 運転員 9 名 + 余裕)
GM汚染サーベイメータ	4 台	緊急時対策所内モニタリング用 1 台 + チェンジ ングエリア用 2 台 + 予備 1 台
電離箱サーベイメータ	5 台	現場作業用に 4 台 + 予備 1 台
可搬式エリア放射線モニタ	2 台	加圧判断用に 1 台 + 予備 1 台
ダストサンプラ	2 台	室内のモニタリング用 1 台 + 予備 1 台

注記\* : 予備を含む。今後、訓練等で見直しを行う。

表 2-3 緊急時対策所チェンジングエリア用資機材

名称	数量*	根拠
養生シート	5 巻	約 130m <sup>2</sup> (床, 壁の養生面積 (エリア全面張替え 1 回分)) × 2 (補修張替え等) ÷ 90m <sup>2</sup> /巻 × 1.5 倍 = 5 巻 (養生シート損傷, 汚染時等)
バリア	5 個	5 個 (各エリア間設置箇所数)
粘着マット	4 枚	2 枚 (設置箇所数) × 2 (汚染時の交換用) = 4 枚
装備回収箱	8 個	8 個 (設置箇所数)
ヘルメット掛け	1 式	エリア設営に必要な数量
ポリ袋	300 枚	8 枚 (設置箇所) × 3 枚/日 (1 日交換回数) × 7 日 × 1.5 倍 = 252 枚 → 300 枚
テープ	24 巻	約 230m (養生エリアの外周距離 (エリア全面張替え 1 回分)) × 2 (補修張替え等) ÷ 30m/巻 × 1.5 倍 = 23 巻 → 24 巻 (養生シート損傷, 汚染時等)
ウエス	1 箱	1200 枚/箱 (除染等)
ウェットティッシュ	5 個	120 枚/個 (除染等)
はさみ	1 個	エリア設営に必要な数量
マジック	2 本	エリア設営に必要な数量
簡易テント	1 台	960mm × 960mm × 1600mm (除染エリア設置)
簡易シャワー	1 台	エリア設営に必要な数量
簡易タンク	1 台	エリア設営に必要な数量
トレイ	1 個	エリア設営に必要な数量
バケツ	2 個	エリア設営に必要な数量
ベルトパーテーション	3 本	3 本 (設置箇所数)
可搬式空気浄化装置	1 台	エリア設営に必要な数量

注記\* : 今後, 訓練等で見直しを行う。

## 2.2 その他資機材等

緊急時対策所には、居住性を確認するために必要な設備として、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保有する。

また、緊急時対策所内の要員が情報の共有を行うために、社内パソコンを配備する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計について表 2-4 に示すとともに、情報共有設備を表 2-5 に、その他資機材等を表 2-6 に示す。

表 2-4 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

名称	仕様等	
酸素濃度計	検知原理	ガルバニ電池式
	検知範囲	0.0～25.0vol%
	精度	±0.5vol%
	電源	電池式（交換により容易に電源が確保できるもの） 測定可能時間：約 15000 時間
	個数	1 個（予備 1 個）
二酸化炭素濃度計	検知原理	赤外線式
	検知範囲	0～10000ppm
	精度	±500ppm
	電源	電池式（交換により容易に電源が確保できるもの） 測定可能時間：約 7 時間
	個数	1 個（予備 1 個）

表 2-5 情報共有設備

品名	考え方
社内パソコン （回線，機器）	社内情報共有に必要な資料，書類等を作成するため
一般テレビ （回線，機器）	報道や気象情報等を入手するため

表 2-6 その他の資機材等

品名	配備数*	考え方
食料	2310 食	110 名（1, 2 号機対応の緊急時対策要員 77 名＋自衛消防隊 15 名＋運転員 9 名＋余裕, 以下同様）×7 日×3 食
飲料水 (1.5 リットル)	1540 本	110 名×7 日×2 本 (1.5 リットル/本)
簡易トイレ	1 式	プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要がないようにするため
安定よう素剤	880 錠	110 名×8 錠 (初日 2 錠＋2 日目以降 1 錠/日×6 日)

注記\*：予備を含む。今後，訓練等で見直しを行う。

原子力災害対策活動で使用する主な資料として，緊急時対策所に以下の資料を保管する。  
原子力災害対策活動で使用する主な資料について，表 2-7 に示す。

表 2-7 原子力災害対策活動で使用する主な資料

資 料 名
1. 島根原子力発電所サイト周辺地図 ① 島根原子力発電所周辺地図 (1/25,000) ② 島根原子力発電所周辺地図 (1/50,000)
2. 島根原子力発電所サイト周辺航空写真パネル
3. 島根原子力発電所周辺環境モニタリング関係データ ① 空間線量モニタリング配置図 ② 環境試料サンプリング位置図 ③ 環境モニタリング測定データ
4. 島根原子力発電所周辺人口関連データ ① 方位別人口分布図 ② 集落の人口分布図 ③ 市町村人口表
5. 島根原子力発電所原子炉設置(変更)許可申請書
6. 島根原子力発電所系統図及び配置図(各ユニット) ① 系統図 ② プラント配置図
7. 島根原子力発電所防災関係規程類 ① 原子炉施設保安規定 ② 原子力事業者防災業務計画 ③ 異常事象発生時の対応要領
8. 島根原子力発電所気象観測データ ① 統計処理データ ② 毎時観測データ
9. 島根原子力発電所主要系統模式図(各ユニット)
10. 島根原子力発電所プラント主要設備概要(各ユニット)
11. プラント関係プロセス及びエリア放射線計測配置図(各ユニット)
12. 原子炉安全保護系ロジック一覧表(各ユニット)
13. 事故時操作要領書

## 2.3 放射線計測器について

### (1) 電子式線量計

#### a. 使用目的

要員の被ばく線量の測定に用いる。

#### b. 配備台数

要員の交替及び故障等により使用できない場合を考慮し、予備も含め 110 台配備する。

#### c. 測定範囲

- ・  $\gamma$  線 : 0.00~999.99mSv
- ・  $\beta$  線 : 0.0~999.9mSv

#### d. 電源

ニッケル水素電池[連続 15 時間以上]



図 2-1 電子式線量計

### (2) GM汚染サーベイメータ

#### a. 使用目的

屋外で作業した要員の身体等に放射性物質が付着していないことを確認する。

#### b. 配備台数

チェンジングエリア内のサーベイエリア及び除染エリアでの汚染検査のために 2 台、緊急時対策所の環境測定のためダストサンプラとあわせて空気中の放射性物質の濃度を測定するために 1 台、故障等により使用できない場合の予備 1 台の計 4 台を配備する。

#### c. 測定範囲

0~100kmin<sup>-1</sup>

#### d. 電源

乾電池 4 本[連続 100 時間以上]



図 2-2 GM汚染サーベイメータ

(3) 電離箱サーベイメータ

a. 使用目的

現場作業を行う要員等の過剰な被ばくを防止するため、作業現場等の線量当量率の測定に使用する。

b. 配備台数

緊急時対策所の環境測定及び現場放射線管理用に 4 台、故障等により使用できない場合の予備 1 台の計 5 台を配備する。

c. 測定範囲

0.001~300mSv/h

d. 電源

乾電池 4 本[連続 80 時間以上]



図 2-3 電離箱サーベイメータ

(参考) 電離箱サーベイメータの配備数根拠について

- ・電離箱サーベイメータは、屋内外の作業現場などの放射線測定を行い、要員の過剰な被ばくを防止するために使用する。
- ・電離箱サーベイメータは、線量が高くなることが想定される場所にて行う作業で使用できるよう屋外作業現場等及び緊急時対策所の環境測定用として、十分な台数として計 4 台を配備するとともに、さらに、故障点検時の予備用の 1 台を配備する。
- ・なお、各要員の着用する電子式線量計の発する音により、要員周辺の線量率の上昇を把握することで、過剰な被ばくを防止することも可能である。



表 2-8 電離箱サーベイメータを携行する作業（例示）

作業	備考	配備台数
放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	・原子炉建物近傍で行う作業	4台 (予備1台)
第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整	・第1ベントフィルタ格納槽近傍作業（格納容器ベント実施に伴い高線量化することを想定）	
格納容器ベント後のタンクローリによる燃料補給作業	・原子炉建物近傍で行う作業	
緊急時対策所（チェンジングエリアを含む）の環境測定	・緊急時対策所の環境測定（居住性確保）	

(4) 可搬式エリア放射線モニタ

a. 使用目的

緊急時対策所の線量当量率の監視、測定及び緊急時対策所の正圧化バウンダリの加圧判断に用いる。

b. 配備台数

緊急時対策所の線量当量率の監視、測定及び緊急時対策所の加圧判断に1台、故障等により使用できない場合の予備1台の計2台を配備する。

c. 測定範囲

0.001～999.9mSv/h

d. 電源

AC100V 又は乾電池4本[連続300時間]



図 2-4 可搬式エリア放射線モニタ

- (5) 可搬式モニタリングポスト
- a. 使用目的  
緊急時対策所の正圧化バウンダリの加圧判断に用いる。
  - b. 配備台数  
故障等により使用できない場合を考慮し、予備も含め2台配備する。
  - c. 測定範囲  
10～10<sup>9</sup>nGy/h
  - d. 電源  
蓄電池（4個）により7日以上供給可能。7日後からは、予備の蓄電池（4個）と交換することにより継続して計測可能。



図 2-5 可搬式モニタリングポスト

- (6) ダストサンプラ
- a. 使用目的  
緊急時対策所の空気中の放射性物質の濃度の測定のために用いる。
  - b. 配備台数  
故障等により使用できない場合を考慮し、予備も含め2台配備する。
  - c. 流量  
25L/min 以上
  - d. 電源  
内部バッテリー[連続 60 分以上]



図 2-6 ダストサンプラ

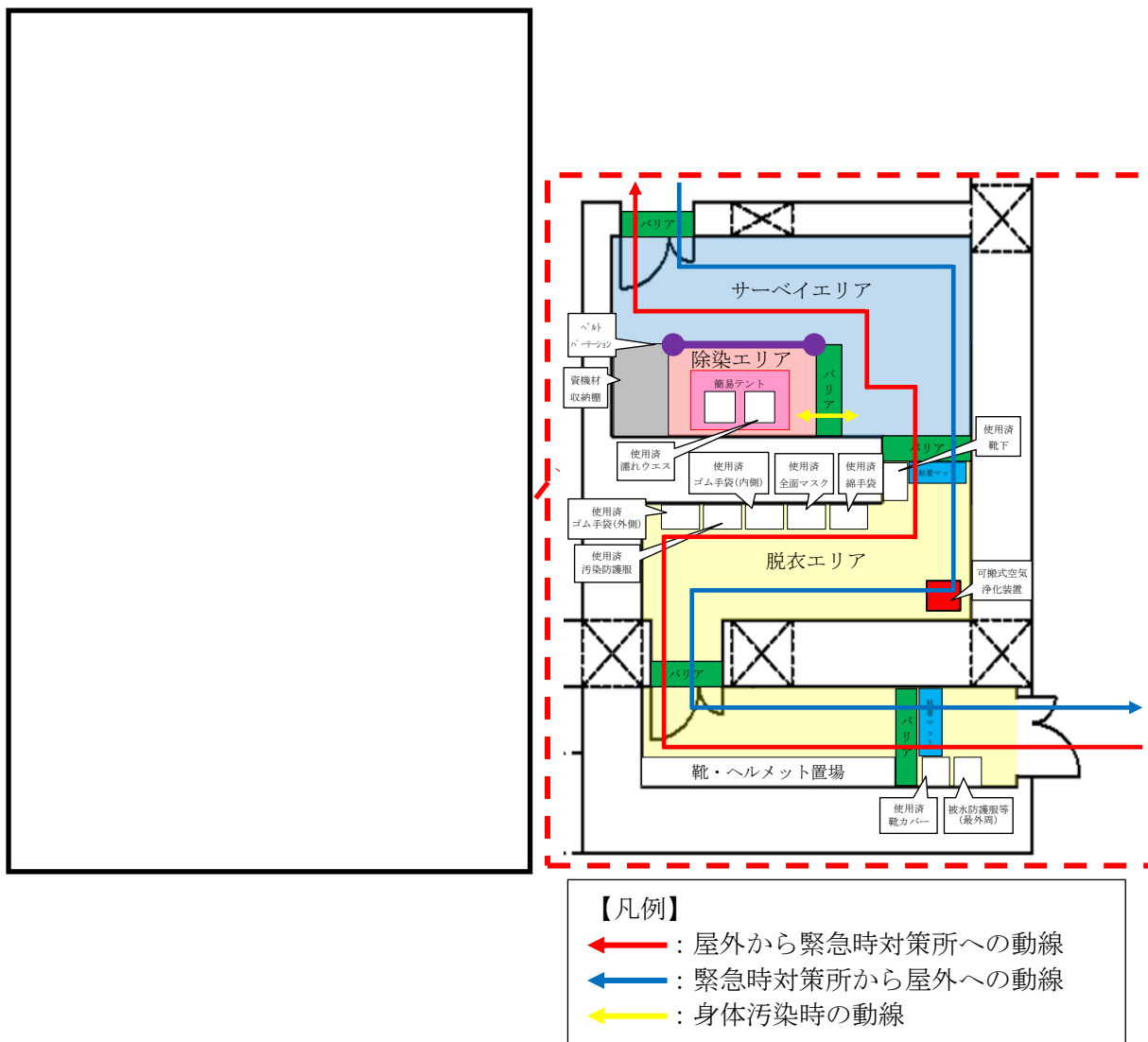


図 2-7 緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

3. 緊急時対策所用発電機の運転時間について

緊急時対策所用発電機は燃料タンクを内蔵しており，以下のとおり必要な負荷に対して39時間以上連続給電が可能な設計とする。

$$H = V \div c = 895 \div 22.8 \doteq 39\text{h}$$

ここで，

H：運転時間 (h)

V：緊急時対策所用発電機付燃料タンクの有効油量 (ℓ) = 895\*

c：燃料消費率 (ℓ/h) = 22.8

注記\*：タンク容積 990ℓ から残油量 95ℓ を引いた値

緊急時対策所の居住性に関する説明書に係る補足説明資料

## 目 次

1. 審査ガイドへの適合状況 .....	1
2. 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価に係る適用法令 .....	33
3. 緊急時対策所換気空調系の運転について .....	38
4. 空気ボンベ加圧設備による正圧化開始が遅延することによる影響について .....	60
5. 空気ボンベ加圧設備の空気ボンベの必要個数について .....	70
6. 気象資料の代表性について .....	71
7. 希ガス放出継続時間について .....	75
8. 線量評価に用いる大気拡散の評価について .....	76
9. 原子炉二次遮蔽における入射線量の設定方法について .....	77
10. 要員の交替における被ばく線量について .....	78
11. 地表面への沈着速度の設定について .....	79
12. エアロゾル粒子の乾性沈着速度について .....	81
13. グランドシャインの線源領域について .....	88

## 1. 審査ガイドへの適合状況

### 1.1 はじめに

重大事故等時における緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（令和3年6月23日 原規技発第2106233号 原子力規制委員会決定）（以下「審査ガイド」という。）への適合状況について、表1-1に示す。

表 1-1 審査ガイドへの適合状況

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 (解釈より抜粋)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第76条 (緊急時対策所)</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> </div>	<p>1e) → 審査ガイドの趣旨に基づき評価</p> <p>① 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故相当の放射性物質の放出を仮定している。放射性物質の放出割合は4.4(1)a.のとおり。</p> <p>② 要員はマスクの着用なしとして評価している。</p> <p>③ 交替要員体制：評価期間中の交替は考慮しない。 安定ヨウ素剤の服用：考慮しない。</p> <p>④ 要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している。</p>



<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法</p> <p>4.1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲</p> <p>① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図1に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図2に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。</p> <p>ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。</p>	<p>4.1 →審査ガイドどおり</p> <p>① 最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づき評価している。</p> <p>② 実験等に基づき検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づき評価している。</p> <p>③ 不確かさが大きいモデルは使用せず、モデルの適用範囲は超えない。</p> <p>4.1(1) →審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所の居住性に係る被ばくは、図2の①及び②の被ばく経路に対して評価している。評価期間中の緊急時対策所内は緊急時対策所空気浄化送風機又は空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）によって正圧に維持されており、大気中へ放出された放射性物質の室内への取り込みは考慮しないため、③の経路は評価しない。また対策要員の交替は考慮しないため、④⑤の経路は評価しない。</li> </ul>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>原子炉建屋（二次格納施設（BWR 型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR 型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p> <p>② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）</p>	<p>4.1(1) ① →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建物内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による緊急時対策所での外部被ばく線量を評価している。</li> <li>・原子炉建物内の放射性物質からの直接ガンマ線による緊急時対策所での外部被ばく線量を評価している。</li> </ul> <p>4.1(1) ② →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）は、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果と緊急時対策所遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価している。</li> <li>・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所内での外部被ばく（グラウンドシャイン）は、事故期間中の大気中への放出量を基に、大気拡散効果、地表面沈着効果及び緊急時対策所遮蔽によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価している。</li> </ul>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <p>なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p> <p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく</p> <p>原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p>	<p>4.1(1)③ →評価期間中の放射性物質の取り込みは考慮しない。</p> <p>4.1(1)④→評価期間中の対策要員の交替は考慮しない</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく 大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）</li> <li>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャイン）</li> <li>三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</li> </ul>	<p>4.1(1) ⑤→評価期間中の対策要員の交替は考慮しない</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>(2) 評価の手順</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図3に示す。</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いるソースタームを設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価<sup>(参2)</sup>で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</li> <li>・緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。</li> </ul> <p>また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</p>	<p>4.1(2) →審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所の居住性に係る被ばくは図3の手順に基づき評価している。ただし、評価期間中の放射性物質の取り込み及び対策要員の交替は考慮しない。</li> </ul> <p>4.1(2)a. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価は、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉内内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算している。</li> </ul> <p>また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉内内蔵量から原子炉建物内の放射性物質存在量分布を設定している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。</p> <p>c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・上記 c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。</li> <li>・上記 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。</li> <li>・上記 a 及び b の結果を用いて、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。</li> </ul>	<p>4.1(2)b. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いている。評価においては、島根原子力発電所敷地内において観測した 2009 年 1 月から 2009 年 12 月の 1 年間における気象データを使用している。</li> </ul> <p>4.1(2)c. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく線量を評価するために、原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建物内の線源強度を計算している。</li> </ul> <p>4.1(2)d. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・上記 c の結果を用いて、原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく線量を計算している。</li> <li>・上記 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量を計算している。</li> <li>・緊急時対策所は、緊急時対策所空気浄化送風機又は空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）によって正圧に維持されているため、放射性物質の室内への取り込みはない。</li> </ul>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>e. 上記 d で計算した線量の合計値が、判断基準を満たしているかどうかを確認する。</p> <p>4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件 (1) 沈着・除去等</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>b. 空気流入率 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。 新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。(なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。)</p>	<p>4.1(2)e. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>上記 d で計算した線量の合計値が、判断基準（要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと）を満足することを確認している。</li> </ul> <p>4.2(1)a. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所換気空調設備は緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを有しており、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを介した外気を緊急時対策所へ送気する。緊急時対策所空気浄化フィルタユニットのフィルタ効率は、設計上期待できる値（ヨウ素については性状を考慮）として、エアロゾル粒子及び無機よう素については 99.99%並びに有機よう素については 99.75%として評価している。</li> </ul> <p>4.2(1)b. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所は、緊急時対策所空気浄化送風機又は空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）により正圧を維持するため、フィルタを通らない空気の流入は防止される。</li> </ul>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>(2) 大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。</li> <li>    なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。</li> <li>・風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。</li> <li>・ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には、水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針<sup>(参3)</sup>における相関式を用いて計算する。</li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。</li> </ul>	<p>4.2(2)a. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質の空气中濃度は、ガウスプルームモデルを適用して計算している。</li> <li>・島根原子力発電所敷地内において観測した2009年1月から2009年12月の1年間の気象資料を大気拡散式に用いている。</li> <li>・水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針における相関式を用いて計算している。</li> <li>・建物による巻き込みを考慮し、建物の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。</li> </ul>



<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件については、放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について、次に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。 <ul style="list-style-type: none"> <li>一 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合</li> <li>二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向nについて、放出点の位置が風向nと建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図4の領域An）の中にある場合</li> <li>三 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</li> </ul>           上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする<sup>(参4)</sup>。 </li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</li> <li>・放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」<sup>(参1)</sup>による。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・一～三のすべての条件に該当するため、建物による巻き込みを考慮して評価している。</li> <li>・放出点が地上であるため建物高さの2.5倍に満たない。</li> <li>・放出点（地上）の位置は図4の領域Anの中にある。</li> <li>・評価点（緊急時対策所）は、巻き込みを生じる建物（原子炉建物）の風下側にある。</li> <li>・建物による巻き込みを考慮し、図5に示されたように、建物の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象としている。</li> <li>・放射性物質の大気拡散については、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき評価している。</li> </ul>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>b. 建屋による巻き込みの評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・巻き込みを生じる代表建屋           <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。</li> <li>2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。</li> </ol> </li> <li>・放射性物質濃度の評価点           <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表面の選定               <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次の i) 又は ii)によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>i) 事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入</li> <li>ii) 事故時に外気の入入れを遮断する場合は、室内への直接流入</li> </ol> </li> </ol> </li> </ul>	<p>4.2(2)b. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・建物の巻き込みによる拡散を考慮している。</li> <li>・原子炉建物を代表建物としている。</li> <li>・評価期間中の放射性物質の取り込みは考慮しない。</li> </ul>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>2) 建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。</p> <p>このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。</p> <p>i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。</p> <p>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表表面（代表評価面）を選定する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>評価期間中の放射性物質の取り込みは考慮しない。</li> </ul>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>3) 代表面における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。</p> <p>屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。</p> <p>また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。</p> <p>また <math>\sigma_y=0</math> 及び <math>\sigma_z=0</math> として、<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math> の値を適用してもよい。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代表面として緊急時対策所の屋上面を選定している。評価点は緊急時対策所の中心とし、高さは保守的に放出点と同じ高さ（地上）としている。</li>   <li>・ 代表面として緊急時対策所の屋上面を選定している。評価点は緊急時対策所の中心とし、高さは保守的に放出点と同じ高さ（地上）としている。</li>   <li>・ 代表面として緊急時対策所の屋上面を選定している。評価点は緊急時対策所の中心とし、高さは保守的に放出点と同じ高さ（地上）としており、その間の水平直線距離に基づき拡散パラメータを算出している。</li> </ul>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>・ 着目方位</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p> <p>具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。</p> <p>この条件に該当する風向の方位<math>m_1</math>の選定には、図6のような方法を用いることができる。図6の対象となる二つの風向の方位の範囲<math>m_{1A}</math>、<math>m_{1B}</math>のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、<math>0.5L</math>の拡散領域(図6</p>	<p>・ 建物による巻き込みを考慮し、i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建物の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象としている。</p> <p>・ 放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。</p> <p>・ 放出点から放出された放射性物質が、建物の風下側に巻き込まれ評価点に達する複数の方位を対象としている。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位<math>m_1</math>は放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>が対象となる。</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位<math>m_2</math>の選定には、図7に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、<math>0.5L</math>の拡散領域(図7のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位<math>m_2</math>は放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>が対象となる。</p> <p>図6及び図7は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる。</p> <p>建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図8に示す。</p> <p>2) 具体的には、図9のとおり、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。</p> <p>幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。</p>	<p>・図7に示された方法により、建物の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を評価対象方位として選定している。</p> <p>・「着目方位1)」の方法により、評価対象の方位を選定している。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>・ 建屋投影面積</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 図 10 に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</li> <li>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</li> <li>3) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。</li> </ol>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉建物の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている。</li> <li>・ 原子炉建物の最小投影面積を用いている。</li> <li>・ 原子炉建物の地表面から上面の投影面積を用いている。</li> </ul>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>c. 相対濃度及び相対線量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。</li> <li>・相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。</li> <li>・評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。</li> <li>・相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」<sup>(参1)</sup>による。</li> </ul> <p>d. 地表面への沈着</p> <p>放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。</p> <p>e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の放射性物質濃度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入）</li> <li>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入）</li> </ul> </li> </ul>	<p>4.2(2)c. →審査ガイドの趣旨に基づき評価</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・相対濃度は、毎時刻の気象項目（風向、風速、大気安定度）及び実効放出継続時間を基に、長時間放出の場合の評価方法に従って評価している。</li> <li>・相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用している。</li> <li>・相対濃度及び相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いている。</li> <li>・相対濃度及び相対線量は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき評価している。</li> </ul> <p>4.2(2)d. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着速度を設定し、地表面沈着濃度を評価している。</li> </ul> <p>4.2(2)e. →評価期間中の放射性物質の取り込みは考慮しない。</p>



<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。          なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。</li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。</li> </ul> <p>(3) 線量評価</p> <p>a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。</li> </ul>	<p>4.2(3)a. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・クラウドシャインによる外部被ばく線量については、空気中濃度から評価された相対線量及び遮蔽効果等を考慮し計算している。</li> <li>・緊急時対策所の天井及び外壁によるガンマ線の遮蔽効果を考慮している。</li> </ul>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>b. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グランドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。</li> </ul> <p>c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮する。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。</li> </ul>	<p>4.2(3)b. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・グランドシャインによる外部被ばく線量については、地表面沈着濃度及び遮蔽効果を考慮し計算している。</li> <li>・緊急時対策所の天井及び外壁によるガンマ線の遮蔽効果を考慮している。</li> </ul> <p>4.2(3)c. →評価期間中の放射性物質の取り込みは考慮しない。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、c項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</li> </ul> <p>e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空气中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> </ul> <p>f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> </ul>	<p>4.2(3)d. →評価期間中の放射性物質の取り込みは考慮しない。</p> <p>4.2(3)e. →評価期間中の対策要員の交替は考慮しない</p> <p>4.2(3)f. →評価期間中の対策要員の交替は考慮しない</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退域での空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>・入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。</li> </ul> <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。</li> </ul>	<p>4.2(3)g. →評価期間中の対策要員の交替は考慮しない</p> <p>4.2(3)h. →2号機の運転のみを考慮しているため重ね合わせは考慮しない</p>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>4.4 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等</p> <p>(1) ソースターム</p> <p>a. 大気中への放出割合</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故並みを想定する<sup>(参5)</sup>。</li> </ul> <p>希ガス類：97%</p> <p>ヨウ素類：2.78%</p> <p>(CsI：95%、無機ヨウ素：4.85%、有機ヨウ素：0.15%)</p> <p>(NUREG-1465<sup>(参6)</sup>を参考に設定)</p> <p>Cs 類：2.13%</p> <p>Te 類：1.47%</p> <p>Ba 類：0.0264%</p> <p>Ru 類：7.53×10<sup>-8</sup>%</p> <p>Ce 類：1.51×10<sup>-4</sup>%</p> <p>La 類：3.87×10<sup>-5</sup>%</p> <p>b. 放出開始時刻及び放出継続時間</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放射性物質の大気中への放出開始時刻は、事故（原子炉スクラム）発生 24 時間後と仮定する<sup>(参5)</sup>（東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故で最初に放出した 1 号炉の放出開始時刻を参考に設定）。</li> </ul>	<p>4.4(1)a. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事故直前の炉内内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故並みを想定している。なお、核種の崩壊及び娘核種の生成を考慮している。</li> </ul> <p>4.4(1)b. →審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放射性物質の大気中への放出開始時間は、事故発生 24 時間後と仮定している。</li> </ul>

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>・放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように10時間と仮定する<sup>(参5)</sup>(東京電力株式会社福島第一原子力発電所2号炉の放出継続時間を参考に設定)。</p> <p>(2) 非常用電源 緊急時制御室又は緊急時対策所の独自の非常用電源又は代替交流電源からの給電を考慮する。 ただし、代替交流電源からの給電を考慮する場合は、給電までに要する余裕時間を見込むこと。</p> <p>(3) 沈着・除去等 a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備は、上記(2)の非常用電源によって作動すると仮定する。</p> <p>(4) 大気拡散 a. 放出源高さ 放出源高さは、地上放出を仮定する<sup>(参5)</sup>。放出エネルギーは、保守的な結果となるように考慮しないと仮定する<sup>(参5)</sup>。</p>	<p>・放射性物質の大気中への放出継続時間は10時間としている。</p> <p>4.4(2) →審査ガイドどおり</p> <p>・緊急時対策所の非常用電源の給電は考慮するものの放出開始時間が事故発生24時間後のため、放出開始までに電源は復旧している。</p> <p>4.4(3) →審査ガイドどおり</p> <p>・放射性物質の放出開始までに緊急時対策所の緊急時対策所空気浄化送風機の電源供給は復旧している。</p> <p>4.4(4)a. →審査ガイドどおり</p> <p>・放出源高さは、地上放出を仮定している。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況																											
<p>(5) 線量評価</p> <p>a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による緊急時制御室又は緊急時対策所内での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故並みを想定する。例えば、次のような仮定を行うことができる。</li> </ul> <p>➤ NUREG-1465 の炉心内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合（被覆管破損放出～晩期压力容器内放出）<sup>(参6)</sup> を基に原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。</p> <table border="0" style="margin-left: 40px;"> <thead> <tr> <th></th> <th>PWR</th> <th>BWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>ヨウ素類</td> <td>66%</td> <td>61%</td> </tr> <tr> <td>Cs 類</td> <td>66%</td> <td>61%</td> </tr> <tr> <td>Te 類</td> <td>31%</td> <td>31%</td> </tr> <tr> <td>Ba 類</td> <td>12%</td> <td>12%</td> </tr> <tr> <td>Ru 類</td> <td>0.5%</td> <td>0.5%</td> </tr> <tr> <td>Ce 類</td> <td>0.55%</td> <td>0.55%</td> </tr> <tr> <td>La 類</td> <td>0.52%</td> <td>0.52%</td> </tr> </tbody> </table> <p>BWR については、MELCOR 解析結果<sup>(参7)</sup> から想定して、原子炉格納容器から原子炉建屋へ移行する際の低減率は 0.3 倍と仮定する。</p> <p>また、希ガス類は、大気中への放出分を考慮してもよい。</p>		PWR	BWR	希ガス類	100%	100%	ヨウ素類	66%	61%	Cs 類	66%	61%	Te 類	31%	31%	Ba 類	12%	12%	Ru 類	0.5%	0.5%	Ce 類	0.55%	0.55%	La 類	0.52%	0.52%	<p>4.4(5)a. →審査ガイドどおり</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故並みを想定し、NUREG-1465 の炉内内蔵量に対する原子炉格納容器内への放出割合を基に原子炉建物内に放出された放射性物質を設定している。</li> <li>原子炉格納容器から原子炉建物へ移行する際の低減率は 0.3 倍と仮定している。</li> </ul>
	PWR	BWR																										
希ガス類	100%	100%																										
ヨウ素類	66%	61%																										
Cs 類	66%	61%																										
Te 類	31%	31%																										
Ba 類	12%	12%																										
Ru 類	0.5%	0.5%																										
Ce 類	0.55%	0.55%																										
La 類	0.52%	0.52%																										

<p>実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド</p>	<p>緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況</p>
<p>➤ 電源喪失を想定した雰囲気圧力・温度による静的負荷の格納容器破損モードのうち、格納容器破損に至る事故シーケンスを選定する。</p> <p>選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。</li> <li>・原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。</li> <li>・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。</li> </ul> <p>b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記 a と同様に設定する。</li> <li>・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記 a と同様の条件で計算する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建物内に放出された放射性物質を基にスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</li> <li>・原子炉建物内の放射性物質は、自由空間体積に均一に分布しているものとして計算している。</li> <li>・原子炉建物内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造及び地形条件から計算している。</li> </ul> <p>4. 4(5)b. →評価期間中の対策要員の交替は考慮しない</p>

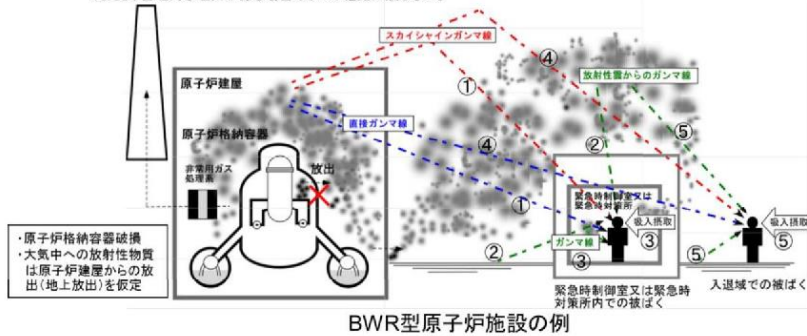


実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況

緊急時制御室又は緊急時対策所居住性評価に係る被ばく経路	
緊急時制御室又は緊急時対策所内の被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グランドシャインによる外部被ばく) ③外気から緊急時制御室又は緊急時対策所内へ取り込まれた放射性物質による被ばく(吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく(室内に取り込まれた放射性物質は沈着せずに浮遊しているものとして評価する))
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく) ⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく(クラウドシャインによる外部被ばく、グランドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。



BWR型原子炉施設の例

図2 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性評価における被ばく経路

図2 →審査ガイドの趣旨に基づき設定

緊急時対策所に関しては、評価期間中の放射性物質の取り込みは考慮しないため、③の経路は評価しない。また対策要員の交替を考慮しないため、経路④、⑤の評価は実施しない。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況

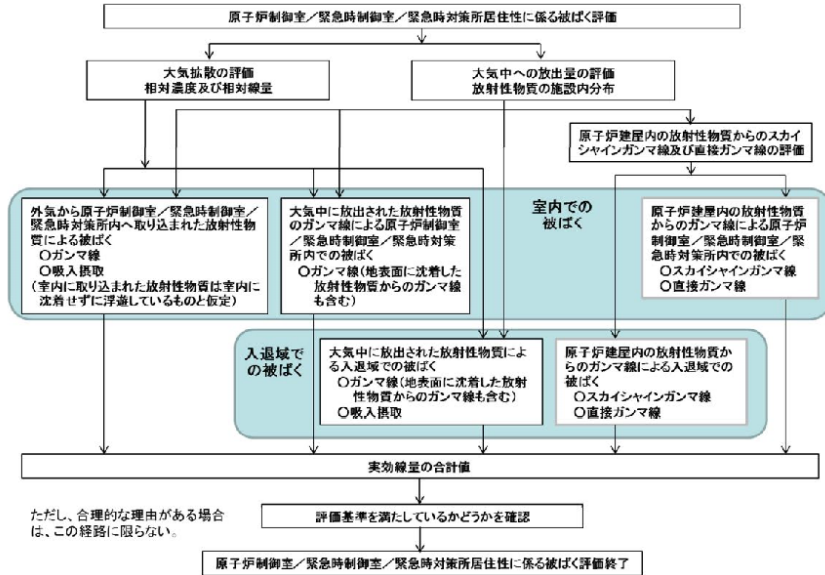


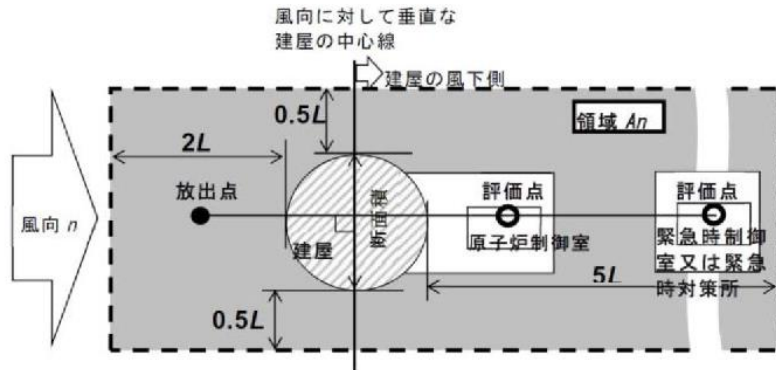
図3 →審査ガイドの趣旨に基づき設定

緊急時対策所に関しては、評価期間中の放射性物質の取り込みは考慮しないため、緊急時対策所内へ取り込まれた放射性物質による評価は実施しない。また対策要員の交替を考慮しないため、入退域での評価は実施しない。

図3 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の  
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況



注:L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図4 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

図4 →審査ガイドどおり

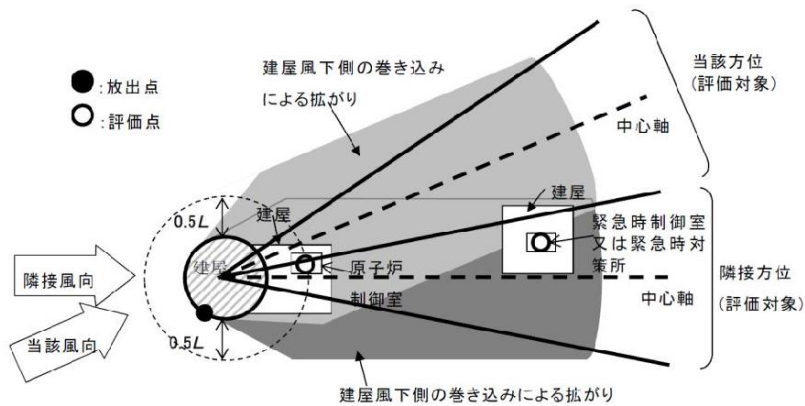


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

図5 →審査ガイドどおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の  
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況

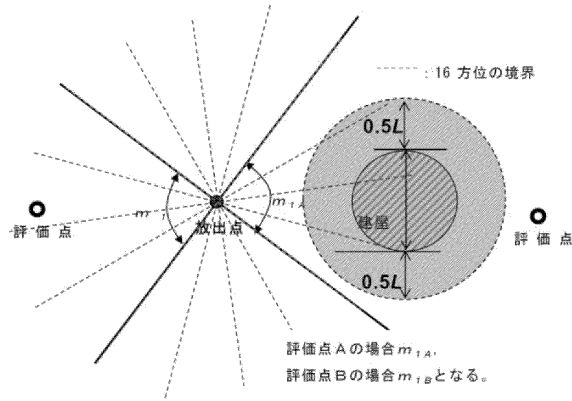


図6 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位  $m_1$  の選定方法  
(水平断面での位置関係)

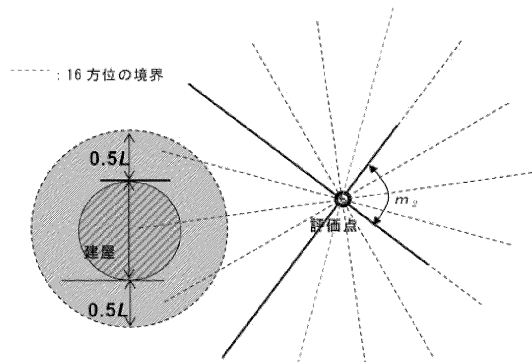


図7 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する  
風向の方位  $m_2$  の選定方法(水平断面での位置関係)

図6 →審査ガイドどおり

図7 →審査ガイドどおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の  
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況

図8 → 審査ガイドどおり

建屋影響がある場合の評価対象(風向の選定)

i) 放出点が評価点の風上となる方位を選択

ii) 放出点から建屋+0.5Lを含む方位を選択  
(放出点が建屋+0.5Lの内部に存在する場合は、  
放出点が評価点の風上となる180°が対象)

iii) 評価点から建屋+0.5Lを含む方位を選択  
(評価点が建屋+0.5Lの内部に存在する場合は、  
放出点が評価点の風上となる180°が対象)

i ~ iiiの重なる方位を選定

方位選定終了

図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の  
居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況

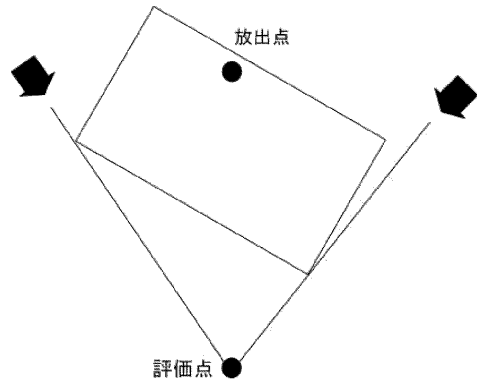


図9 評価対象方位の設定

図9 →審査ガイドどおり

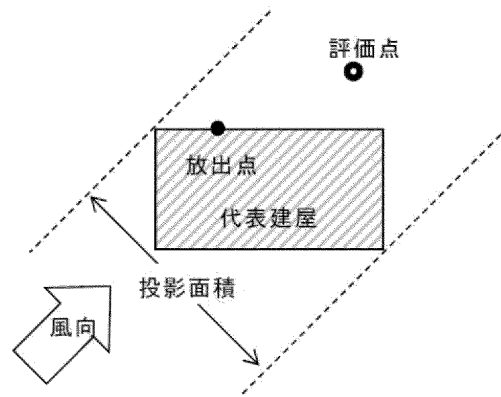


図10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

図10 →審査ガイドどおり

## 2. 酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価に係る適用法令

### 事務所衛生基準規則

(昭和四十七年九月三十日労働省令第四十三号)

最終改正：令和三年一二月一日厚生労働省令第一八八号

労働安全衛生法（昭和四十七年法律第五十七号）の規定に基づき、及び同法を実施するため、事務所衛生基準規則を次のように定める。

#### 第一章 総則（第一条）

#### 第二章 事務室の環境管理（第二条－第十二条）

#### 第三章 清潔（第十三条－第十八条）

#### 第四章 休養（第十九条－第二十二条）

#### 第五章 救急用具（第二十三条）

#### 附則

### 第一章 総則

#### （適用）

第一条 この省令は、事務所（建築基準法（昭和二十五年法律第二百一号）第二条第一号に掲げる建築物又はその一部で、事務作業（タイプライターその他の事務用機器を使用し行う作業を含む。）に従事する労働者が主として使用するものをいう。）について、適用する。

2 事務所（これに附属する食堂及び炊事場を除く。）における衛生基準については、労働安全衛生規則（昭和四十七年労働省令第三十二号）第三編の規定は、適用しない。

### 第二章 事務室の環境管理

#### （換気）

第三条 事業者は、室においては、窓その他の開口部の直接外気に向つて開放することができる部分の面積が、常時床面積の二十分の一以上になるようにしなければならない。ただし、換気が十分に行なわれる性能を有する設備を設けたときは、この限りでない。

2 事業者は、室における一酸化炭素及び二酸化炭素の含有率（一気圧、温度二十五度とした場合の空气中に占める当該ガスの容積の割合をいう。以下同じ。）を、それぞれ百万分の五十以下及び百万分の五千以下としなければならない。

## 酸素欠乏症等防止規則

(昭和四十七年九月三十日労働省令四十二号)

最終改正：平成三十年六月十九日厚生労働省令第七十五号

労働安全衛生法（昭和四十七年法律第五十七号）の規定に基づき、及び同法を実施するため、酸素欠乏症防止規則を次のように定める。

### 第一章 総則（第一条・第二条）

### 第二章 一般的防止措置（第三条―第十七条）

### 第三章 特殊な作業における防止措置（第十八条―第二十五条の二）

### 第四章 酸素欠乏危険作業主任者技能講習及び酸素欠乏・硫化水素危険作業主任者技能講習（第二十六条―第二十八条）

### 第五章 雑則（第二十九条）

### 附則

## 第一章 総則

### （事業者の責務）

第一条 事業者は、酸素欠乏症等を防止するため、作業方法の確立、作業環境の整備その他必要な措置を講ずるよう努めなければならない。

### （定義）

第二条 この省令において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。

- 一 酸素欠乏 空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。
- 二 酸素欠乏等 前号に該当する状態又は空気中の硫化水素の濃度が百万分の十を超える状態をいう。
- 三 酸素欠乏症 酸素欠乏の空気を吸入することにより生ずる症状が認められる状態をいう。
- 四 硫化水素中毒 硫化水素の濃度が百万分の十を超える空気を吸入することにより生ずる症状が認められる状態をいう。
- 五 酸素欠乏症等 酸素欠乏症又は硫化水素中毒をいう。
- 六 酸素欠乏危険作業 労働安全衛生法施行令（昭和四十七年政令第三百十八号。以下「令」という。）別表第六に掲げる酸素欠乏危険場所（以下「酸素欠乏危険場所」という。）における作業をいう。
- 七 第一種酸素欠乏危険作業 酸素欠乏危険作業のうち、第二種酸素欠乏危険作業以外の作業をいう。
- 八 第二種酸素欠乏危険作業 酸素欠乏危険場所のうち、令別表第六第三号の三、第九号又は第十二号に掲げる酸素欠乏危険場所（同号に掲げる場所にあつては、酸素欠乏症にかかるおそれ及び硫化水素中毒にかかるおそれのある場所として厚生労働大臣が定める場所に限る。）における作業をいう。



## 第二章 一般的防止措置

(換気)

第五条 事業者は、酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は、当該作業を行う場所の空气中の酸素の濃度を十八パーセント以上（第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあつては、空气中の酸素の濃度を十八パーセント以上、かつ、硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし、爆発、酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は、この限りでない。

2 事業者は、前項の規定により換気するときは、純酸素を使用してはならない。

## 鉱山保安法施行規則

(平成十六年九月二十七日経済産業省令第九十六号)

最終改正：令和三年四月八日経済産業省令第四十号

鉱山保安法（昭和二十四年法律第七十号）の規定に基づき、及び同法を実施するため、鉱山保安法施行規則を次のように定める。

第一章 総則（第一条・第二条）

第二章 鉱業権者が講ずべき措置及び鉱山労働者が守るべき事項（第三条—第二十九条）

第三章 保安教育（第三十条）

第四章 特定施設等（第三十一条—第三十五条）

第五章 鉱山の現況調査及び保安規程（第三十六条—第四十条）

第六章 保安管理体制（第四十一条—第四十四条の八）

第七章 雑則（第四十五条—第五十三条）

附則

### 第一章 総則

（定義）

第一条 この省令において使用する用語は、鉱山保安法（以下「法」という。）において使用する用語の例による。

2 この省令において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号の定めるところによる。

一 「石炭鉱山」とは、石炭及び亜炭の掘採を目的とする鉱業を行う鉱山をいう。

二 「石油鉱山」とは、石油（可燃性天然ガス（石炭又は亜炭の掘採を目的とする鉱山において、石炭又は亜炭の掘採に関連して採集されるものを除く。以下「天然ガス」という。）を含む。以下同じ。）の掘採を目的とする鉱業を行う鉱山をいう。

三 「金属鉱山等」とは、石炭鉱山及び石油鉱山以外の鉱業を行う鉱山をいう。

四 「核原料物質鉱山」とは、ウラン鉱又はトリウム鉱の掘採を目的とする鉱業を行う鉱山であって、経済産業大臣の指定するものをいう。

五 「鉱山施設」とは、鉱山において鉱業上使用する建設物、工作物その他の施設をいう。

(通気の確保)

第十六条 法第五条第二項の規定に基づき、衛生に関する通気の確保について鉱業権者が講ずべき措置は、次の各号に掲げる基準を満たすための措置とする。

一 鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセント以上とし、炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

二 坑内作業場（通行に使用する箇所を除く。）において鉱山労働者が作業する箇所における気温は、摂氏三十七度以下とすること。

### 3. 緊急時対策所換気空調系の運転について

重大事故等の発生により、大気中に大量の放射性物質が放出された場合においても、緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保するため、緊急時対策所換気空調系として緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト、空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）、空気ポンベ加圧設備配管及び差圧計を緊急時対策所に設置する。

放射性雲通過時の緊急時対策所の要員への被ばく防止対策として空気ポンベ加圧設備により緊急時対策所を正圧化することにより、緊急時対策所への放射性物質の流入を防止する。

なお、緊急時対策所は、隔離時でも酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、居住性が維持されていることを確認する。緊急時対策所換気空調系等の設備構成図並びに緊急時対策所の正圧化エリア図を図 3-1 に示す。

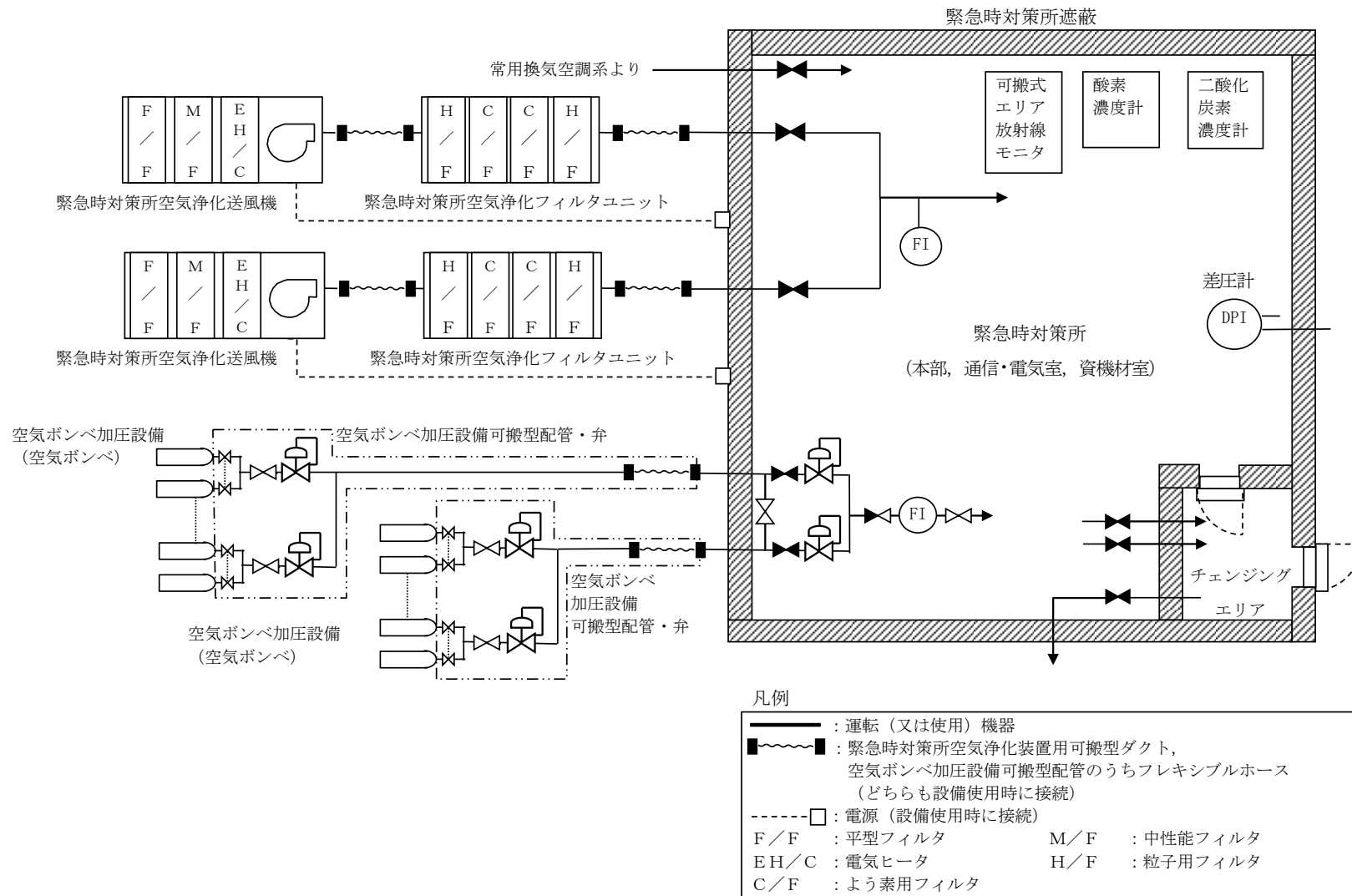


図 3-1 緊急時対策所換気空調系等の設備構成図並びに緊急時対策所正圧化エリア図 (1/2)



図 3-1 緊急時対策所換気空調系等の設備構成図並びに緊急時対策所正圧化エリア図 (2/2)

### 3.1 緊急時対策所換気空調系の設置概要

緊急時対策所換気空調系は、重大事故等発生により緊急時対策所の周辺環境が放射性物質により汚染したような状況下でも、緊急時対策所にとどまる要員の居住性を確保できる設計とし、以下の設備で構成する。

また、緊急時対策所換気空調系の概略系統図を図 3-2 に示す。

#### (1) 緊急時対策所空気浄化送風機

個数：1（予備 2）

容量：1,500m<sup>3</sup>/h（1 台当たり）

設置場所：緊急時対策所南側

#### (2) 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット

個数：1（予備 2）

効率：単体除去効率

99.97%以上（0.15 μm 粒子）／

95%以上（有機よう素），99%以上（無機よう素）

総合除去効率

99.99%以上（0.7 μm 粒子）／

99.75%以上（有機よう素），99.99%以上（無機よう素）

設置場所：緊急時対策所南側

#### (3) 空気ボンベ加圧設備

個数：454（予備 86）

保管場所：第 1 保管エリア，第 4 保管エリア

#### (4) 差圧計

個数：1

測定範囲：0～500Pa

設置場所：緊急時対策所

緊急時対策所空気浄化送風機の風量は、緊急時対策所の二酸化炭素濃度抑制に必要な換気量から設定している。

また、空気ボンベ加圧設備の空気ボンベの個数は、放射性雲放出時間の 10 時間に 1 時間の余裕を持たせた 11 時間としており、空気ボンベ加圧設備による供給開始がベント開始 20 分前であることに加え、緊急時対策所空気浄化送風機の起動失敗を想定した場合の予備機への切替え操作 11 分の合計 31 分を考慮しても不足しない個数を設定している。

緊急時対策所には差圧計を設置し、緊急時対策所が正圧化されていることを確認、把握可能な設計とする。

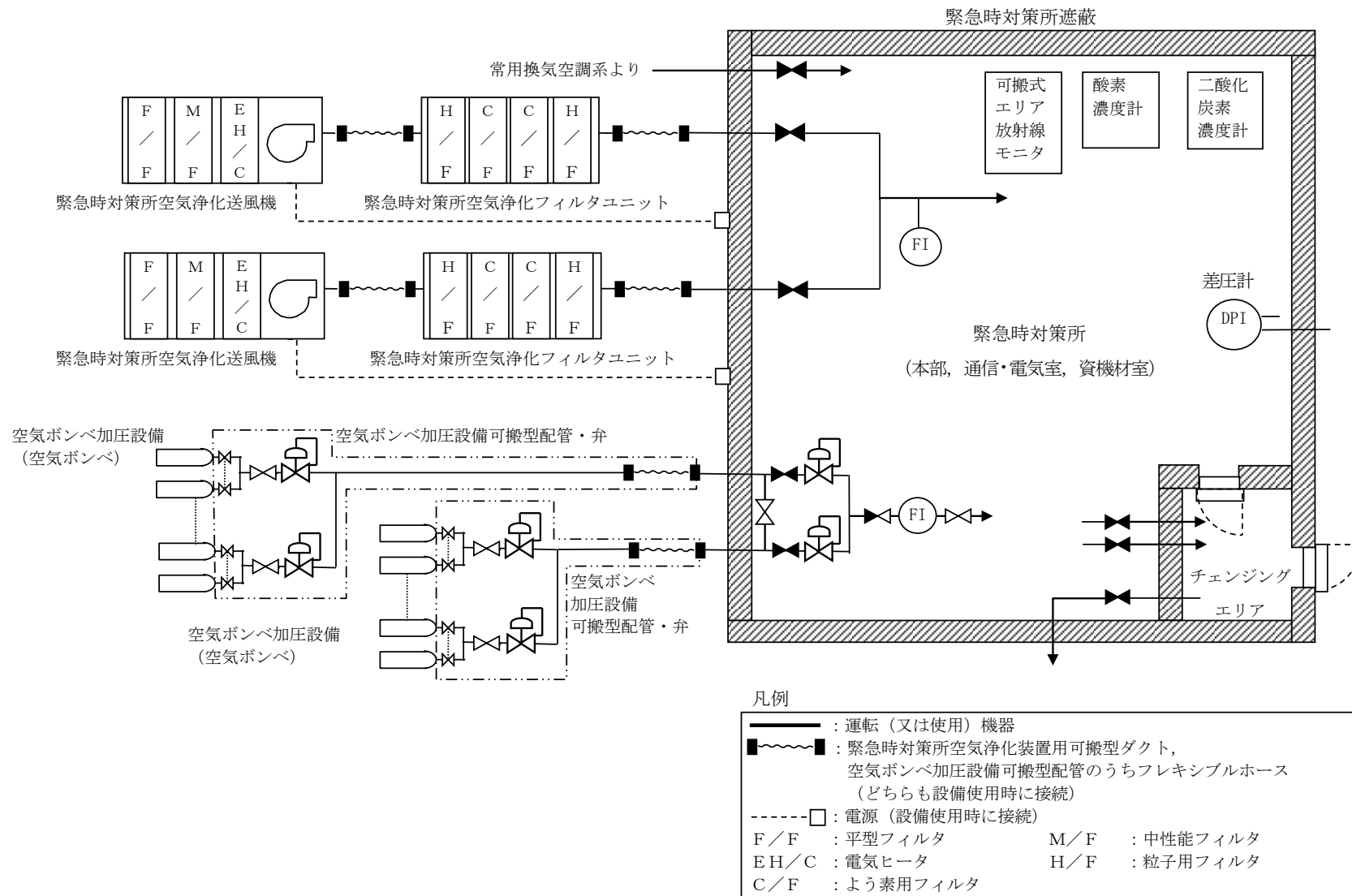


図 3-2 緊急時対策所 (対策本部) の緊急時対策所換気空調系の概略系統図



### 3.2 緊急時対策所換気空調系等の目的

名称	目的
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急時対策所空気浄化送風機</li> <li>・ 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 重大事故等の発生により、大気中に大量の放射性物質が放出された場合においても、緊急時対策所にとどまる要因の居住性を確保</li> <li>・ 緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットについては、予備を含めた3台を緊急時対策所南側に設置</li> <li>・ 放射性雲通過時に緊急時対策所空気浄化送風機の停止及び緊急時対策所内の給気隔離ダンパを閉止することで、緊急時対策所への希ガス等の流入を防止</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 差圧計</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急時対策所が正圧化（100Pa[gage]以上）されていることを確認、把握</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 空気ポンベ加圧設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急時対策所を正圧化することによって、放射性雲通過時の緊急時対策所への希ガス等の流入を防止</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 酸素濃度計 (測定範囲：0.0～25.0vol%)</li> <li>・ 二酸化炭素濃度計 (測定範囲：0～10000ppm)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急時対策所への空気の取り込みを一時的に停止した場合でも、緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策等の活動に支障がない範囲であることを把握 (空気ポンベ加圧設備使用時 ：酸素濃度 19.0vol%以上，二酸化炭素濃度 1.0vol%以下 空気ポンベ加圧設備使用時以外 ：酸素濃度 18.0vol%以上，二酸化炭素濃度 0.5vol%以下)</li> </ul>

### 3.3 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット

希ガス以外の放射性物質への対応として、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを設置する。

#### (1) 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの概要

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、気体状の放射性よう素を除去低減するよう素用チャコールフィルタ及び放射性微粒子を除去低減する高性能粒子フィルタで構成し、予備を含めた3台を設置する設計としている。

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの概略図を図3-3に示す。

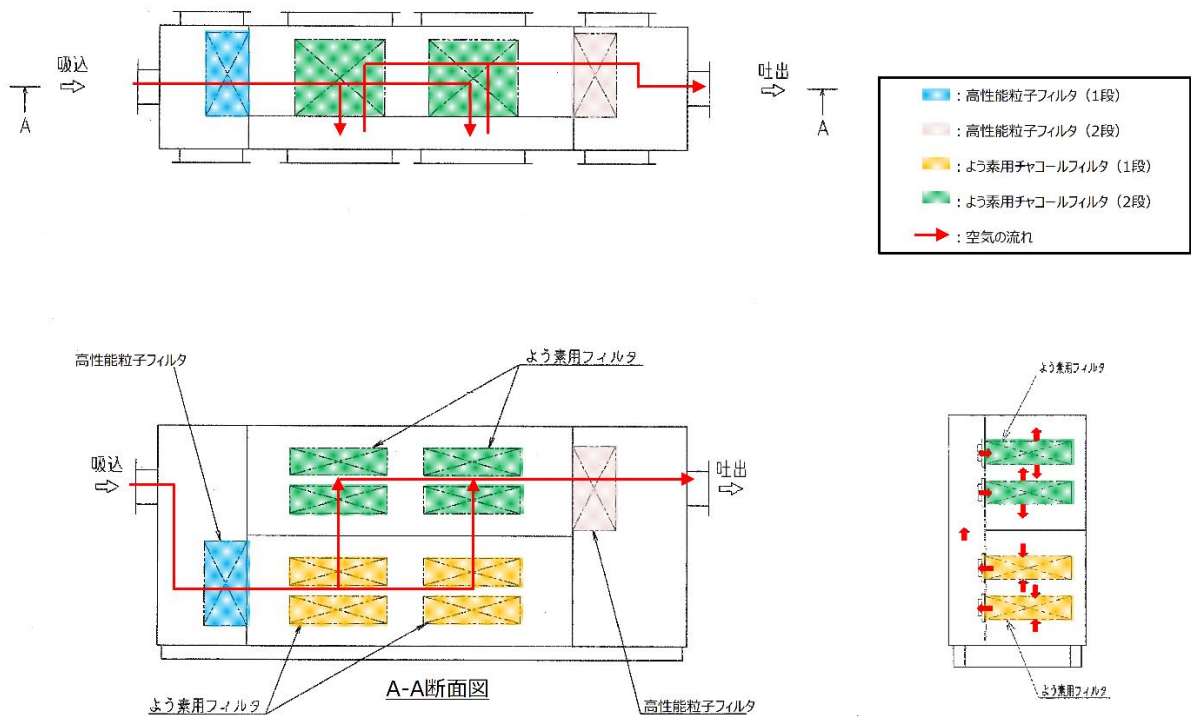


図3-3 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット概略図

#### (2) フィルタの除去効率

活性炭フィルタ及び高性能フィルタの単体及び総合除去効率を以下に示す。

名称			緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	
種類			高性能粒子フィルタ	よう素用チャコールフィルタ
効 率	単体除去効率	%	99.97 以上 (0.15 $\mu\text{m}$ 粒子)	95 以上 (有機よう素) 99 以上 (無機よう素)
	総合除去効率*	%	99.99 以上 (0.7 $\mu\text{m}$ 粒子)	99.75 以上 (有機よう素) 99.99 以上 (無機よう素)

注記\*：総合除去効率とは、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに装着した使用状態での効率である。

(3) フィルタの除去性能の維持

フィルタの除去性能（効率）については、高性能粒子フィルタ及びよう素用チャコールフィルタの交換を定期的の実施することで維持する。

(4) フィルタの使用期間

緊急時対策所空気浄化送風機に平型フィルタ及び中性能フィルタを設置し、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットへ給気することで、粉塵等の影響によりよう素用チャコールフィルタの差圧が過度に上昇することを抑えることができるため、フィルタユニットは長期間の使用が可能である。

3.4 緊急時対策所換気空調系等の運用

(1) 炉心の著しい損傷が発生した場合

炉心の著しい損傷が発生した際の放射性雲への対応は、緊急時対策所空気浄化送風機の停止及び給気隔離ダンパを閉止することで緊急時対策所外との空気の流れを遮断し、緊急時対策所を空気ボンベ加圧設備により正圧化することによって、緊急時対策所への外気の流入を防止する。放射性雲通過時の対応の概要図を図3-4に示す。

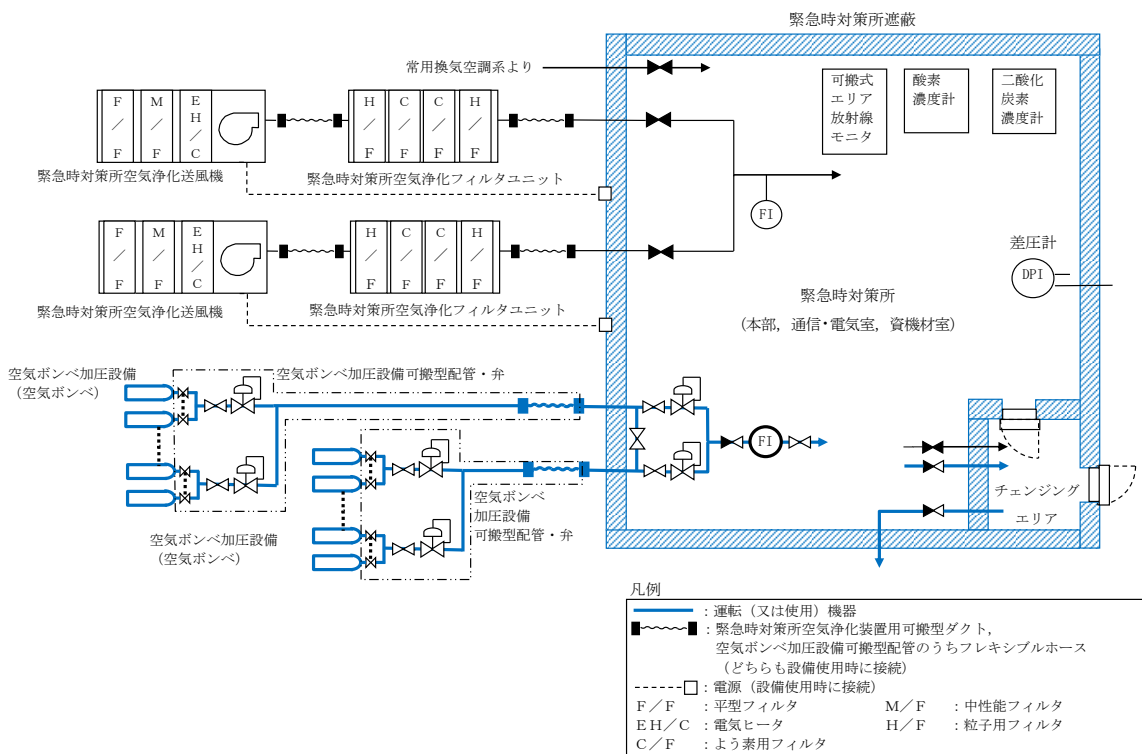


図3-4 緊急時対策所の放射性雲通過時における緊急時対策所換気空調系等の概要図

可搬式モニタリングポスト又は可搬式エリア放射線モニタで放射性雲の放出を確認した場合には、緊急時対策所空気浄化送風機の停止及び給気隔離ダンパを閉止する。

更に、可搬式モニタリングポスト又は可搬式エリア放射線モニタの指示上昇を確認した場合には、空気ポンベ加圧設備により緊急時対策所を正圧化し、緊急時対策所への放射性物質の流入を防止する。

原子炉格納容器の圧力が低下安定し、可搬式モニタリングポスト又は可搬式エリア放射線モニタの指示値が放射性雲通過後減少に転じ、安定した段階で、緊急時対策所空気浄化送風機の起動及び給気隔離ダンパを開による給気を開始する。

緊急時対策所換気空調系等の運用イメージを図 3-5 に示す。なお、「緊急時対策所の居住性評価に係る被ばく評価」では、審査ガイドに基づき、事故発生後 24 時間後から 10 時間放出が継続する評価条件としている。

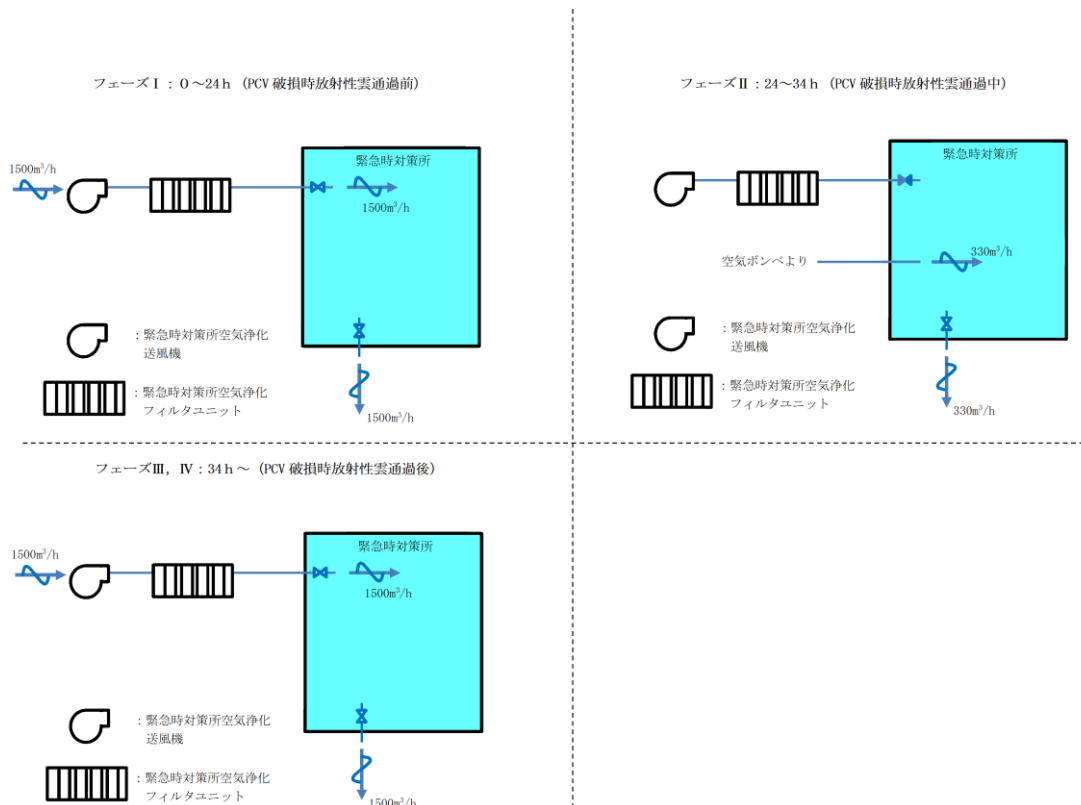


図 3-5 緊急時対策所換気空調系等の運用イメージ

(2) ばい煙や有毒ガス及び降下火砕物が発生した場合

緊急時対策所は、緊急時対策所外の火災により発生するばい煙や有毒ガス及び降下火砕物に対して、外気からの空気の取り込みを一時停止することにより、対策要員を防護する。

外気隔離時の緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の推移が対策要員の作業環境に影響を与えないことを以下のとおり確認している。

○火災により発生するばい煙や有毒ガス（設置許可審査資料 外部火災（6条）抜粋）

3.3.4 緊急時対策所内の二酸化炭素、酸素濃度の評価

外部火災時の緊急時対策所の居住性の評価として、外気取入遮断時の緊急時対策所内に滞在する緊急時対策要員の作業環境の劣化防止のため、二酸化炭素濃度及び酸素濃度について評価を行った。

(1) 二酸化炭素濃度評価

以下のとおり二酸化炭素濃度について評価する。

a. 評価条件

- ・ 在室人員 40人<sup>\*1</sup>
- ・ 緊急時対策所バウンダリ内体積 2,150[m<sup>3</sup>]
- ・ 外気流入はないものとして評価する。
- ・ 初期炭酸ガス濃度 0.03[%]  
(空気調和・衛生工学便覧)
- ・ 許容炭酸ガス濃度 1.0[%]  
(鉱山保安法施行規則)
- ・ 呼吸による排出する二酸化炭素濃度 0.030[m<sup>3</sup>/h/人]  
(空気調和・衛生工学便覧の軽作業の作業程度の吐出し量)
- ・ 評価期間は、火災の燃料継続時間を考慮し2時間<sup>\*2</sup>とする
  - ※1：初動体制時に緊急時対策所にて活動する要員38人に余裕を持って40人とする。
  - ※2：外部火災影響評価にて緊急時対策所近傍で長時間の影響をもたらす、航空機火災を考慮し、火災の継続時間を2時間として評価を実施する。

b. 評価結果

- ・ 外気遮断期間 t [hour] での二酸化炭素濃度 C [%]  
$$C = (M \times N \times t) / V \times 100 + C_0$$

M: 呼吸による排出する二酸化炭素濃度 0.030[m<sup>3</sup>/h/人]  
N: 在室人数 40[人]  
V: 緊急時対策所バウンダリ体積 2,150[m<sup>3</sup>]  
C<sub>0</sub>: 初期炭酸ガス濃度 0.03[%]

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は、以下のとおりであり、2時間外気取入を遮断したままでも、対策要員の作業環境に影響を与えない。

第3.3.4-1表 二酸化炭素濃度の時間変化

時間	1時間	2時間	4時間
二酸化炭素濃度[%]	0.09	0.15	0.26

(2) 酸素濃度評価

以下のとおり酸素濃度について評価する。

a. 評価条件

- ・在室人員 40人
- ・緊急時対策所バウンダリ内体積 2,150[m<sup>3</sup>]
- ・外気流入はないものとして評価する。
- ・初期酸素濃度 20.95[%]  
(空気調和・衛生工学便覧)
- ・酸素消費量 1.092[L/min/人]  
(空気調和・衛生工学便覧)
- ・許容酸素濃度 19[%]  
(鉱山保安法施行規則)
- ・評価期間は、火災の燃焼継続時間を考慮し2時間とする。

b. 評価結果

- ・緊急時対策所の初期酸素量 450.4[m<sup>3</sup>]=2150[m<sup>3</sup>]×20.95[%]
- ・2時間後の酸素濃度 20.72[%]  
$$=(450.4[m^3] - 1.092[L/min/人] \times 10^3[m^3/L] \times 40[人] \times 60[min/h] \times 2[h]) / 2150[m^3] \times 100$$

上記評価条件から求めた酸素濃度は、以下のとおりであり、2時間外気取入を遮断したままでも、対策要員の作業環境に影響を与えない。

第3.3.4-2表 酸素濃度の時間変化

時間	1時間	2時間	4時間
酸素濃度[%]	20.82	20.70	20.46

○降下火砕物（設置許可審査資料 火山（6条）抜粋）

(2) 発電所周辺の大気汚染（緊急時対策所の居住性）

大気汚染に対する居住性の観点から、外気取入遮断時の緊急時対策所の居住環境について「空気調和・衛生工学便覧 空調設備編」に基づき、酸素濃度及び二酸化炭素濃度について評価した。

a. 酸素濃度

(a) 評価条件

- ・在室人員 92名（緊急時対策所に収容する最大の対策要員数）
- ・緊急時対策所バウンダリ内体積 2,150 m<sup>3</sup>
- ・空気流入はないものとする。
- ・初期酸素濃度 20.95%
- ・1人あたりの呼吸量は、事故時の運転操作を想定し、歩行時の呼吸量を適用して、240/minとする。
- ・1人あたりの酸素消費量は、呼気の酸素濃度：16.40%として、65.520/hとする。
- ・許容酸素濃度 19%以上（鉱山保安法施行規則）

(b) 評価結果

第10-1表 緊急時対策所における酸素濃度の時間変化

時間	0時間	6時間	7時間
酸素濃度	20.95%	19.2%	18.9%

b. 二酸化炭素濃度

(a) 評価条件

- ・ 在室人員 92名（緊急時対策所に収容する最大の対策要員数）
- ・ 緊急時対策所バウンダリ内体積 2,150 m<sup>3</sup>
- ・ 空気流入はないものとする。
- ・ 初期二酸化炭素濃度 0.03%
- ・ 1人あたりの二酸化炭素吐出量は、事故時の運転操作を想定し、中等作業時の吐出量を適用して、0.046m<sup>3</sup>/hとする。
- ・ 許容二酸化炭素濃度 1.0%以下（鉱山保安法施行規則）

(b) 評価結果

第10-2表 緊急時対策所における二酸化炭素濃度の時間変化

時間	0時間	4時間	5時間
二酸化炭素濃度	0.03%	0.82%	1.02%

以上の結果から、緊急時対策所において、外気取入を遮断した場合においても、4時間以上の居住性が確保される結果となった。なお、本評価は保守的に外気取入を遮断して評価しているが、間欠的に外気を取入れることで、居住環境はより長時間維持される。

### 3.5 緊急時対策所換気空調系等の運転状態

#### (1) 放射性雲通過前及び通過後運転（緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化）

○緊急時対策所内のスイッチによる緊急時対策所空気浄化送風機の起動操作  
 ・外気を緊急時対策所空気浄化フィルタユニットにより浄化し、緊急時対策所へ送気する。排気は、排気ラインから緊急時対策所外に放出する。

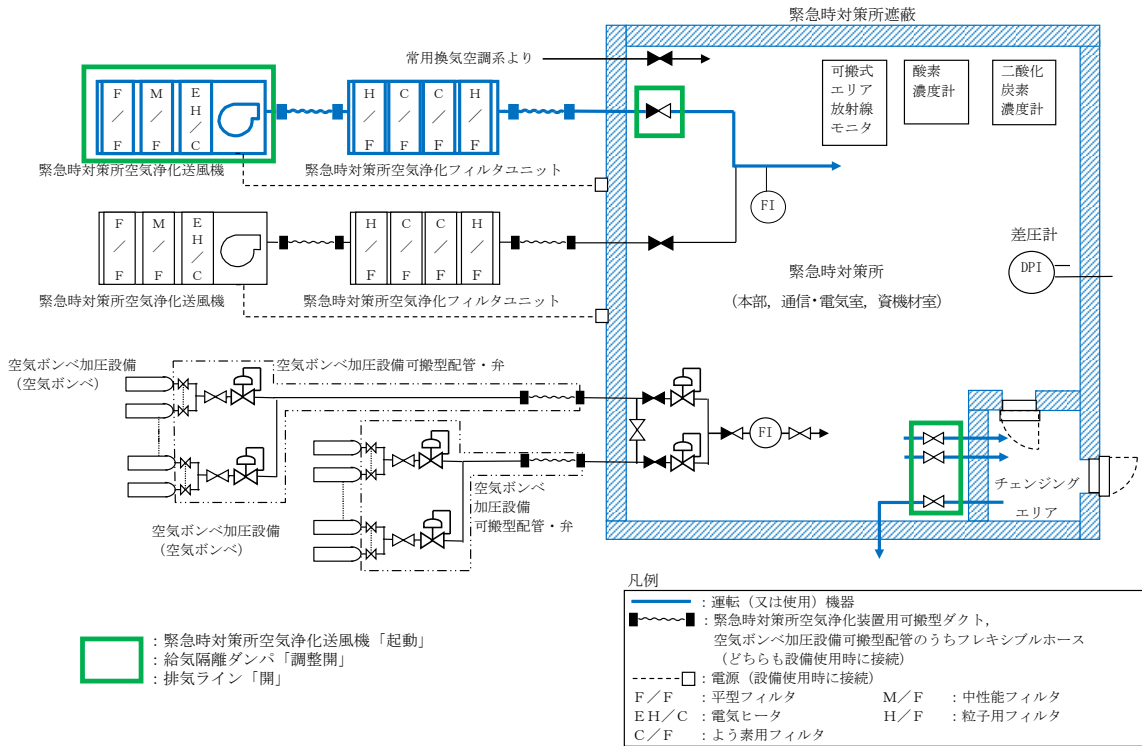


図 3-6 緊急時対策所換気空調系等の概要系統図（放射性雲通過前及び通過後）



(2) 放射性雲通過中（空気ポンベ加压設備による正圧化）

- 緊急時対策所内に設置する空気ポンベ給気弁により操作
- ・緊急時対策所を空気ポンベ加压設備により正圧化し、排気ラインにより差圧を制御する。

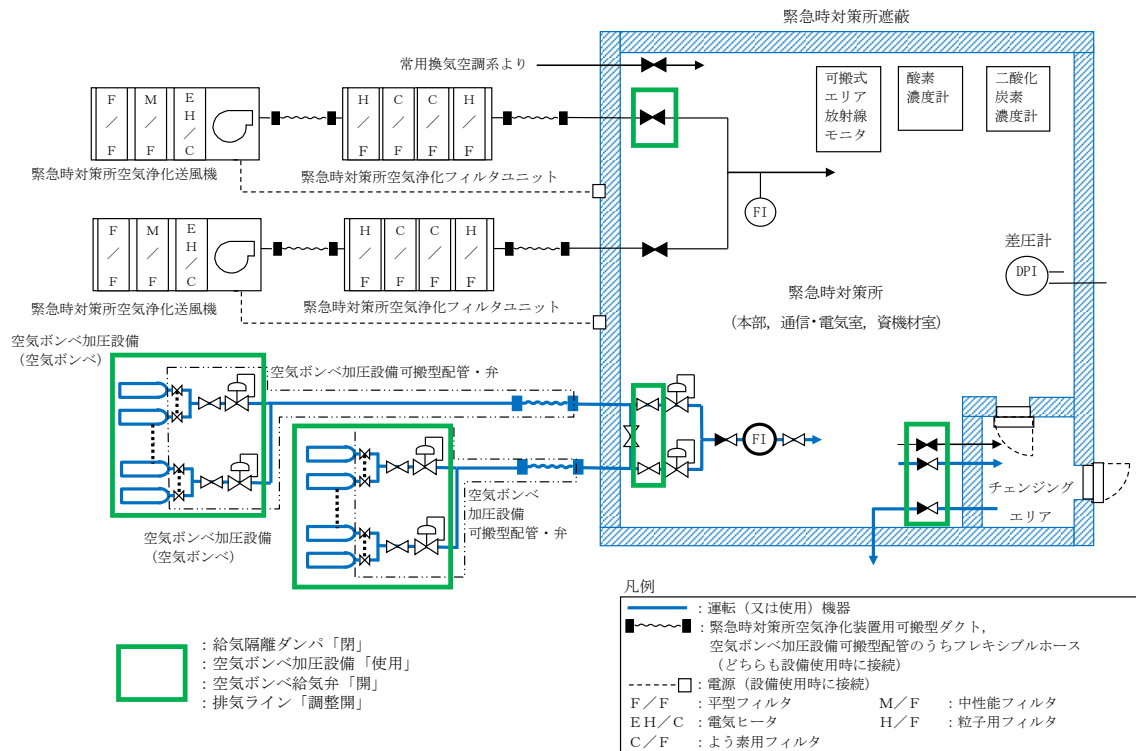


図 3-7 緊急時対策所換気空調系の概要系統図（放射性雲通過中）

### 3.6 空気ポンベ加圧設備の概要

放射性雲通過時の 10 時間及び放射性雲通過後の空気ポンベ加圧設備から緊急時対策所空気浄化装置への切替時間は、空気ポンベ加圧設備により緊急時対策所を正圧化維持することで放射性物質の流入を防ぎ、要員の被ばくを低減する。

空気ポンベ加圧設備の空気ポンベの個数は、緊急時対策所の収容想定最大人数を収容した場合において必要となる個数以上を設置する。

#### (1) 系統構成

屋外に設置した空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）から、減圧弁及び流量調整弁を介することにより、一定流量を緊急時対策所へ供給する。

緊急時対策所は、排気ラインの排気弁によって正圧化を維持するよう調整する。

空気ポンベ加圧設備の概略系統図を図 3-8 に示す。

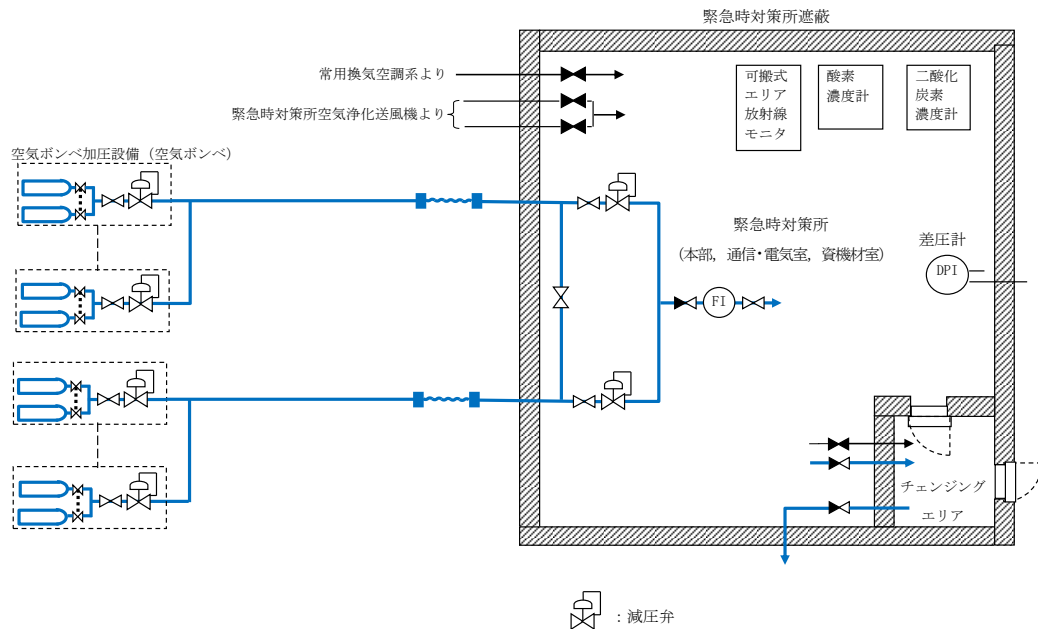


図 3-8 空気ポンベ加圧設備の概略系統図

#### (2) 空気ポンベ加圧設備使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の監視

緊急時対策所を隔離して空気ポンベ加圧設備による正圧化運転に切替えた際、緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を濃度計により監視し、正常範囲内にあることを確認する。

### 3.7 緊急時対策所の気密性，正圧化に関する試験・検査性について

緊急時対策所の気密性，正圧化に関する点検及び検査は表 3-1 のとおりである。

表 3-1 緊急時対策所の気密性，正圧化機能に関する試験・検査性

プラント状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	外観確認
	機能・性能検査	気密性，正圧化機能の確認 運転性能の確認

緊急時対策所空気浄化送風機，緊急時対策所空気浄化フィルタユニット，差圧計各々の点検を行うと共に，これら設備を組み合わせた状態で緊急時対策所の気密性，正圧化機能・性能が正常であることを確認する。

緊急時対策所の機能・性能検査は，緊急時対策所に対して，緊急時対策所空気浄化送風機の定格流量により緊急時対策所内を規定差圧に正圧化できることを確認する。

また，放射性雲通過時において緊急時対策所にて使用する空気ボンベ加圧設備は，機能・性能検査として空気ボンベからの規定流量の空気を緊急時対策所内に供給した場合，緊急時対策所内を規定差圧に正圧化できることを確認する。

### 3.8 緊急時対策所換気空調系の操作に係る判断等

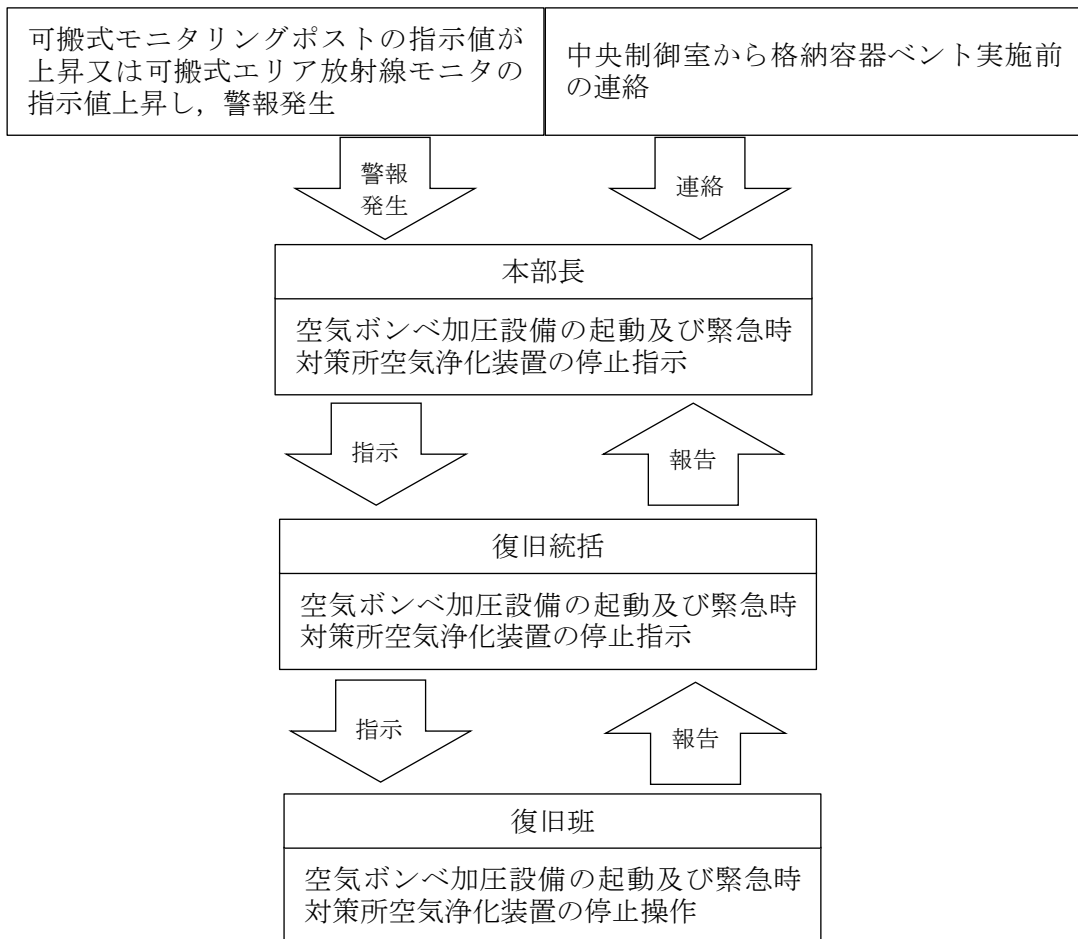
緊急時対策所換気空調系の操作は、原子炉の状況、緊急時対策所内の線量率等を確認し、本部長の判断及び指示に従い実施する。

放射性雲放出後において、空気ボンベ加圧設備による正圧化への切替えの判断基準に到達した場合、緊急時対策所は、緊急時対策所空気浄化装置による正圧化から空気ボンベ加圧設備による正圧化に切替え、緊急時対策所への希ガスを含む放射性物質の侵入を防止し、要員の被ばくを低減する。

空気ボンベ加圧設備による正圧化及び緊急時対策所空気浄化装置への切替えに当たっては、主に緊急時対策所近傍の屋外に設置する可搬式モニタリングポスト、緊急時対策所内に設置する可搬式エリア放射線モニタのパラメータを用い判断する。

以下に、緊急時対策所換気空調系の操作判断に係る体制、パラメータ、判断基準等を示す。

#### (1) 緊急時対策所換気空調系の操作判断等に係る体制



(2) 判断に用いる各パラメータ

項 目	備 考
可搬式モニタリングポスト	緊急時対策所付近に設置し，線量当量率の測定により放射性雲の通過を把握することができる。
可搬式エリア放射線モニタ	緊急時対策所に設置し，線量当量率の測定により放射性雲の通過を把握することができる。
炉心損傷及び格納容器破損の評価に必要なパラメータ	炉心損傷に伴う格納容器内雰囲気放射線レベルの上昇等を確認し，原子炉等の状況を把握することができる。
モニタリングポスト，可搬式モニタリングポスト（緊急時対策所近傍に設置するものを除く）	緊急時対策所付近に設置しないため参考扱いとなるが，空間線量率の測定により放射性雲の通過を把握することができる。
可搬式気象観測装置	放射性雲の通過を把握することができないため参考扱いとするが，放射性雲の進行方向を推定することができる。

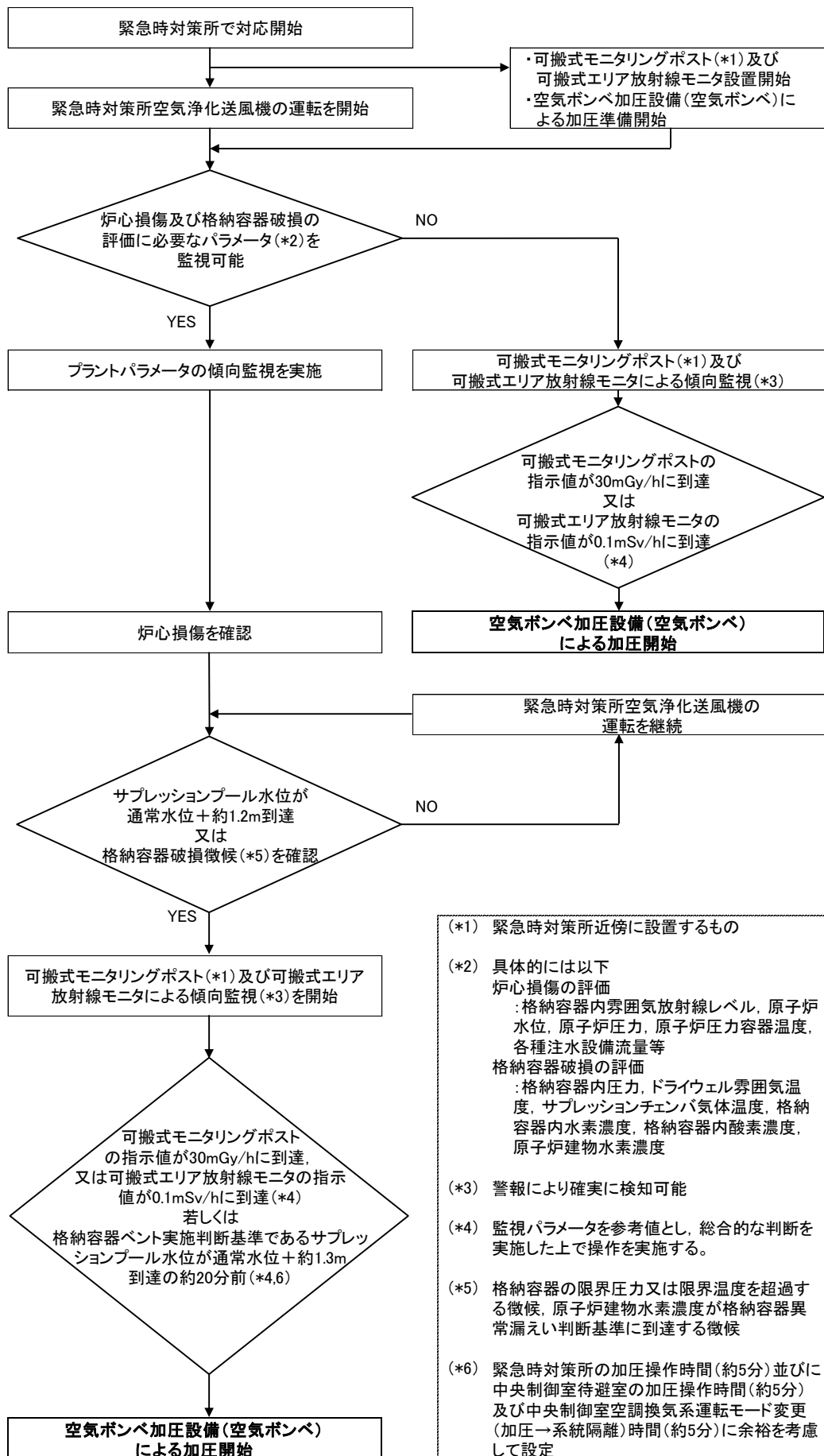
(3) 空気ボンベ加圧設備に係る操作等の判断基準

判断	操作等	状況	監視パラメータ	判断基準	備考
事前準備	パラメータの監視強化及び空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による正圧化に係る準備	・原災法該当事象が発生	—	「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象が発生した場合	—
使用開始	緊急時対策所を空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）にて正圧化	・ブルーム放出・接近	—	監視パラメータとは別に中央制御室から格納容器ベント実施の連絡があった場合	—
			サプレッションプール水位（SA）	(5) 空気ボンベ加圧設備による加圧判断フローに示すとおり	監視パラメータを参考値とし、総合的な判断を実施した上で操作を実施する。
			可搬式モニタリングポスト		
停止	空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による正圧化の停止	・ブルーム放出が収束 ・可搬式モニタリングポストの指示値低下	可搬式モニタリングポスト	約 0.5mGy/h 以下	監視パラメータを参考値とし、総合的な判断を実施した上で操作を実施する。

(4) 空気ポンベ加圧設備での正圧化における可搬式モニタリングポスト及び可搬式エリア放射線モニタの判断基準値の考え方

判断基準		考え方
可搬式モニタリングポスト	約 30mGy/h 以上	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）による正圧化を開始するための指標として設定する。</li> <li>• 原子炉格納容器破損に伴い緊急時対策所周辺に放射性雲が通過した場合、緊急時対策所周辺の線量当量率は、最大数 Sv/h 程度となることから、それよりも十分に低い値として約 30mGy/h を設定する。</li> <li>• 原子炉格納容器が健全の場合において、緊急時対策所付近の線量当量率は最大でも約 5mSv/h であり、それよりも高い値とすることで、原子炉格納容器破損に伴う放射性雲通過時の線量当量率の上昇を判断できることから、誤判断を防止する（添付 1 参照）。</li> </ul>
可搬式エリア放射線モニタ	約 0.1mSv/h 以上	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 可搬式モニタリングポストによる検知や判断が遅れた場合等において、空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）による正圧化を開始するための指標として設定する。</li> <li>• 要員の被ばく線量が 7 日間で 100mSv を満足する基準として設定する (100mSv/(7d×24h))。</li> <li>• 原子炉格納容器破損に伴う放射性雲通過前の緊急時対策所付近の線量当量率は最大でも約 5mSv/h であり、原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線、放射性雲中の放射性物質からのガンマ線及び地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線は、緊急時対策所遮蔽により減衰され、緊急時対策所内は十分低い線量当量率となっているため、放射性雲通過時の線量当量率の上昇を確実に判断できる。</li> </ul>

(5) 空気ポンベ加圧設備による加圧判断フロー





## 原子炉格納容器健全時における緊急時対策所近傍の屋外の線量率について

原子炉格納容器健全時における緊急時対策所近傍の屋外の線量率の評価として、格納容器ベント実施前を想定した評価を実施する。想定事象として「冷却材喪失（大破断LOCA）+ ECCS機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオにおいて、残留熱代替除去系が使用できない場合を想定する。放出量評価条件は、中央制御室の居住性評価と同様とする。評価点は、緊急時対策所近傍とする。相対濃度及び相対線量を表1\*に示す。

格納容器ベント実施前の緊急時対策所近傍の屋外の線量率評価結果は、表2に示すとおり約3.1mSv/hとなり、保守的に切り上げた場合でも、格納容器ベント実施前の最大値としては5mSv/h程度になると考えられる。

注記\*：非常用ガス処理系起動前は、原子炉建物の閉じ込め効果には期待せず、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質は、原子炉建物中心位置から大気中に直接放出されるものとし、非常用ガス処理系起動後は、非常用ガス処理系排気管から放出されるものとする。

表1 緊急時対策所近傍の屋外の相対濃度及び相対線量

評価点	放出点	相対濃度	相対線量
緊急時対策所近傍	原子炉建物中心	$2.1 \times 10^{-4}$	$1.4 \times 10^{-18}$
	排気筒（非常用ガス処理系）	$5.0 \times 10^{-5}$	$6.4 \times 10^{-19}$

表2 格納容器ベント実施前の緊急時対策所近傍の屋外の最大線量率

経路	線量率(mSv/h)
原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線	約 $4.7 \times 10^{-1}$
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線	約 $2.3 \times 10^0$
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線	約 $3.2 \times 10^{-1}$
合計	約 $3.1 \times 10^0$

#### 4. 空気ポンベ加圧設備による正圧化開始が遅延することによる影響について

緊急時対策所の空気ポンベ加圧設備による正圧化遅れ時間は最長でも5分である。空気ポンベ加圧設備による正圧化開始が遅延した場合、空気ポンベ加圧設備による正圧化が開始されるまでの間、緊急時対策所には緊急時対策所空気浄化送風機により外気が取り込まれ、また、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに放射性物質が取り込まれて線源となる。ここでは、空気ポンベ加圧設備による正圧化の開始が遅延することによる被ばくへの影響を評価した。

評価の結果、遅延しない場合の被ばく線量に対して、空気ポンベ加圧設備による正圧化が5分間遅延した場合の上昇量は約3mSv/7日間であると評価された。このことから、遅延時間を設計上の最長時間（5分間）と想定した場合に、ほかの被ばく経路からの被ばく線量と合算しても、要員の実効線量は7日間で100mSvを超えないことを確認した。

##### 4.1 影響を受ける被ばく経路

空気ポンベ加圧設備による正圧化開始が遅延することにより影響を受ける被ばく経路は以下のとおり。

- ・室内に取り込まれた放射性物質による被ばく
- ・緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取り込まれた放射性物質による被ばく

##### 4.2 各被ばく経路からの被ばく線量

###### (1) 室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

室内に取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法及び評価結果を以下に示す。

###### a. 放射性物質の濃度

緊急時対策所内の放射性物質の濃度は、緊急時対策所空気浄化装置及び空気ポンベ加圧設備の効果を考慮し、以下の式で評価した。評価条件を表4-1に示す。

$$m_k(t) = \frac{M_k(t)}{V}$$

【緊急時対策所空気浄化装置で正圧化する場合】

$$\frac{dM_k(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_k(t) - \frac{G_1}{V} \cdot M_k(t) + \left(1 - \frac{E_k}{100}\right) \cdot G_1 \cdot S_k(t)$$

$$S_k(t) = (\chi/Q) \cdot q_k(t)$$

【空気ポンベ加圧設備で正圧化する場合】

$$\frac{dM_k(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_k(t) - \frac{G_2}{V} \cdot M_k(t)$$

$m_k(t)$  : 時刻  $t$  における核種  $k$  の室内の放射能濃度 [Bq/m<sup>3</sup>]

- $M_k(t)$  : 時刻  $t$  における核種  $k$  の室内の放射エネルギー[Bq]
- $V$  : 空調バウンダリ内容積[m<sup>3</sup>]
- $\lambda_k$  : 核種  $k$  の崩壊定数[1/s]
- $G_1$  : 緊急時対策所空気浄化送風機の風量[m<sup>3</sup>/s]
- $G_2$  : 空気ポンプ加圧設備の空気供給量[m<sup>3</sup>/s]
- $E_k$  : 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット除去効率[%]
- $S_k(t)$  : 時刻  $t$  における核種  $k$  の外気の放射能濃度[Bq/m<sup>3</sup>]
- $\chi/Q$  : 相対濃度[s/m<sup>3</sup>]
- $q_k(t)$  : 時刻  $t$  における核種  $k$  の放出率[Bq/s]

b. 評価結果

室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果を表 4-2 に示す。

- (2) 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取込まれた放射性物質による被ばく  
緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法を以下に示す。

a. 積算線源強度

フィルタ内の積算線源強度[photons]は、核種ごとの積算崩壊数[Bq・s]に核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]を乗ずることで評価する。積算線源強度の評価結果を表 4-3 に示す。

$$S_{\gamma} = \sum_K Q_k \cdot s_{k\gamma}$$

- $S_{\gamma}$  : エネルギー  $\gamma$  の photon の積算線源強度[photons]  
 $Q_k$  : 核種 k の積算崩壊数 [Bq・s]  
 $s_{k\gamma}$  : 核種 k のエネルギー  $\gamma$  の photon の放出率[photons/(Bq・s)]

ここで、空気ポンベ加圧設備による正圧化が 5 分間遅れた場合の緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取込まれた放射性物質の積算線源強度は以下の式により評価した。本評価においては、希ガス以外の放射性物質に対するフィルタの除去効率を保守的に 100%とする。

$$Q_k = \int_0^T F_k(t) dt$$

$$\frac{dF_k(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot F_k(t) + (\chi/Q) \cdot q_k(t) \cdot G$$

- $Q_k$  : 核種 k の積算崩壊数[Bq・s]  
 $F_k(t)$  : 時刻 t におけるフィルタユニットに取込まれた核種 k の放射エネルギー[Bq]  
 $\chi/Q$  : 相対濃度[s/m<sup>3</sup>]  
 $q_k(t)$  : 時刻 t における核種 k の大気中への放出率[Bq/s]  
 $G$  : 換気空調系による取込の体積風量[m<sup>3</sup>/s]  
 $\lambda_k$  : 核種 k の崩壊定数[1/s]  
 $T$  : 評価期間[s]

核種の大気中への放出率(Bq/s)及び相対濃度は、V-1-9-4-2「緊急時対策所の居住性に関する説明書」の評価条件と同じとする。

核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]は、ベータ線放出核種の水中

における制動放射を考慮した「ORIGEN2」ライブラリ(gxh2obrm.lib)値を参照した。また、エネルギー群を「ORIGEN2」のガンマ線ライブラリ群構造(18群)から MATXSLIB-J33(42群)に変換した。変換方法は、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくの評価時と同様、「日本原子力学会標準 低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2008」（2009年9月（社団法人）日本原子力学会）の附属書Hに記載されている変換方法を用いた。

b. 評価モデル

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価に当たり、想定した評価モデルを図4-1に示す。線源と評価点との距離はチャコールフィルタが  mm, HEPA フィルタが  mm, 遮蔽厚さは緊急時対策所のうちで最も薄い遮蔽壁厚さからコンクリート壁のマイナス側許容公差を差し引いた値（コンクリート  mm）と仮定する。

c. 評価コード

「QAD-CGGP2R」コードを用いる\*。

注記\*：ビルドアップ係数はGP法を用いて計算する。

d. 評価結果

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価結果を表4-4に示す。

表 4-1 緊急時対策所内放射性物質濃度評価条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由
空気ポンベ加圧設備の空気供給量	0～24h5min : 0m <sup>3</sup> /h 24h5min～34h : 330m <sup>3</sup> /h 34～168h : 0m <sup>3</sup> /h	設計値を基に設定。放射性雲通過中は、空気ポンベ加圧設備により緊急時対策所内を正圧化し、外気の流入を防止できる設定としている。ただし、放射性雲通過タイミング(事故発生から24時間後)に対して5分間の遅れを考慮する。
緊急時対策所空気浄化送風機風量	0～24h5min : 1500m <sup>3</sup> /h 24h5min～34h : 0m <sup>3</sup> /h 34～168h : 1500m <sup>3</sup> /h	同上
緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの高性能粒子フィルタの除去効率	希ガス : 0% 無機よう素 : 0% 有機よう素 : 0% エアロゾル粒子 : 99.99%	設計値を基に設定
緊急時対策所空気浄化フィルタユニットのよう素用チャコールフィルタの除去効率	希ガス : 0% 無機よう素 : 99.99% 有機よう素 : 99.75% エアロゾル粒子 : 0%	同上

表 4-1 緊急時対策所内放射性物質濃度評価条件 (2/2)

項目	評価条件	選定理由
緊急時対策所への外気流入率	0~168h : 0 回/h	重大事故等時には、緊急時対策所空気浄化送風機及び空気ボンベ加圧設備により、緊急時対策所内を正圧化し、フィルタを経由しない外気の流入を防止できる設定としている。
外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の自由体積	正圧化バウンダリ体積 : 2150m <sup>3</sup>	設計値を基に、被ばく評価の観点から保守的に設定

表 4-2 室内に取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果  
 (空気ポンベ加圧設備による正圧化が 5 分間遅延した場合)

評価対象	被ばく経路	実効線量 (mSv/7 日間)
緊急時対策所	内部被ばく	約 $1.6 \times 10^{-1}$
	外部被ばく	約 $2.6 \times 10^0$
	合計	約 $2.8 \times 10^0$



表 4-3 フィルタ内の積算線源強度  
(空気ボンベ加圧設備による正圧化が 5 分間遅延した場合)

エネルギー (MeV)	積算線源強度 (photons) (168 時間後時点)	
	チャコール	HEPA
代表エネルギー		
$1.00 \times 10^{-2}$	約 $1.3 \times 10^{13}$	約 $4.0 \times 10^{14}$
$2.50 \times 10^{-2}$	約 $2.0 \times 10^{13}$	約 $2.4 \times 10^{15}$
$3.75 \times 10^{-2}$	約 $4.6 \times 10^{12}$	約 $5.4 \times 10^{14}$
$5.75 \times 10^{-2}$	約 $2.2 \times 10^{12}$	約 $4.5 \times 10^{14}$
$8.50 \times 10^{-2}$	約 $9.0 \times 10^{12}$	約 $2.0 \times 10^{14}$
$1.25 \times 10^{-1}$	約 $1.9 \times 10^{12}$	約 $1.7 \times 10^{14}$
$2.25 \times 10^{-1}$	約 $3.5 \times 10^{13}$	約 $3.5 \times 10^{15}$
$3.75 \times 10^{-1}$	約 $2.6 \times 10^{14}$	約 $5.1 \times 10^{15}$
$5.75 \times 10^{-1}$	約 $5.8 \times 10^{14}$	約 $1.3 \times 10^{16}$
$8.50 \times 10^{-1}$	約 $3.2 \times 10^{14}$	約 $7.6 \times 10^{15}$
$1.25 \times 10^0$	約 $7.4 \times 10^{13}$	約 $1.7 \times 10^{15}$
$1.75 \times 10^0$	約 $7.3 \times 10^{12}$	約 $1.4 \times 10^{14}$
$2.25 \times 10^0$	約 $5.1 \times 10^{12}$	約 $1.0 \times 10^{14}$
$2.75 \times 10^0$	約 $1.2 \times 10^{11}$	約 $2.3 \times 10^{12}$
$3.50 \times 10^0$	0	約 $5.2 \times 10^7$
$5.00 \times 10^0$	0	約 $1.2 \times 10^2$
$7.00 \times 10^0$	0	約 $1.4 \times 10^1$
$9.50 \times 10^0$	0	約 $1.6 \times 10^0$

表 4-4 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに取込まれた放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価結果

評価対象	実効線量 (mSv/7 日間)
緊急時対策所	約 $1.3 \times 10^{-3}$

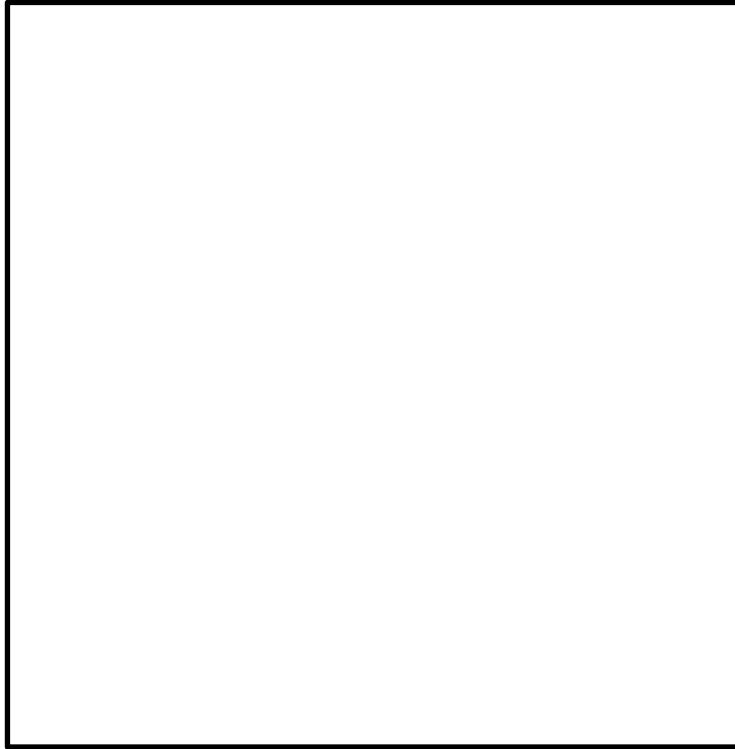


図 4-1 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットからのガンマ線による被ばくの評価モデル  
(1/2) (チャコールフィルタ)

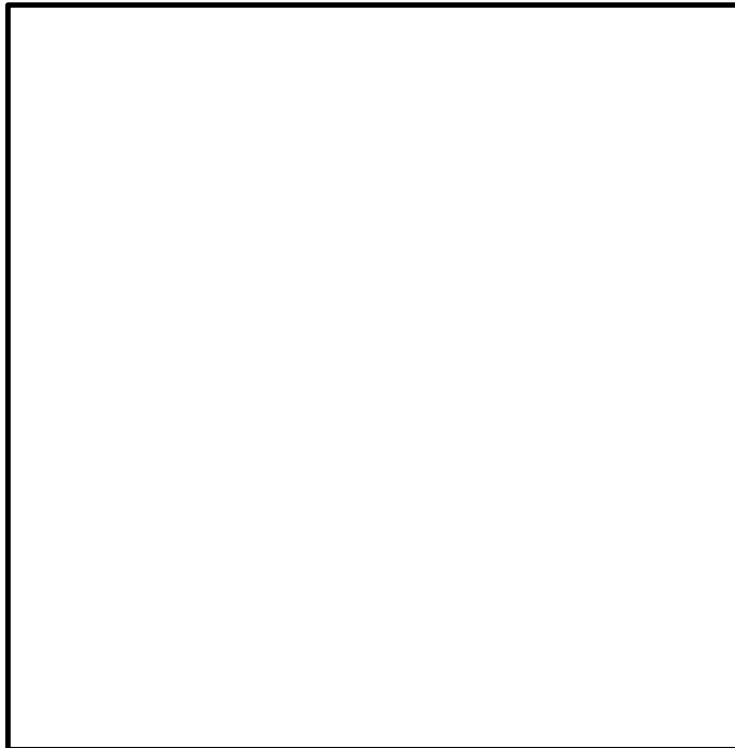


図 4-1 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットからのガンマ線による被ばくの評価モデル  
(2/2) (HEPA フィルタ)

## 5. 空気ボンベ加圧設備の空気ボンベの必要個数について

### 5.1 空気ボンベ加圧設備の空気ボンベの必要個数について

- (1) 空気ボンベの必要個数の算定時間は、放射性雲放出時間の10時間としているが、放射性雲通過後の空気ボンベ加圧設備から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え操作の間の余裕をみて追加で1時間分の空気ボンベを考慮する。
- (2) 空気ボンベの使用可能量は、 $8.0\text{m}^3/\text{個}$ とする。
- (3) 緊急時対策所を正圧化維持するために必要な空気供給流量は約 $323\text{m}^3/\text{h}$ であり、また、酸素濃度維持に必要な空気供給量は $108\text{m}^3/\text{h}$ 、11時間後の時点で二酸化炭素濃度が $1.0\text{vol}\%$ を超えない空気供給量は $218\text{m}^3/\text{h}$ であることから空気ボンベからの空気供給量は、これらに余裕を見た値として $330\text{m}^3/\text{h}$ とする。

以上より、10時間に加え、追加で1時間の正圧化を維持する場合に必要な個数は、下記計算のとおりであり、454個を確保する。

#### 【空気ボンベ仕様】

- ・ボンベ標準初期充填圧力： $19.6\text{MPa}$  (at $35^\circ\text{C}$ )
- ・ボンベ内容積： $50.0\text{L}/\text{個}$
- ・圧力調整弁最低制御圧力： $1\text{MPa}$
- ・ボンベ供給可能空気量： $8.0\text{m}^3/\text{個}$  (at $0^\circ\text{C}$ )

#### 【空気ボンベ必要個数】

計算式： $330 \times 11 / 8.0 \doteq 453.8 \rightarrow 454$  個

### 5.2 空気ボンベの圧力監視

日常点検にて、空気ボンベの圧力を監視する。圧力が低下した場合には、ボンベの交換を行う。なお、圧力低下によるボンベの交換基準は、ボンベ運用個数から緊急時対策所を11時間正圧化可能な残圧を算出し、適切な交換基準を定めるものとする。

## 6. 気象資料の代表性について

島根原子力発電所敷地内において観測した 2009 年 1 月から 2009 年 12 月までの 1 年間の気象データを用いて評価を行うに当たり、当該 1 年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を F 分布検定により実施した。

以下に検定方法及び検討結果を示す。

### 6.1 検定方法

#### (1) 検定に用いた観測データ

気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高所風を用いて検定するものの、被ばく評価では保守的に地上風を使用することもあることから、排気筒高さ付近を代表する標高 130m の観測データに加え、参考として標高 28.5m の観測データを用いて検定を行った。

#### (2) データ統計期間

検定年：2009 年 1 月～2009 年 12 月

統計年：2008 年 1 月～2008 年 12 月，2010 年 1 月～2018 年 12 月

#### (3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順に従って検定を行った。

### 6.2 検定結果

検定結果は表 6-1 に示すとおり、排気筒高さ付近を代表する標高 130m の観測データについて、有意水準 5%で棄却された項目はなかった（0 項目）。

以上のことから、評価に使用している気象データは、長期間の気象状態を代表しているものと判断した。

なお、参考として検定を行った標高 28.5m の観測データについても、有意水準 5%で棄却された項目はなかった（0 項目）。

棄却検定表を表 6-2 から表 6-5 に示す。

表 6-1 検定結果

検定年	統計年	棄却数	
		標高 130m	標高 28.5, (参考)
2009 年 1 月～2009 年 12 月	2008 年 1 月～2018 年 12 月 (2009 年 1 月～ 2009 年 12 月除く)	0	0

表 6-2 棄却検定表 (風向)

観測場所：管理事務所屋上 (標高 130m) (%)

統計年 風向	2008年	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	平均値	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.71	3.67	4.24	4.31	4.23	3.81	3.88	3.69	2.55	2.79	3.69	3.06	5.09	2.29	○
NNE	5.23	5.26	4.33	5.93	5.56	6.40	4.85	6.30	3.87	3.84	5.16	4.43	7.36	2.95	○
NE	8.33	7.79	6.55	7.39	6.30	9.66	7.73	9.56	7.61	7.07	7.80	10.14	10.47	5.13	○
ENE	7.06	5.85	6.15	5.63	4.31	7.02	6.24	7.25	5.95	5.85	6.13	7.58	8.18	4.08	○
E	3.70	2.90	4.22	4.21	3.39	3.69	5.61	4.69	4.98	4.64	4.20	3.86	6.13	2.28	○
ESE	3.66	3.56	3.53	4.00	3.49	4.97	5.39	4.21	4.54	4.90	4.23	3.68	5.86	2.59	○
SE	6.79	7.68	6.00	6.90	6.48	7.47	7.66	6.95	6.28	8.27	7.05	6.06	8.74	5.36	○
SSE	5.94	6.16	6.22	6.46	6.16	6.38	5.79	7.07	5.75	6.59	6.25	5.42	7.20	5.31	○
S	7.70	8.58	7.56	7.18	7.29	6.45	6.15	7.29	7.03	7.32	7.26	7.84	8.84	5.67	○
SSW	8.80	8.14	8.95	7.86	9.18	7.35	6.74	7.82	6.98	7.08	7.89	8.79	9.95	5.83	○
SW	8.52	8.40	8.20	7.55	9.71	7.31	6.95	6.64	8.72	7.67	7.97	8.21	10.16	5.78	○
WSW	5.16	5.87	5.86	4.58	6.71	4.99	5.19	4.84	5.43	4.96	5.36	5.95	6.86	3.86	○
W	5.67	6.59	6.68	6.17	7.58	6.85	6.38	6.26	7.22	7.14	6.65	6.27	8.00	5.31	○
WNW	7.42	8.39	7.06	7.95	7.69	5.60	6.46	6.17	9.38	8.56	7.47	6.67	10.24	4.69	○
NW	5.64	5.25	6.91	6.57	4.80	5.50	5.70	4.36	6.39	6.20	5.73	5.61	7.63	3.83	○
NNW	4.40	3.51	4.72	4.51	4.89	4.71	6.02	3.94	5.42	4.65	4.68	4.45	6.34	3.02	○
静穏	2.29	2.42	2.84	2.81	2.24	1.85	3.25	2.94	1.91	2.51	2.51	1.98	3.59	1.43	○

表 6-3 棄却検定表 (風速)

観測場所：管理事務所屋上 (標高 130m) (%)

統計年 風速 階級 (m/s)	2008年	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	平均値	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	2.29	2.42	2.84	2.81	2.24	1.85	3.25	2.94	1.91	2.51	2.51	1.98	3.59	1.43	○
0.5~1.4	10.14	10.25	12.21	11.14	8.71	9.51	12.61	11.83	8.51	10.88	10.58	11.05	13.93	7.23	○
1.5~2.4	15.09	15.55	16.29	15.56	14.07	15.83	17.98	16.05	13.25	14.77	15.44	15.38	18.50	12.38	○
2.5~3.4	18.98	16.78	17.20	18.15	17.48	17.13	18.01	17.00	15.83	15.84	17.24	17.85	19.58	14.90	○
3.5~4.4	17.35	16.72	15.81	16.83	18.09	16.26	15.79	16.54	17.38	16.26	16.70	17.08	18.45	14.96	○
4.5~5.4	13.28	12.72	12.33	12.94	13.58	13.06	11.16	13.37	14.51	14.68	13.16	13.62	15.58	10.75	○
5.5~6.4	9.22	9.44	8.46	8.71	9.18	9.14	7.67	8.48	9.17	9.16	8.86	9.01	10.13	7.60	○
6.5~7.4	5.51	5.74	5.44	5.40	5.74	6.25	5.00	5.37	6.35	5.38	5.62	5.24	6.60	4.63	○
7.5~8.4	3.23	4.21	3.65	3.22	3.97	3.62	2.94	3.19	4.12	3.77	3.59	3.03	4.62	2.56	○
8.5~9.4	1.49	2.95	2.06	2.17	2.49	2.52	2.27	2.25	2.94	2.72	2.39	2.18	3.43	1.34	○
9.5~	3.41	3.21	3.71	3.07	4.45	4.83	3.30	2.97	6.04	4.04	3.90	3.59	6.20	1.60	○

表 6-4 棄却検定表 (風向)

観測場所：露場 (標高 28.5m) (%)

統計年 風向	2008年	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	平均値	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	0.59	0.64	0.85	3.05	0.66	1.23	0.86	0.70	0.93	2.06	1.16	0.53	3.04	-0.73	○
NNE	0.20	0.19	0.24	0.92	0.23	0.28	0.30	0.23	0.31	0.33	0.32	0.15	0.83	-0.19	○
NE	0.12	0.28	0.16	0.32	0.22	0.29	0.39	0.31	0.36	0.49	0.29	0.26	0.56	0.03	○
ENE	0.32	0.26	0.33	0.25	0.32	0.42	0.59	0.47	0.55	0.47	0.40	0.30	0.68	0.12	○
E	0.55	0.39	0.55	0.40	0.67	0.72	0.92	0.87	1.54	1.22	0.78	0.51	1.66	-0.09	○
ESE	1.78	1.34	1.39	1.14	2.71	3.31	2.77	3.17	4.00	2.95	2.46	1.71	4.78	0.14	○
SE	8.75	7.34	5.67	5.56	12.61	13.94	13.57	13.87	13.43	9.42	10.42	7.84	18.62	2.22	○
SSE	24.91	22.10	22.03	18.59	24.24	22.31	22.85	23.57	19.19	22.04	22.18	22.90	26.93	17.44	○
S	10.98	10.94	11.09	15.61	7.75	6.74	6.18	5.69	6.00	10.37	9.14	11.28	16.72	1.55	○
SSW	3.33	4.61	4.05	3.68	3.93	3.05	3.15	3.14	3.57	3.23	3.58	4.21	4.76	2.39	○
SW	1.90	2.43	2.31	1.81	1.45	1.42	1.18	1.55	1.65	1.97	1.77	1.91	2.71	0.82	○
WSW	1.18	1.67	1.60	1.22	1.45	1.19	1.35	1.47	1.60	1.46	1.42	1.19	1.85	0.99	○
W	3.99	3.98	3.53	2.81	4.72	3.29	3.79	3.69	3.85	2.55	3.62	3.65	5.09	2.15	○
WNW	10.85	14.17	13.11	10.55	13.77	12.01	12.04	11.77	15.33	13.70	12.73	12.20	16.37	9.09	○
NW	14.87	12.10	13.53	12.10	9.72	10.65	11.74	10.43	11.54	9.42	11.61	14.86	15.61	7.61	○
NNW	11.77	11.93	12.38	15.91	12.02	14.78	12.92	13.25	12.43	14.55	13.19	11.41	16.56	9.83	○
静穏	3.92	5.63	7.16	6.09	3.52	4.37	5.40	5.83	3.72	3.77	4.94	5.10	7.89	1.98	○

表 6-5 棄却検定表 (風速)

観測場所：露場 (標高 28.5m) (%)

統計年 風速 階級 (m/s)	2008年	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	平均値	検定年 2009年	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0~0.4	3.92	5.63	7.16	6.09	3.52	4.37	5.40	5.83	3.72	3.77	4.94	5.10	7.89	1.98	○
0.5~1.4	25.50	26.78	27.29	23.47	26.26	28.99	30.71	30.19	26.30	25.68	27.12	26.56	32.45	21.79	○
1.5~2.4	27.32	24.62	24.06	21.03	25.88	25.91	23.93	23.99	23.11	24.74	24.46	26.18	28.54	20.38	○
2.5~3.4	18.01	16.86	14.90	15.77	18.32	16.75	15.77	16.55	17.46	18.71	16.91	17.90	19.82	14.00	○
3.5~4.4	9.83	10.35	8.41	11.92	10.92	10.23	10.21	9.97	10.79	10.64	10.33	9.45	12.46	8.19	○
4.5~5.4	5.19	6.03	6.21	7.63	6.21	5.97	6.04	6.31	5.88	5.96	6.14	4.87	7.58	4.70	○
5.5~6.4	3.35	3.65	4.79	5.65	3.16	3.02	3.26	3.16	4.33	3.87	3.82	3.26	5.86	1.79	○
6.5~7.4	2.31	2.85	2.90	4.06	2.43	2.02	1.92	1.87	3.39	3.12	2.69	2.61	4.37	1.00	○
7.5~8.4	1.64	1.45	1.92	2.04	1.55	1.06	1.12	0.97	2.23	1.79	1.58	1.86	2.60	0.56	○
8.5~9.4	1.08	0.98	1.30	1.23	0.92	0.74	0.76	0.44	1.30	0.97	0.97	1.08	1.63	0.32	○
9.5~	1.87	0.80	1.07	1.12	0.83	0.95	0.89	0.72	1.50	0.75	1.05	1.15	1.92	0.18	○



## 7. 希ガス放出継続時間について

希ガスの大気への放出継続時間は、審査ガイドに基づき 10 時間と設定し評価している。

一方、原子炉格納容器が破損するような条件における放射性物質の大気への放出について、米国における緊急時対応技術マニュアル (NUREG/BR-0150, Vol. 1, Rev. 4 RTM-96 Response Technical Manual) においては、「壊滅的破損」を想定した場合の放出時間を 1 時間としている。

本資料では、希ガスの放出時間を 1 時間とした場合の影響について評価する。

被ばく経路として「クラウドシャインガンマ線による外部被ばく」を代表として選定する。

大気拡散評価において、希ガスの実効放出継続時間を 1 時間とした場合と 10 時間とした場合の相対線量の評価結果を表 7-1 に示す。この相対線量を用いて評価した、希ガスの放出時間を 1 時間及び 10 時間として評価したクラウドシャインガンマ線による外部被ばくの評価結果を表 7-2 に示す。なお、評価に当たっては、緊急時対策所遮蔽 (コンクリート  $\square$  mm) によるガンマ線の遮蔽効果を考慮した。

表 7-2 に示した結果より、希ガスの放出時間を 10 時間とした場合の被ばく線量に対して、希ガスの放出時間を 1 時間とした場合の評価結果は約 1.3 倍となった。しかしながら、被ばく線量の増分が約  $1.6 \times 10^{-2}$  (mSv/7 日間) と小さいことから分かるように、希ガスに起因する被ばく線量は、全被ばく経路による合計被ばく線量に対して占める割合が小さく、仮に希ガスの放出時間を 1 時間とした場合においても、緊急時対策所の居住性は判断基準 (100mSv/7 日間) を満足すると言える。

表 7-1 相対線量 (D/Q) \*1

評価点	放出点	実効放出継続時間	相対線量 (D/Q (Gy/Bq))
緊急時対策所 中心	原子炉建物 外壁	1 時間	$1.5 \times 10^{-18}$
		10 時間	$8.5 \times 10^{-19}$

注記\*1: 被ばく評価には有効数字 2 桁 (3 桁目を切上げ) の相対濃度及び相対線量を用いる。

表 7-2 クラウドシャインガンマ線による外部被ばく

実効放出継続時間	7 日間での実効線量 (mSv)		
	希ガス類	希ガス類以外 *2	合計
1 時間	約 $3.7 \times 10^{-2}$	約 $4.0 \times 10^{-2}$	約 $7.7 \times 10^{-2}$
10 時間	約 $2.1 \times 10^{-2}$	約 $4.0 \times 10^{-2}$	約 $6.1 \times 10^{-2}$

注記\*2: 希ガス類以外によるクラウドシャインガンマ線による外部被ばくは、実効放出継続時間 10 時間の相対線量を用いて、放出時間 10 時間の条件で評価した。

8. 線量評価に用いる大気拡散の評価について

被ばく評価に用いる大気拡散の評価は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し、累積出現頻度 97%に当たる値としている。また、評価対象方位は、図 8-1 に示すとおり、建物による拡がりの影響を考慮している。着目方位を表 8-1 に示す。本評価では着目方位は 2 方位となる。

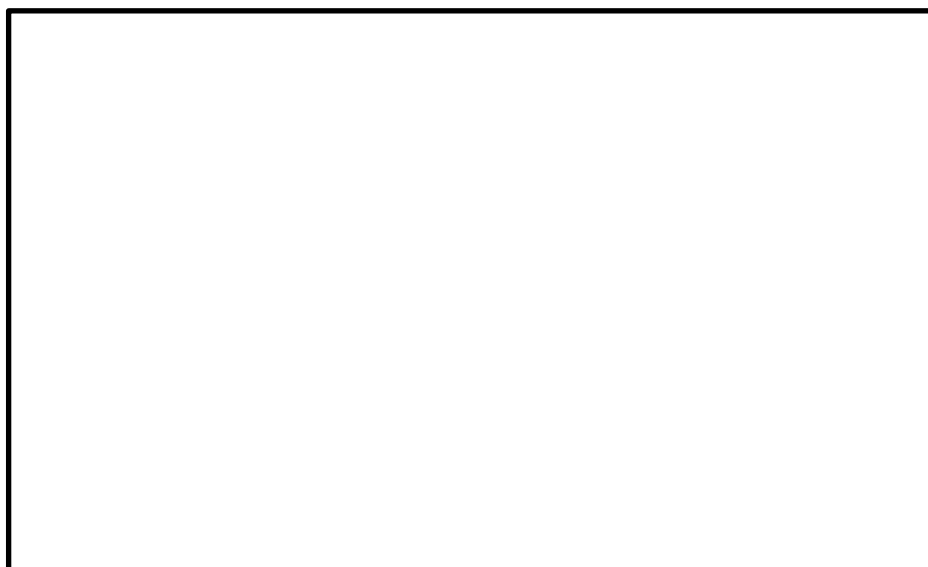


図 8-1 評価対象方位

表 8-1 着目方位

評価点	放出点	着目方位
緊急時対策所 中心	2号機 原子炉建物外壁	E, ESE

相対濃度の評価に当たっては、年間を通じて 1 時間ごとの気象条件に対して、相対濃度を算出し、小さい値から順に並べて整理した。評価結果を表 8-2 に示す。累積出現頻度 97%にあたる相対濃度は約  $7.2 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$  となった。

表 8-2 相対濃度の値（実効放出継続時間 10 時間）

放出点	評価点	相対濃度	
		累積出現頻度 [%]	値 [ $\text{s/m}^3$ ]
2号機原子炉 建物外壁	緊急時対策 所中心	...	...
		97.00	$7.2 \times 10^{-5}$
		<b>97.01</b>	<b><math>7.2 \times 10^{-5}</math></b>
		97.02	$7.2 \times 10^{-5}$
		...	...

9. 原子炉二次遮蔽における入射線量の設定方法について

東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等の事故が発生した場合における原子炉二次遮蔽の熱除去の評価において、遮蔽体表面における入射線量の評価について図 9-1 に示す。

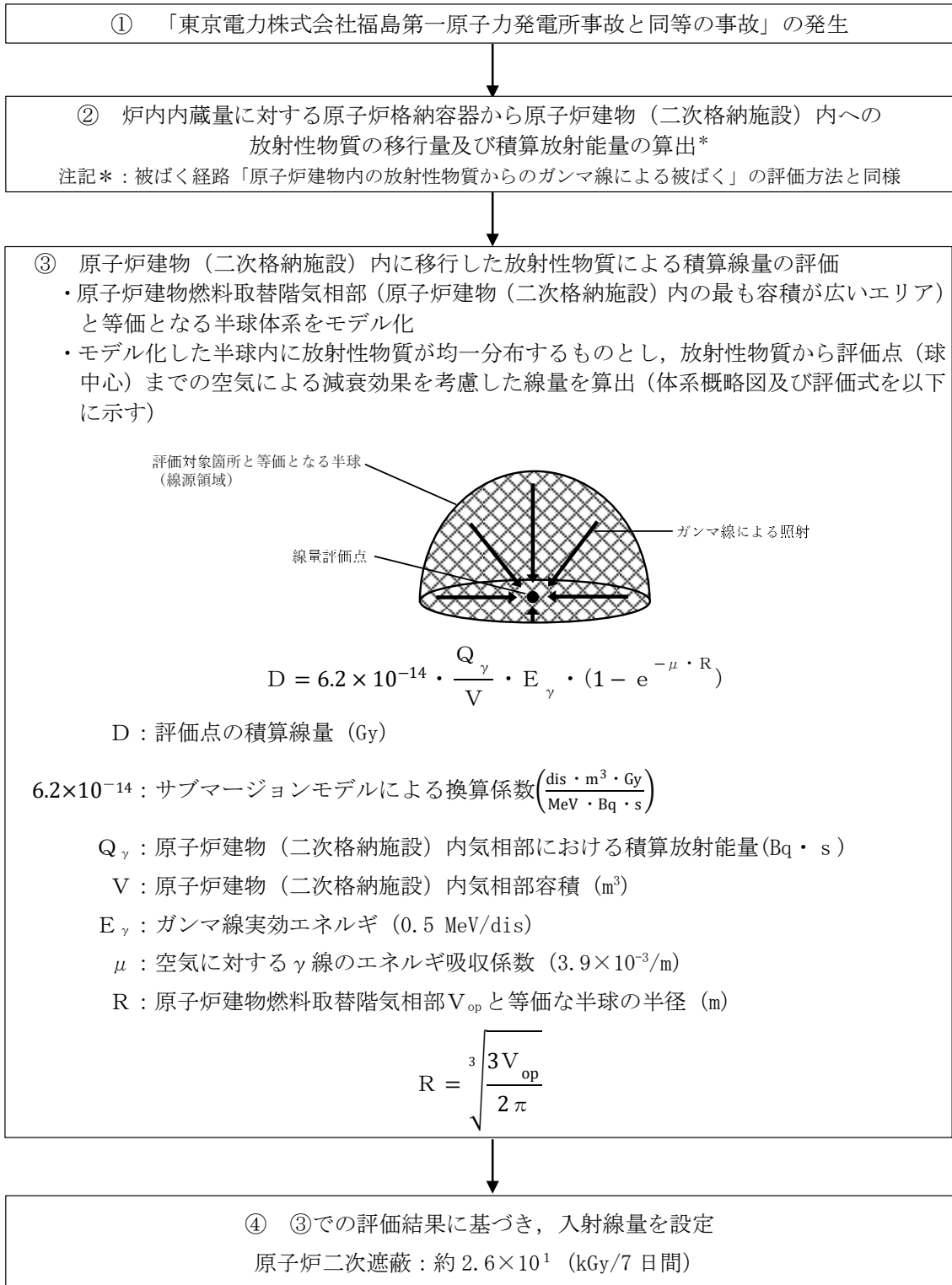


図 9-1 原子炉二次遮蔽に対する入射線量評価のフロー図

## 10. 要員の交替における被ばく線量について

### (1) 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、緊急時対策所が、重大事故等発生時に対処するための要員が7日間滞在したとしても100mSvを超えない設計であることを確認している。

審査ガイドでは、交替要員及び安定よう素剤の服用等の実施体制が整備されている場合は考慮してよいこととなっているが、緊急時対策所の設計としてはこれらの対策を考慮していない。

### (2) 交替に伴う被ばく線量

事故発生初期から対策を行っていた要員が交替する時は、緊急時対策所から出て発電所構外へ移動することになるため、参考として、交替時の被ばく線量を以下のとおり概略評価した。

### (3) 交替に伴う被ばく線量の概略評価

東京電力ホールディングス株式会社がホームページで公表している福島第一原子力発電所構内のサーベイデータ（福島第一原子力発電所サーベイマップ（建屋周辺））では、発電所敷地内の線量率（平成23年3月23日時点）は、0.6mSv/hから130mSv/hまでの範囲で分布している。

そこで、交替時の被ばく線量を福島第一原子力発電所構内のサーベイデータのうち、最も高い線量率の値を基に、15分間移動したとして概略評価した。

評価の結果、外部被ばく線量は約33mSvとなる。なお、要員の交替は高線量放射性雲通過中は行わず、被ばく低減の観点からマスクを着用することから、交替に伴う内部被ばくの影響は十分小さいと考えられる。

## 11. 地表面への沈着速度の設定について

緊急時対策所の居住性評価において、エアロゾル粒子及び無機よう素の地表面への沈着速度として、乾性沈着速度  $0.3\text{cm/s}^*$  の 4 倍である  $1.2\text{cm/s}$  を用いている。

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和 51 年 9 月 28 日原子力委員会決定、一部改訂平成 13 年 3 月 29 日）の解説において、葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮するときに、「降水時における沈着率は、乾燥時の 2～3 倍大きい値となる」と示されている。これを踏まえ、湿性沈着を考慮した沈着速度は、乾性沈着による沈着も含めて乾性沈着速度の 4 倍と設定した。

湿性沈着を考慮した沈着速度を、乾性沈着速度の 4 倍として設定した妥当性の検討結果を以下に示す。

注記\*：乾性沈着速度の設定根拠については「12. エアロゾル粒子の乾性沈着速度について」を参照

### 11.1 検討手法

湿性沈着を考慮した沈着速度の妥当性は、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値と、乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値の比が 4 倍を超えていないことを確認することによって示す。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

#### (1) 乾性沈着率

乾性沈着率は、「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 3PRA 編）：2018」（一般社団法人 日本原子力学会）（以下「学会標準」という。）附属書 F.1 を参考に評価した。「学会標準」附属書 F.1 では、使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが、ここでは「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（原子力安全・保安院 平成 21 年 8 月 12 日）[【解説 5.3】(1)] に従い評価した、放出点高さの相対濃度を用いた。

$$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \cdots \textcircled{1}$$

$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$ ：時刻  $i$  での乾性沈着率 [ $1/\text{m}^2$ ]

$\chi/Q(x,y,z)_i$ ：時刻  $i$  での相対濃度 [ $\text{s}/\text{m}^3$ ]

$V_d$ ：沈着速度 [ $\text{m}/\text{s}$ ] (0.003 NUREG/CR-4551 Vol. 2 より)

#### (2) 湿性沈着率

降雨時には、評価点上空の放射性核種の地表への沈着は、降雨による影響を受ける。湿性沈着  $(\chi/Q)_w(x,y)_i$  は「学会標準」附属書 F.5 より以下のように表される。

$$\begin{aligned}
 (\chi/Q)_w(x,y)_i &= \Lambda_i \cdot \int_0^{\infty} \chi/Q(x,y,z)_i dz \\
 &= \chi/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right] \dots \textcircled{2}
 \end{aligned}$$

- $(\chi/Q)_w(x,y)_i$  : 時刻 i での湿性沈着率[1/m<sup>2</sup>]  
 $\chi/Q(x,y,0)_i$  : 時刻 i での地表面高さでの相対濃度[s/m<sup>3</sup>]  
 $\Lambda_i$  : 時刻 i でのウォッシュアウト係数[1/s]  
 $\Sigma_{zi}$  : 時刻 i での建物影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の  
 拡散幅[m]  
 $h$  : 放出高さ[m]

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度 97%値の比は以下で定義される。

$$\begin{aligned}
 &\frac{[\chi/Q]_D(x,y,z)_i + [\chi/Q]_W(x,y)_i}{[\chi/Q]_D(x,y,z)_i} \\
 &= \frac{\left( V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right] \right)_{97\%}}{(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i)_{97\%}} \dots \textcircled{3}
 \end{aligned}$$

( )<sub>97%</sub> : 括弧内の値の年間の累積出現頻度 97%値

## 11.2 評価結果

表 11-1 に緊急時対策所における湿性沈着率評価結果を示す。

乾性沈着率に放出点と同じ高さの相対濃度を用いたとき、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度 97%値の比は 1.4 程度となった。

以上より、湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着速度の 4 倍と設定することは保守的であるといえる。

表 11-1 緊急時対策所における湿性沈着率評価結果

評価点	放出点	相対濃度 (s/m <sup>3</sup> )	①乾性沈着率 (1/m <sup>2</sup> )	②乾性沈着率 +湿性沈着率 (1/m <sup>2</sup> )	比 (②/①)
緊急時対策所 中心	2号機原子炉 建物外壁	7.2×10 <sup>-5</sup>	約 2.2×10 <sup>-7</sup>	約 3.0×10 <sup>-7</sup>	約 1.4

## 12. エアロゾル粒子の乾性沈着速度について

### 12.1 はじめに

重大事故等時における緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関するエアロゾル粒子の乾性沈着速度の設定について示す。

### 12.2 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、エアロゾル粒子の地表面への沈着速度を乾性沈着速度の4倍と想定しており、乾性沈着速度として0.3cm/sを用いている。乾性沈着速度の考え方を以下に示す。

エアロゾル粒子の乾性沈着速度はNUREG/CR-4551<sup>\*1</sup>に基づいて0.3cm/sと設定した。NUREG/CR-4551では郊外を対象としており、郊外とは道路、芝生及び木々で構成されるとしている。原子力発電所内は舗装面が多く、建物屋上はコンクリートであるため、この沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551では0.5 $\mu$ m～5 $\mu$ mの粒径に対して検討されているが、原子炉格納容器内の除去過程で、相対的に粒子径の大きなエアロゾル粒子は格納容器内に十分捕集されるため、粒径の大きなエアロゾル粒子の放出はされにくいと考えられる。

また、W.G.N.Slinnの検討<sup>\*2</sup>によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると0.1 $\mu$ m～5 $\mu$ mの粒径では沈着速度は0.3cm/s程度(図12-1)である。以上のことから、緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価におけるエアロゾル粒子の乾性の沈着速度として0.3cm/sを適用できると判断した。

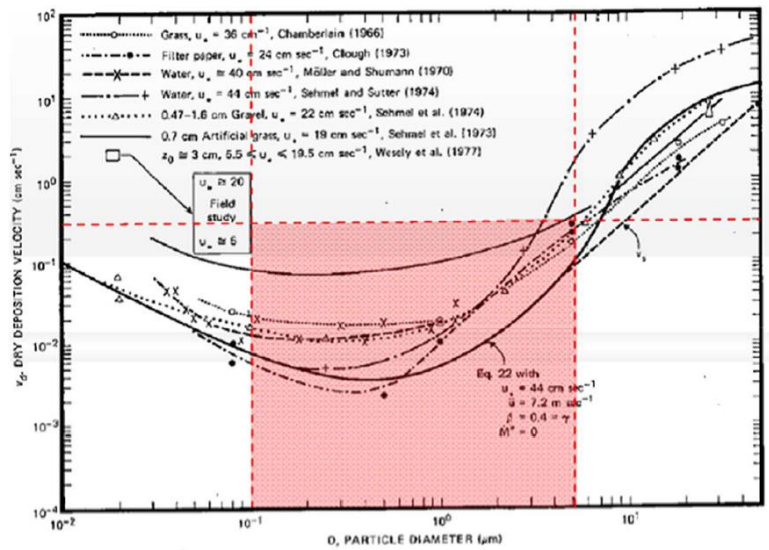


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.<sup>1,9-15</sup> The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for  $u_*$  and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図 12-1 様々な粒径における地表沈着速度\*2

注記\*1 : J. L. Sprung 等 : Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part7, 1990

\*2 : W. G. N. Slinn: Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose Calculations, Nuclear Safety Vol. 19 No. 2, 1978



(参考)

### 重大事故時のエアロゾル粒子の粒径について

重大事故時に原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として本評価で想定している「 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ 」は、重大事故時のエアロゾル挙動に関する既往研究の知見を参考に設定している。

重大事故時には原子炉格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから、重大事故時の粒径分布を想定し、「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表1の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、重大事故時のエアロゾル粒子の粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC等）や各国の合同で実施されている重大事故時のエアロゾルの挙動の試験等（表1の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を表1に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲（原子炉格納容器、1次冷却材配管等）、水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく、原子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

したがって、過去の種々の調査・研究により示されている範囲を包含する値として、 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ のエアロゾル粒子を想定することは妥当である。

表1 重大事故時のエアロゾル粒子の粒径についての文献調査結果

番号	試験名または報告書名等	エアロゾル粒径 [ $\mu\text{m}$ ]	備考
①	LACE LA2*1	約0.5～約5 (図1参照)	重大事故時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定条件とした比較試験
②	NUREG/CR-5901*2	0.25～2.5 (参考1)	原子炉格納容器内に水が存在し、熔融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECLが実施した実験*3	0.1～3.0 (参考2)	重大事故時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD*3	0.29～0.56 (参考2)	重大事故時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHEBUS FP*3	0.5～0.65 (参考2)	重大事故時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾルに着目した実験の結果）

注記\*1: J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) Test LA2

\*2: D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete

\*3: STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R(2009)5

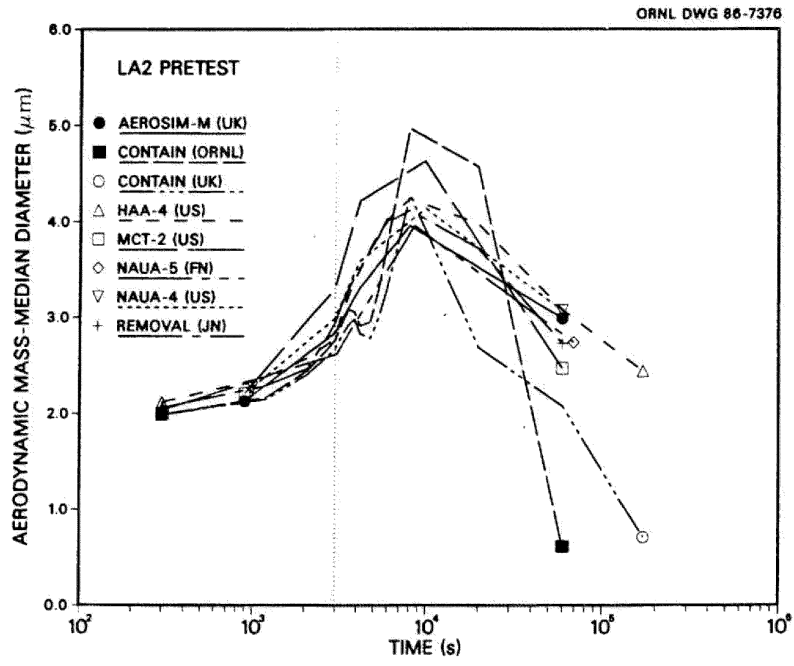


Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.

図1 LACE LA2 でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒子の粒径の時間変化グラフ

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>, and H<sub>2</sub>O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of  $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$  to  $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$ .

(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) or SiO<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) from the concrete and UO<sub>2</sub> ( $\rho = 10 \text{ g/cm}^3$ ) or ZrO<sub>2</sub> ( $\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$ ) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm<sup>3</sup>. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO<sub>2</sub> will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be  $S\sigma(w)$  where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable  $\epsilon$  is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:

$$\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$$

where  $\sigma(w)$  is the surface tension of pure water.

(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1  $\mu\text{m}$  in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from  $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$  to  $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$ .

(11) Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete,  $\text{UO}_2$  with a solid density of around  $10 \text{ g/cm}^3$  is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about  $5.5 \text{ g/cm}^3$  and condensed products of concrete decomposition such as  $\text{Na}_2\text{O}$ ,  $\text{K}_2\text{O}$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{SiO}_2$ , and  $\text{CaO}$  with densities of  $1.3$  to  $4 \text{ g/cm}^3$  become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of  $1.5$  to  $10.0 \text{ g/cm}^3$ .

Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the  $-1/3$  power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.

(13) Initial Bubble Size. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:

$$D_b = \epsilon \left( \frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$$

where  $\epsilon$  is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:

$$D_b = 0.0105 \Psi [\sigma_l / g(\rho_l - \rho_g)]^{1/2}$$

where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of  $20$  to  $120^\circ$ . The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:

**9.2.1 Aerosols in the RCS**

9.2.1.1 AECL

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3  $\mu\text{m}$  formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0  $\mu\text{m}$  in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U: while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.

9.2.1.2 PBF-SFD

Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56  $\mu\text{m}$  (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56  $\mu\text{m}$ ) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and "below detection limit" is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.

**9.2.2 Aerosols in the containment**

9.2.2.1 PHÉBUS FP

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4  $\mu\text{m}$  at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5  $\mu\text{m}$  before stabilizing at 3.35  $\mu\text{m}$ ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0  $\mu\text{m}$ . Geometric-mean diameter ( $d_{50}$ ) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65  $\mu\text{m}$ ; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1 次系での核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国のアイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験
PHÉBUS FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、重大事故条件下での炉心燃料から 1 次系を経て原子炉格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験

### 13. グランドシャインの線源領域について

#### 13.1 はじめに

重大事故等時における緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関するグランドシャインの線源領域の設定について示す。

#### 13.2 グランドシャインの線源領域の設定について

緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価のうち、グランドシャインの評価モデルにおいては、地表面に沈着する線源として考慮する領域を評価点から四方 400m を囲む正方形の面線源として評価している。グランドシャインの線源領域の設定の考え方を以下に示す。

グランドシャインの線源領域は、JAEA-Technology 2011-026「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」における報告内容をもとに設定している。

同報告書では、中心からある半径の範囲内を除染した場合の線量率の低減比という形で示されている。

表 13-1 に除染半径に対する線量率及び線量率低減比を示す。

表 13-1 のとおり、中心から半径 400m の範囲内が完全除染された場合、線量率の低減比は 1% を下回ることから、半径 400m の範囲内の放射性物質が全体の 99% 以上の影響を占めていることが分かる。島根 2 号機のグランドシャイン評価では、緊急時対策所を中心とした 400m 四方を囲む正方形の範囲 (800m×800m) についてモデル上で考慮しており、半径 400m の円を包含していることから、評価モデル上考慮する範囲として十分であると判断した。

表 13-1 除染半径に対する線量率及び線量率低減比\*1

除染半径 (m)	完全除染の時*2		除染係数 DF=20 の時		除染係数 DF=10 の時	
	線量率 (μSv/h)	線量率低減比	線量率 (μSv/h)	線量率低減比	線量率 (μSv/h)	線量率低減比
0	3.08E+00	1.00E+00	3.08E+00	1.00E+00	3.08E+00	1.00E+00
10	1.60E+00	5.19E-01	1.67E+00	5.43E-01	1.74E+00	5.67E-01
20	1.09E+00	3.53E-01	1.18E+00	3.85E-01	1.28E+00	4.17E-01
50	6.82E-01	2.22E-01	8.02E-01	2.61E-01	9.22E-01	3.00E-01
80	4.54E-01	1.47E-01	5.85E-01	1.90E-01	7.16E-01	2.33E-01
100	3.41E-01	1.11E-01	4.77E-01	1.55E-01	6.14E-01	2.00E-01
150	2.01E-01	6.54E-02	3.45E-01	1.12E-01	4.89E-01	1.59E-01
200	1.18E-01	3.83E-02	2.66E-01	8.64E-02	4.14E-01	1.35E-01
400	1.78E-02	5.80E-03	1.71E-01	5.55E-02	3.24E-01	1.05E-01

注記\*1：Y. Iwamoto 等：汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討 JAEA-Technology 2011-026 2011.9

注記\*2：中心から半径 400m 以遠の放射性物質の影響を確認するため、半径 400m 内を完全除染した時の線量率低減比のデータを参照

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-017改02
提出年月日	2023年6月29日

補足-017 工事計画に係る補足説明資料  
(発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書)

2023年6月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 NO.	資料名	補足説明内容	備考
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	設計及び工事の計画添付書類におけ る基本設計方針の抜粋について	
2		発電用原子炉設置変更許可申請書「本 文（十号）」との整合性について	



設計及び工事の計画添付書類における基本設計方針  
の抜粋について

本資料は、「発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書」（以下「説明書」という。）のうち「発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（五号）」との整合性」（以下「本文（五号）説明書」）に記載する工事計画認可申請書の基本設計方針（以下「基本設計方針」という。）を示すものである。

本基本設計方針を本文（五号）説明書に記載する方法を以下に示す。

- ・本文（五号）説明書に記載した基本設計方針は囲み線にて明示する。
- ・本文（五号）説明書に記載していない基本設計方針については、発電用原子炉の設置の許可に抵触するものではないことを示すため、その理由を記載する。記載例は表1による。

表1 基本設計方針を本文（五号）説明書に記載しない理由の記載例

基本設計方針の内容	理由の記載例
概要の記載	本記載は概要であるため、記載しない。
技術基準要求のみであり、設置許可要求事項でない記載	「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。
設備リストに対する記載	本記載は、要目表対象を示したリストに関する記載であるため、記載しない。
急傾斜地に対する記載	島根原子力発電所第2号機は急傾斜地崩壊危険区域には該当しない。
熱遮蔽材に対する記載	島根原子力発電所第2号機は、熱遮蔽材を施設しないため、記載しない。

1. 原子炉本体の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<p>用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」, 「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>用語の定義は「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>本記載は概要であるため、記載しない。</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, 5. 設備に対する要求 (5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関の設計条件, 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>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 安全弁等, 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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 炉心等</p> <p>燃料体 (燃料要素及びその他の部品を含む。) は, 設置 (変更) 許可を受けた仕様となる構造及び設計とする。</p> <p>燃料体, 減速材及び反射材並びに炉心支持構造物の材料は, 通常運転時における原子炉運転状態に対応した圧力, 温度条件, 燃料使用期間中の燃焼度, 中性子照射量及び水質の組合せのうち想定される最も厳しい条件において, 耐放射線性, 寸法安定性, 耐熱性, 核性質及び強度のうち必要な物理的性質並びに, 耐食性, 水素吸収特性及び化学的安定性のうち必要な化学的性質を保持し得る材料を使用する。</p> <p>燃料体は炉心支持構造物で支持され, その荷重は原子炉圧力容器に伝えられる設計とする。</p> <p>燃料体は, 設置 (変更) 許可を受けた, 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力, 自重, 附加荷重, 核分裂生成物の蓄積による燃料被覆管の内圧上昇, 熱応力等の荷重に耐える設計とする。また, 輸送中又は取扱中において, 著しい変形を生じない設計とする。</p> <p>炉心支持構造物は, 最高使用圧力, 自重, 附加荷重及び地震力に加え, 熱応力の荷重に耐える設計とする。</p> <p>炉心は, 通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において, 原子炉冷却系統, 原子炉停止系統, 反応度制御系統, 計測制御系統及び安全保護回路 (安全保護系) の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。</p> <p>炉心部は燃料体, 制御棒及び炉心支持構造物からなり, 上下端が半球形の円筒形鋼製圧力容器に収容される。原子炉圧力容器の外側には, 遮蔽壁を設ける設計とする。</p> <p>燃料体 (燃料要素を除く。), 減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は, 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, 発電用原子炉を安全に停止し, かつ, 停止後に炉心の冷却機能を維持できる設計とする。</p> <p>なお, 熱遮蔽材は設けない設計とする。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 炉心等</p> <p>変更なし</p>	<p>島根原子力発電所第2号機は, 熱遮蔽材を施設しないため, 記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>2. 原子炉圧力容器</p> <p>2.1 原子炉圧力容器本体</p> <p>原子炉圧力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 3. 原子炉冷却材の循環設備 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ」に基づく設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器は、円筒形の胴部に半球形の下鏡を付した鋼製容器に、半球形の鋼製上部蓋をボルト締めする構造であり、再循環水出口ノズル、再循環水入口ノズル、主蒸気ノズル、給水ノズル等を取り付ける設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の流路は、原子炉再循環ポンプにより、再循環水入口ノズルから原子炉圧力容器内に導かれ、ジェットポンプによりチャンネルボックスが形成した原子炉冷却材の流路を炉心の下方から上方向に流れ、主蒸気ノズルから出る設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器の支持方法は、原子炉圧力容器支持スカートで下端を固定し、原子炉圧力容器スタビライザによって水平方向に支持する設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器は最低使用温度を10℃に設定し、関連温度（初期）を-29℃以下に設定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圧力容器にあつては、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」（J E A C 4 2 0 6）に基づき、適切な破壊じん性を有する設計とする。</p> <p>チャンネルボックスは、制御棒をガイドし、燃料集合体を保護する設計とする。</p> <p>2.2 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圧力容器は、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年通商産業省告示第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原子炉圧力容器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」（J E A C 4 2 0 1）により、取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、原子炉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、原子炉圧力容器の非延性破壊（脆性破壊）を防止するよう管理する。</p>	<p>2. 原子炉圧力容器</p> <p>変更なし</p>	<p>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>3. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>燃料体、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器は、原子炉冷却材の循環、沸騰その他の原子炉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原子炉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>3. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>変更なし</p>	
<p>4. 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>4. 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>本記載は、要目表対象を示したリストに関する記載であるため、記載しない。</p>

2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<p>用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」、「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>用語の定義は「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関を除く。), 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>第1章 共通項目</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の共通項目である「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 安全弁等, 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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 燃料取扱設備</p> <p>燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の取扱設備は、燃料取替機、原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置で構成し、燃料取替機、原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置は、新燃料を原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）に搬入してから原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）外へ搬出するまで、燃料体等を安全に取り扱うことができる設計とする。</p> <p>新燃料は、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に設ける新燃料貯蔵庫又は新燃料の輸送容器から原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置を介して燃料プールに移し、燃料取替機により発電用原子炉に装荷できる設計とする。</p> <p>また、燃料の取替えは、原子炉上部の原子炉ウェルに水を張り、水中で燃料取替機により行うことができる設計とする。</p> <p>使用済燃料は、遮蔽に必要な水深を確保した状態で、燃料取替機により水中移送し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の燃料プールの使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵できる設計とする。</p> <p>使用済燃料の発電所外への搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。使用済燃料はキャスク置場で使用済燃料輸送容器に収納し、キャスク除染設備で使用済燃料輸送容器の除染を行い発電所外へ搬出する。</p> <p>燃料取替機及びチャンネル着脱装置は、燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とすることにより、臨界を防止する設計とし、燃料体等の検査等を行う際に水面に近づいた状態であっても、燃料体等からの放射線の遮蔽に必要な水深を確保できる設計とする。</p> <p>原子炉建物天井クレーンは、未臨界性を確保した容器に収納して吊り上げる場合を除き、燃料体等を取り扱う場合は、一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。</p> <p>燃料取替機は、燃料体等の発電用原子炉から燃料プールへの移送操作、燃料プールから発電用原子炉への移送操作、使用済燃料輸送容器への収納操作等をすべて水中で行うことで、崩壊熱により燃料体等が熔融せず、燃料体等からの放射線に対して、適切な遮蔽能力を有する設計とする。</p> <p>チャンネル着脱装置は、燃料体等の検査等のための昇降操作等をすべて水中で行うことで、崩壊熱により燃料体等が熔融せず、燃料体等からの放射線に対して、適切な遮蔽能力</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 燃料取扱設備</p> <p>燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の取扱設備は、燃料取替機、原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置で構成し、燃料取替機、原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置は、新燃料を原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）に搬入してから原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）外へ搬出するまで、燃料体等を安全に取り扱うことができる設計とする。</p> <p>新燃料は、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に設ける新燃料貯蔵庫又は新燃料の輸送容器から原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置を介して燃料プールに移し、燃料取替機により発電用原子炉に装荷できる設計とする。</p> <p>また、燃料の取替えは、原子炉上部の原子炉ウェルに水を張り、水中で燃料取替機により行うことができる設計とする。</p> <p>使用済燃料は、遮蔽に必要な水深を確保した状態で、燃料取替機により水中移送し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の燃料プールの使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵できる設計とする。</p> <p>使用済燃料の発電所外への搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。使用済燃料はキャスク置場で使用済燃料輸送容器に収納し、キャスク除染設備で使用済燃料輸送容器の除染を行い発電所外へ搬出する。</p> <p>燃料取替機及びチャンネル着脱装置は、燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とすることにより、臨界を防止する設計とし、燃料体等の検査等を行う際に水面に近づいた状態であっても、燃料体等からの放射線の遮蔽に必要な水深を確保できる設計とする。</p> <p>原子炉建物天井クレーンは、未臨界性を確保した容器に収納して吊り上げる場合を除き、燃料体等を取り扱う場合は、一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。</p> <p>燃料取替機は、燃料体等の発電用原子炉から燃料プールへの移送操作、燃料プールから発電用原子炉への移送操作、使用済燃料輸送容器への収納操作等をすべて水中で行うことで、崩壊熱により燃料体等が熔融せず、燃料体等からの放射線に対して、適切な遮蔽能力を有する設計とする。</p> <p>チャンネル着脱装置は、燃料体等の検査等のための昇降操作等をすべて水中で行うことで、崩壊熱により燃料体等が熔融せず、燃料体等からの放射線に対して、適切な遮蔽能力</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>有する設計とする。</p> <p>燃料取替機の燃料把握機は、昇降を安全かつ確実に行うため、定格荷重を保持でき、必要な安全率を有するワイヤロープの二重化、フック部の外れ止めを有し、グラップルには機械的インターロックを設ける設計とする。</p> <p>原子炉建物天井クレーンは、フック部の外れ止めを有し、使用済燃料輸送容器等を取り扱う主巻フックは、定格荷重を保持でき、必要な安全率を有するワイヤロープを二重化することにより、燃料体等の重量物取扱中に落下を防止できる設計とする。</p> <p>なお、ワイヤロープ及びフックは、それぞれクレーン構造規格、クレーン等安全規則の規定を満たす安全率を有する設計とする。</p> <p>チャンネル着脱装置は、下限ストoppによる機械的インターロック及び燃料体等を上部で保持する固定具により燃料体等の燃料プール床面への落下を防止できる設計とする。</p> <p>燃料取替機は、燃料体等の取扱中に過荷重となった場合に上昇を阻止するインターロックを設けるとともに荷重監視を行うことにより、過荷重による燃料体等の落下を防止できる設計とする。</p> <p>燃料取替機は、地震時にも転倒することがないように走行レール及び横行レール頭部を抱き込む構造をしたブリッジ及びトロリの脱線防止ラグを設ける設計とする。</p> <p>原子炉建物天井クレーンは、地震時にも転倒することがないように走行方向及び横行方向に対して、クレーン本体等の浮上り量を考慮し、落下防止ラグ及びトロリストoppを設けることで、クレーン本体等の車輪がレール上から落下しない設計とする。</p> <p>また、原子炉建物天井クレーンは、使用済燃料輸送容器等の重量物を吊った状態では、使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようにインターロックを設ける設計とする。</p> <p>使用済燃料を収納する使用済燃料輸送容器は、取扱中における衝撃、熱、その他の容器に加わる負荷に耐え、容易かつ安全に取り扱うことができる設計とする。また、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、亀裂、破損等が生じない設計とする。さらに、理論的若しくは適切な試験等により所定の機能を満足できる設計とする。</p> <p>使用済燃料輸送容器は、内部に使用済燃料が収納された場合に、放射線障害を防止するため、その容器表面の線量当量率が2mSv/h以下及び容器表面から1mの点における線量当量率が100μSv/h以下となるよう、収納される使用済燃料の放射能強度を考慮して十分な遮蔽を行うことができる設計とする。</p> <p>燃料取替機の燃料把握機は、空気作動式とし、燃料体等をつかんだ状態で圧縮空気が喪失した場合にも、つかんだ状態を保持し、燃料体等が外れない設計とする。</p> <p>燃料取替機、原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置は、動力電源喪失時に電磁ブレーキによる保持機能により、燃料体等の落下を防止できる設計とする。</p>	<p>を有する設計とする。</p> <p>燃料取替機の燃料把握機は、昇降を安全かつ確実に行うため、定格荷重を保持でき、必要な安全率を有するワイヤロープの二重化、フック部の外れ止めを有し、グラップルには機械的インターロックを設ける設計とする。</p> <p>原子炉建物天井クレーンは、フック部の外れ止めを有し、使用済燃料輸送容器等を取り扱う主巻フックは、定格荷重を保持でき、必要な安全率を有するワイヤロープを二重化することにより、燃料体等の重量物取扱中に落下を防止できる設計とする。また、想定される燃料プール内への落下物によって燃料プール内の燃料体等が破損しないことを計算により確認する。</p> <p>なお、ワイヤロープ及びフックは、それぞれクレーン構造規格、クレーン等安全規則の規定を満たす安全率を有する設計とする。</p> <p>チャンネル着脱装置は、下限ストoppによる機械的インターロック及び燃料体等を上部で保持する固定具により燃料体等の燃料プール床面への落下を防止できる設計とする。</p> <p>燃料取替機は、燃料体等の取扱中に過荷重となった場合に上昇を阻止するインターロックを設けるとともに荷重監視を行うことにより、過荷重による燃料体等の落下を防止できる設計とする。</p> <p>燃料取替機は、地震時にも転倒することがないように走行レール及び横行レール頭部を抱き込む構造をしたブリッジ及びトロリの脱線防止ラグを設ける設計とする。</p> <p>原子炉建物天井クレーンは、地震時にも転倒することがないように走行方向及び横行方向に対して、クレーン本体等の浮上り量を考慮し、落下防止ラグ及びトロリストoppを設けることで、クレーン本体等の車輪がレール上から落下しない設計とする。</p> <p>また、原子炉建物天井クレーンは、使用済燃料輸送容器等の重量物を吊った状態では、使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようにインターロックを設ける設計とする。</p> <p>使用済燃料を収納する使用済燃料輸送容器は、取扱中における衝撃、熱、その他の容器に加わる負荷に耐え、容易かつ安全に取り扱うことができる設計とする。また、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、亀裂、破損等が生じない設計とする。さらに、理論的若しくは適切な試験等により所定の機能を満足できる設計とする。</p> <p>使用済燃料輸送容器は、内部に使用済燃料が収納された場合に、放射線障害を防止するため、その容器表面の線量当量率が2mSv/h以下及び容器表面から1mの点における線量当量率が100μSv/h以下となるよう、収納される使用済燃料の放射能強度を考慮して十分な遮蔽を行うことができる設計とする。</p> <p>燃料取替機の燃料把握機は、空気作動式とし、燃料体等をつかんだ状態で圧縮空気が喪失した場合にも、つかんだ状態を保持し、燃料体等が外れない設計とする。</p> <p>燃料取替機、原子炉建物天井クレーン及びチャンネル着脱装置は、動力電源喪失時に電磁ブレーキによる保持機能により、燃料体等の落下を防止できる設計とする。</p>	
<p>2. 燃料貯蔵設備</p> <p>燃料体等を貯蔵する設備として、新燃料貯蔵庫及び燃料プールを設ける設計とする。</p>	<p>2. 燃料貯蔵設備</p> <p>燃料体等を貯蔵する設備として、新燃料貯蔵庫及び燃料プールを設ける設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>新燃料貯蔵庫は、通常時の燃料取替を考慮し、適切な貯蔵能力を有し、全炉心燃料の約35%を収納できる設計とする。</p> <p>燃料プールは、2号機の全炉心燃料の約630%相当分の貯蔵が可能であり、さらに放射化された機器等の貯蔵及び取扱いができるスペースを確保した設計とする。なお、通常運転中、全炉心の燃料体等を貯蔵できる容量を確保できる設計とする。</p> <p>燃料体等の貯蔵設備は、燃料取扱者以外の者がみだりに立ち入らないよう、フェンス等により立入を制限できる設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫は、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の独立した区画に設け、新燃料を新燃料貯蔵ラックで貯蔵できる設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫は、鉄筋コンクリート造とし、想定されるいかなる状態においても新燃料が臨界に達することのない設計とする。</p> <p>新燃料は、乾燥状態で保管し、堅固な構造のラックに垂直に入れ、新燃料貯蔵庫には水が充満するのを防止するための排水口を設ける設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫に設置する新燃料貯蔵ラックは、貯蔵燃料の臨界を防止するために必要な燃料間距離を保持し、たとえ新燃料を貯蔵容量最大で貯蔵した状態で、万一新燃料貯蔵庫が水で満たされる等の厳しい状態を仮定しても、実効増倍率を0.95以下に保つ設計とする。</p> <p>燃料プールは、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に設け、燃料体等を水中の使用済燃料貯蔵ラックに垂直に一体ずつ入れて貯蔵し、使用済燃料貯蔵ラックは、中性子吸収材であるほう素を添加したステンレス鋼を使用するとともに適切な燃料間距離をとることにより、燃料を貯蔵容量最大で貯蔵し、かつ燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料貯蔵位置等について、想定されるいかなる場合でも実効増倍率を0.95以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止できる設計とする。</p> <p>燃料プールは、鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽であり、燃料プールからの放射性物質を含む水があふれ、又は漏れない構造とする。</p> <p>燃料プール及び輸送容器置場の壁面及び底部は、コンクリート壁による遮蔽を施すとともに、燃料体等の上部には十分な遮蔽効果を有する水深を確保することにより、燃料体等からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し、放射線業務従事者の被ばくを低減する設計とする。</p> <p>万一、燃料プールからの水の漏えいが発生し、かつ、燃料プール水の補給に復水貯蔵タンクの水が使用できない場合には、残留熱除去系を用いてサブプレッションチェンバのプール水を補給できる設計とする。</p> <p>燃料プールは、内面にステンレス鋼内張りを施設することにより、燃料体等の取扱中に想</p>	<p>新燃料貯蔵庫は、通常時の燃料取替を考慮し、適切な貯蔵能力を有し、全炉心燃料の約35%を収納できる設計とする。</p> <p>燃料プールは、2号機の全炉心燃料の約630%相当分の貯蔵が可能であり、さらに放射化された機器等の貯蔵及び取扱いができるスペースを確保した設計とする。なお、通常運転中、全炉心の燃料体等を貯蔵できる容量を確保できる設計とする。</p> <p>燃料体等の貯蔵設備は、燃料取扱者以外の者がみだりに立ち入らないよう、フェンス等により立入を制限できる設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫は、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の独立した区画に設け、新燃料を新燃料貯蔵ラックで貯蔵できる設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫は、鉄筋コンクリート造とし、想定されるいかなる状態においても新燃料が臨界に達することのない設計とする。</p> <p>新燃料は、乾燥状態で保管し、堅固な構造のラックに垂直に入れ、新燃料貯蔵庫には水が充満するのを防止するための排水口を設ける設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫に設置する新燃料貯蔵ラックは、貯蔵燃料の臨界を防止するために必要な燃料間距離を保持し、たとえ新燃料を貯蔵容量最大で貯蔵した状態で、万一新燃料貯蔵庫が水で満たされる等の厳しい状態を仮定しても、実効増倍率を0.95以下に保つ設計とする。</p> <p>燃料プールは、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に設け、燃料体等を水中の使用済燃料貯蔵ラックに垂直に一体ずつ入れて貯蔵し、使用済燃料貯蔵ラックは、中性子吸収材であるほう素を添加したステンレス鋼を使用するとともに適切な燃料間距離をとることにより、燃料を貯蔵容量最大で貯蔵し、かつ燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料貯蔵位置等について、想定されるいかなる場合でも実効増倍率を0.95以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止できる設計とする。</p> <p>燃料プールは、鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽であり、燃料プールからの放射性物質を含む水があふれ、又は漏れない構造とする。</p> <p>燃料プール及び輸送容器置場の壁面及び底部は、コンクリート壁による遮蔽を施すとともに、燃料体等の上部には十分な遮蔽効果を有する水深を確保することにより、燃料体等からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し、放射線業務従事者の被ばくを低減する設計とする。</p> <p>万一、燃料プールからの水の漏えいが発生し、かつ、燃料プール水の補給に復水貯蔵タンクの水が使用できない場合には、残留熱除去系を用いてサブプレッションチェンバのプール水を補給できる設計とする。</p> <p>燃料プールは、内面にステンレス鋼内張りを施設することにより、燃料体等の取扱中に想</p>	<p>記載しない理由</p> <p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>定される燃料体等の落下及び重量物の落下により機能を失うような損傷が生じない設計とする。</p> <p>なお、燃料体等を移動する際、燃料プールのライニングの下に設置されている漏えい検知溝上を通過することとなるが、燃料集合体下部タイプレート円周部の大きさに対し、漏えい検知溝の幅を小さくすることで、漏えい検知溝に燃料集合体が落下した場合においても、燃料プールの機能を失うような損傷が生じない設計とする。</p> <p>燃料体等の落下に関しては、模擬燃料体の気中落下試験（以下「落下試験」という。）での最大減肉量を考慮しても燃料プールの機能が損なわれない厚さ以上のステンレス鋼内張りを施設する。なお、使用済燃料輸送容器等に使用済燃料を収納する場合などは、落下試験での落下高さを超えるため、水の浮力を考慮することにより落下試験時の落下エネルギーを下回ることを確認する。</p> <p>原子炉建物天井クレーンは、使用済燃料貯蔵ラック上を使用済燃料輸送容器等重量物を吊った状態で通過できないように可動範囲を制限するインターロックを設ける設計とする。</p>	<p>想定される燃料体等の落下及び重量物の落下により機能を失うような損傷が生じない設計とする。</p> <p>なお、燃料体等を移動する際、燃料プールのライニングの下に設置されている漏えい検知溝上を通過することとなるが、燃料集合体下部タイプレート円周部の大きさに対し、漏えい検知溝の幅を小さくすることで、漏えい検知溝に燃料集合体が落下した場合においても、燃料プールの機能を失うような損傷が生じない設計とする。</p> <p>燃料体等の落下に関しては、模擬燃料体の気中落下試験（以下「落下試験」という。）での最大減肉量を考慮しても燃料プールの機能が損なわれない厚さ以上のステンレス鋼内張りを施設する。なお、使用済燃料輸送容器等に使用済燃料を収納する場合などは、落下試験での落下高さを超えるため、水の浮力を考慮することにより落下試験時の落下エネルギーを下回ることを確認する。</p> <p>重量物の落下に関しては、燃料プール周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することにより、落下時のエネルギーを評価し、落下試験時の燃料体等の落下エネルギー以上となる設備等に対しては、以下のとおり適切な落下防止対策を施し、燃料プールの機能を維持する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料プールからの離隔を確保できる重量物については、燃料プールへ落下するおそれがないよう、転倒等を仮定しても燃料プールに届かない距離に設置する。また、転倒防止のため床面や壁面へ固定する。</li> <li>・原子炉建物天井クレーンは、使用済燃料貯蔵ラック上を使用済燃料輸送容器等重量物を吊った状態で通過できないように可動範囲を制限するインターロックを設ける設計とする。</li> <li>・原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の屋根を支持する屋根トラスは、基準地震動S<sub>s</sub>に対する発生応力が終局耐力を超えず、燃料プール内に落下しない設計とする。また、屋根については鋼板（デッキプレート）の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造とし、地震による剥落のない構造とする。また、燃料取替階の床面より上部を構成する壁は、鉄筋コンクリート造の耐震壁であり、燃料取替階の床面より下部の耐震壁と合わせて基準地震動S<sub>s</sub>に対して燃料プール内に落下しない設計とする。</li> <li>・燃料取替機及び原子炉建物天井クレーンは、基準地震動S<sub>s</sub>による地震荷重に対し、燃料取替機本体及び原子炉建物天井クレーン本体の健全性評価及び転倒落下防止評価を行い、燃料プールへの落下物とならない設計とする。</li> <li>・燃料取替機本体及び原子炉建物天井クレーン本体の健全性評価においては、想定される使用条件において評価が保守的になるよう吊荷の条件を考慮し、基準地震動S<sub>s</sub>に対して燃料取替機本体（構造物フレーム）及び原子炉建物天井クレーン本体に発生する応力が許容応力以下となる設計とする。</li> <li>・燃料取替機の転倒落下防止評価においては、走行レール及び横行レール頭部を抱き込む構造をした燃料取替機のブリッジ及びトロリの脱線防止ラグについて、想定される使用条件において評価が保守的になるよう吊荷の条件を考慮し、地震時の各部発生応力が許容応力以下となる設計とする。</li> </ul>	



変更前	変更後	記載しない理由
<p>使用済燃料は、使用済燃料貯蔵ラックに収納するが、使用済燃料貯蔵ラックに収納できないような破損燃料が生じた場合は、燃料プール水の放射能汚染拡大を防ぐため、燃料プール内の制御棒・破損燃料貯蔵ラックに収納できる設計とする。</p> <p>使用済燃料を貯蔵する乾式キャスク（兼用キャスクを含む。）は保有しない。</p> <p>3. 計測装置等</p> <p>燃料プールの水温を計測する装置として燃料プール温度及び燃料プール冷却ポンプ入口温度を設け、計測結果を中央制御室（「1，2号機共用」（以下同じ。））に表示できる設計とする。また、計測結果を記録できる設計とする。</p> <p>燃料プールの水位を計測する装置として燃料プール水位及び燃料プールライナドレン漏えい水位を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、計測結果を記録できる設計とする。</p> <p>燃料プールの水位の著しい低下を確実に検知して自動的に中央制御室に警報（燃料プール水位低）を発信する装置を設けるとともに、表示ランプの点灯、ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。</p>	<p>・燃料取替機の走行レール及び横行レールの健全性評価においては、想定される使用条件において、基準地震動S<sub>s</sub>に対して走行レール及びアンカボルトに発生する応力が許容応力以下となる設計とする。</p> <p>・原子炉建物天井クレーンの転倒落下防止評価においては、走行方向及び横行方向に浮上り代を設けた構造をした原子炉建物天井クレーンの落下防止ラグ及びトロリストッパについて、想定される使用条件において評価が保守的になるよう吊荷の条件を考慮し、地震時の各部発生応力が許容応力以下となる設計とする。</p> <p>・燃料プールからの離隔を確保できないその他の重量物については、基準地震動S<sub>s</sub>を考慮しても、地震時の各部発生応力が許容応力以下となる設計とすることで、燃料プールへの落下物とならない設計とする。</p> <p>地震時における燃料プールの健全性確保のため、燃料プール壁面に設置されている制御棒貯蔵ハンガに制御棒を保管する場合は、3本掛けのうち、先端部を除く2箇所を使用するとともに、その旨を保安規定に定めて管理する。</p> <p>使用済燃料は、使用済燃料貯蔵ラックに収納するが、使用済燃料貯蔵ラックに収納できないような破損燃料が生じた場合は、燃料プール水の放射能汚染拡大を防ぐため、燃料プール内の制御棒・破損燃料貯蔵ラックに収納できる設計とする。</p> <p>使用済燃料を貯蔵する乾式キャスク（兼用キャスクを含む。）は保有しない。</p> <p>3. 計測装置等</p> <p>燃料プールの水温を計測する装置として燃料プール温度、燃料プール冷却ポンプ入口温度及び燃料プール水位・温度（SA）を設け、計測結果を中央制御室（「1，2号機共用」（以下同じ。））に表示できる設計とする。また、計測結果を記録し、及び保存することができる設計とする。</p> <p>燃料プールの水位を計測する装置として燃料プール水位及び燃料プールライナドレン漏えい水位を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、記録はプロセス計算機から帳票として出力し保存できる設計とする。</p> <p>燃料プールの水位を計測する装置として燃料プール水位・温度（SA）を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、計測結果を記録し、及び保存することができる設計とする。</p> <p>燃料プール温度、燃料プール冷却ポンプ入口温度、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位及び燃料プールライナドレン漏えい水位は、外部電源が使用できない場合においても非常用ディーゼル発電設備又は非常用直流電源設備からの電源供給により、燃料プールの水温及び水位を計測することができる設計とする。</p> <p>燃料プールの水温の著しい上昇又は燃料プールの水位の著しい低下の場合に、これらを確実に検知して自動的に中央制御室に警報（燃料プール水温高又は燃料プール水位低）を発信する装置を設けるとともに、表示ランプの点灯、ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。</p> <p>重大事故等時の燃料プールの監視設備として、燃料プール水位・温度（SA）及び燃料</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>プール水位（S A）を設け、想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。</p> <p>燃料プール監視カメラ（S A）（個数1）は、想定される重大事故等時において赤外線機能により燃料プールの状態を監視できる設計とする。</p> <p>燃料プール水位（S A）は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>燃料プール水位・温度（S A）は、所内常設蓄電式直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>燃料プール監視カメラ（S A）は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>燃料プール監視カメラ（S A）の耐環境性向上のため、燃料プール監視カメラ用冷却設備（個数1、容量330ℓ/min以上）を設ける設計とする。</p> <p>燃料プール監視カメラ用冷却設備は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し、当該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して、燃料プールの監視に必要なパラメータを計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該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を計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する設計とする。</p> <p>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は、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし、計測する装置は「表1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト」の「使用済燃料貯蔵設備 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置」に示す重大事故等対処設備の他、燃料プール監視カメラ（S A）（個数1）とする。</p> <p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は、設計基準事故等に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とする。また、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要な燃料プールの監視のパラメータの計測が困難となった場合に、代替パラメータにより推定ができる設計とする。</p> <p>また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（計測可能範囲）を明確にするとともに、パラメータの計測が困難となった場合の代替パラメータによる推定等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。</p> <p>燃料プールの監視で想定される重大事故等の対応に必要なパラメータは、計測又は監視できる設計とする。また、計測結果は中央制御室に指示又は表示し、記録できる設計</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>4. 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備</p> <p>4.1 燃料プール冷却系による燃料プール水の冷却</p> <p>燃料プールは、燃料プール冷却ポンプ、燃料プール冷却系熱交換器、燃料プール冷却系ろ過脱塩装置等で構成する燃料プール冷却系を設け、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、使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに、燃料プール水を浄化できる設計とする。また、補給水ラインを設け、燃料プール水の補給が可能な設計とする。</p> <p>さらに、全炉心燃料を燃料プールに取り出した場合や燃料プール冷却系で燃料プール水の冷却ができない場合は、残留熱除去系を用いて使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。</p> <p>燃料プール冷却系熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p>	<p>とする。</p> <p>重大事故等の対応に必要なパラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）（「1，2，3号機共用（SPDSデータ収集サーバは1，2号機共用）」（以下同じ。）のうちSPDS伝送サーバにて電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないようにするとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置の電源は、非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用できる設計とする。</p> <p>また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置のうち特に重要なパラメータとして、温度及び水位に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、流量（注水量）等の計測用として測定時の故障を想定した予備1個含む1セット30個（予備30個））（計測制御系統施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用（以下同じ。）により計測できる設計とし、これらを保管する設計とする。</p> <p>なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。</p> <p>4. 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備</p> <p>4.1 燃料プール冷却系による燃料プール水の冷却</p> <p>燃料プールは、燃料プール冷却ポンプ、燃料プール冷却系熱交換器、燃料プール冷却系ろ過脱塩装置等で構成する燃料プール冷却系を設け、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、使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに、燃料プール水を浄化できる設計とする。また、補給水ラインを設け、燃料プール水の補給が可能な設計とする。</p> <p>さらに、全炉心燃料を燃料プールに取り出した場合や燃料プール冷却系で燃料プール水の冷却ができない場合は、残留熱除去系を用いて使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。</p> <p>燃料プール冷却系熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための重大事故等対処設備として使用する燃料プール冷却系は、燃料プール冷却ポンプ、燃料プール冷却系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、燃料プール水を燃料プール冷却ポンプに</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>より燃料プール冷却系熱交換器等を経由して循環させることで、燃料プールを冷却できる設計とする。</p> <p>燃料プール冷却系は、非常用ディーゼル発電設備及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）が機能喪失した場合でも、常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却系を用いて、燃料プールを除熱できる設計とする。</p> <p>燃料プール冷却系の流路として、設計基準対象施設である燃料プールを重大事故等対処設備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>4.2 燃料プールへの注水</p> <p>燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備として燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を設ける設計とする。</p> <p>燃料プールに接続する配管の破損等により、燃料プール冷却系戻り配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）4階における線量率が放射線被ばくを管理する上で定めた線量率を満足できるよう、漏えいの継続を防止し、燃料体等からの放射線の遮蔽に必要な水位を維持するため、燃料プール冷却系戻り配管の逆止弁にサイフォンブレイク配管を設ける設計とする。</p> <p>サイフォンブレイク配管は、耐震性も含めて機器、弁類等の故障、誤操作等によりその機能を喪失することのない設計とする。</p> <p>4.2.1 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水</p> <p>残留熱除去系（燃料プール冷却機能）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失若しくは残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に、燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として使用する燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、大量送水車により、代替淡水源の水を燃料プールのスプレイ系配管等を経由して常設スプレイヘッドから燃料プールへ注水することにより、燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p> <p>また、燃料プールは、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持した状態において、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による冷却及び水位確保により燃料プールの機能を維持し、実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても実効増倍率は不確定性を含めて0.95以下で臨界を防止できる設計とする。</p> <p>大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>大量送水車は、想定される重大事故等時において、燃料プール内の燃料体等を冷</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。</p> <p>燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水の流路として、設計基準対象施設である燃料プールを重大事故等対処設備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>4.2.2 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水</p> <p>残留熱除去系（燃料プール冷却機能）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失若しくは残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に、燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として使用する燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、大量送水車により代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレイノズルから燃料プールへ注水することにより、燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p> <p>また、燃料プールは、使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持した状態において、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による冷却及び水位確保により燃料プールの機能を維持し、実効増倍率が最も高くなる冠水状態においても実効増倍率は不確実性を含めて0.95以下で臨界を防止できる設計とする。</p> <p>大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>大量送水車は、想定される重大事故等時において、燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。</p> <p>燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水の流路として、設計基準対象施設である燃料プールを重大事故等対処設備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>4.3 燃料プールへのスプレイ</p> <p>燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備として燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を設ける設計とする。</p> <p>4.3.1 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ</p> <p>燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には燃料プール内の燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として使用する燃料プールのスプレイ系（常設ス</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>レイヘッド) は、大量送水車により、代替淡水源の水を燃料プールのスプレイ系配管等を経由して常設スプレイヘッドから燃料プール内の燃料体等に直接スプレイすることにより、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できるよう、燃料プールの全面に向けてスプレイし、燃料プール内に貯蔵している燃料体等からの崩壊熱による蒸発量を上回る量をスプレイできる設計とする。</p> <p>燃料プールは、燃料プールのスプレイ系(常設スプレイヘッド)にて、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないように配慮したラック形状において、いかなる一様な水密度であっても実効増倍率は不確実性を含めて0.95以下で臨界を防止できる設計とする。</p> <p>大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>燃料プールのスプレイ系(常設スプレイヘッド)による燃料プールへのスプレイの流路として、設計基準対象施設である燃料プールを重大事故等対処設備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>4.3.2 燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへのスプレイ</p> <p>イ</p> <p>燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には燃料プール内の燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として使用する燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)は、大量送水車により、代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレイノズルから燃料プール内の燃料体等に直接スプレイすることにより、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できるよう燃料プールの全面に向けてスプレイし、燃料プール内に貯蔵している燃料体等からの崩壊熱による蒸発量を上回る量をスプレイできる設計とする。</p> <p>燃料プールは、燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)にて、使用済燃料貯蔵ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないように配慮したラック形状において、いかなる一様な水密度であっても実効増倍率は不確実性を含めて0.95以下で臨界を防止できる設計とする。</p> <p>大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへのスプレイの流路として、設計基準対象施設である燃料プールを重大事故等対処設備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>4.4 発電所外への放射性物質の拡散抑制</p> <p>4.4.1 大気への放射性物質の拡散抑制</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>燃料プールからの大量の水の漏えい等による燃料プールの水位の異常な低下により、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、燃料損傷時にはできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、原子炉建物放水設備を設ける設計とする。</p> <p>原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車により海水を取水し、ホースを經由して放水砲から原子炉建物へ放水することにより、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減できる設計とする。</p> <p>大型送水ポンプ車及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建物に向けて放水できる設計とする。</p> <p>4.4.2 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋拡散抑制設備を設ける設計とする。</p> <p>海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する海洋拡散抑制設備は、シルトフェンス（屋外に保管）（原子炉格納施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備として兼用（以下同じ。）、放射性物質吸着材（屋外に保管）（原子炉格納施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備として兼用（以下同じ。））等で構成し、シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する2箇所（2号機放水接合槽及び輪谷湾）に設置できる設計とし、輪谷湾は小型船舶（屋外に保管）個数1（予備1）（放射線管理施設の設備を核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備として兼用）により設置できる設計とする。</p> <p>シルトフェンスは、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。必要数は、各設置場所に必要な幅に対してシルトフェンスを二重に設置することとし、2号機放水接合槽に計2本（高さ約10m、幅約10m）及び輪谷湾に計32本（高さ約7～20m（一重目は計16本（高さ約7m：3本、約10m：1本、約12m：2本、約14m：1本、約15m：2本、約16m：1本、約17m：1本、約18m：1本、約19m：2本、約20m：2本）、二重目は計16本（高さ約7m：3本、約10m：1本、約13m：2本、約15m：1本、約16m：1本、約17m：2本、約18m：1本、約19m：2本、約20m：3本。）、幅約20m）を使用する設計とする。また、予備については、各設置場所に対して2本の計4本（2号機放水接合槽は2本（高さ約10m、幅約10m）、輪谷湾は2本（高さ約20m、幅約20m））を保管することとし、予備を含めた保有数として設置場所2箇所分の合計38本を保管する。</p> <p>放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、雨水排水路集水柵3箇所に、約2280kg（雨水排水路集水柵（No.3排水路））、約100kg（雨水排水路集水柵（2号機放水槽南））、約700kg（雨水排水路集水柵（2号機廃棄物処理建物南））を使用時に設置できる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>4.5 燃料プールの水質維持</p> <p>燃料プールは、使用済燃料からの崩壊熱を燃料プール冷却系熱交換器で除去して燃料プール水を冷却するとともに、燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがないよう燃料プール冷却系ろ過脱塩装置で燃料プール水をろ過脱塩して、燃料プール、原子炉ウェル等の水の純度、透明度を維持できる設計とする。</p> <p>4.6 燃料プール接続配管</p> <p>燃料プール水の漏えいを防止するため、燃料プールには排水口を設けない設計とし、燃料プールに接続された配管には逆止弁を設け、配管が破損しても、サイフォン現象により、燃料プール水が継続的に流出しない設計とする。</p>	<p>放射性物質吸着材は、各設置場所に必要となる保有量に加え、予備として約2280kgを保管する。</p> <p>4.5 燃料プールの水質維持 変更なし</p> <p>4.6 燃料プール接続配管 変更なし</p>	
<p>5. 主要対象設備</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の対象となる主要な設備について、「表1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト」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 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用設備リスト」に示す。</p>	<p>5. 主要対象設備</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の対象となる主要な設備について、「表1 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の主要設備リスト」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 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の兼用設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は、要目表対象を示したリストに関する記載であるため、記載しない。</p>



3. 原子炉冷却系統施設の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<p>用語の定義は「発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令」,「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>用語の定義は「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目 1. 地盤等 1.1 地盤</p>	<p>第1章 共通項目 1. 地盤等 1.1 地盤</p> <p>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（以下「耐震重要施設」という。）の建物・構築物、屋外重要土木構造物、津波防護機能を有する施設（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設備（以下「津波監視設備」という。）並びに津波防護施設、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、若しくは、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、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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。以下同じ。）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（設置（変更）許可を受けた基準地震動<math>S_s</math>（以下「基準地震動<math>S_s</math>」という。））による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</p> <p>また、上記に加え、基準地震動<math>S_s</math>による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しない地盤として、設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。設置（変更）許可を受けた地盤のうち、地震動及び地殻変動による基礎地盤の傾斜が基本設計段階の目安値である1/2000を上回る施設が設置される改良地盤については、設置（変更）許可を受けた物性値が確保されていることを室内配合試験及び施工時の品質管理で確認する。</p> <p>ここで、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>設計基準対象施設のうち、耐震重要施設以外の建物・構築物及びその他の土木構造物については、自重や運転時の荷重等に加え、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。）に応じた、Sクラス、Bクラス又はCクラスの分類（以下「耐震重要度分類」という。）の各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合、若しくは、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及び常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>を除く。以下同じ。)については、自重や運転時の荷重等に加え、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各クラスに応じて算定する地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。</p> <p>ここで、その他の土木構造物とは、屋外重要土木構造物を除いた土木構造物をいう。</p> <p>設計基準対象施設のうち、耐震重要施設、若しくは、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、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能、若しくは、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故（以下「重大事故等」という。）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地盤として、設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。</p> <p>設計基準対象施設のうち、耐震重要施設、若しくは、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、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤として、設置（変更）許可を受けた地盤に設置する。</p> <p>設計基準対象施設のうち、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を除く。）、若しくは、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、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物及び土木構造物の地盤の接地圧に対する支持力の許容限界について、自重や運転時の荷重等と基準地震動<math>S_s</math>による地震力との組合せにより算定される接地圧が、安全上適切と認められる規格及び基準等による地盤の極限支持力度に対して妥当な余裕を有することを確認する。</p> <p>また、上記の設計基準対象施設にあつては、自重や運転時の荷重等と設置（変更）許可を受けた弾性設計用地震動<math>S_d</math>（以下「弾性設計用地震動<math>S_d</math>」という。）による地震力又は静的地震力との組合せにより算定される接地圧について、安全上適切と認められる規格及び基準等による地盤の短期許容支持力度を許容限界とする。</p> <p>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津波防護施設、浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物の地盤においては、自重や運転時の荷重等と基準地震動<math>S_s</math>による地震力との組合せにより算定される接地圧が、安全上適切と認められる規格及び基準等による地盤の極限支持力度に対して妥当な余裕を有することを確認する。</p> <p>設計基準対象施設のうち、Bクラス及びCクラスの施設の地盤、若しくは、重大</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>1.2 急傾斜地の崩壊の防止</p> <p>急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律に基づき指定された急傾斜地崩壊危険区域でない地域に設備を施設する。</p>	<p>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又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物、機器・配管系及び土木構造物の地盤においては、自重や運転時の荷重等と、静的地震力及び動的地震力（Bクラスの共振影響検討に係るもの又は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の共振影響検討に係るもの）との組合せにより算定される接地圧に対して、安全上適切と認められる規格及び基準等による地盤の短期許容支持力度を許容限界とする。</p> <p>1.2 急傾斜地の崩壊の防止</p> <p>急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律に基づき指定された急傾斜地崩壊危険区域でない地域に設備を施設する。</p>	<p>島根原子力発電所第2号機は急傾斜地崩壊危険区域には該当しない。</p>
<p>2. 自然現象</p> <p>2.1 地震による損傷の防止</p> <p>2.1.1 耐震設計</p> <p>(1) 耐震設計の基本方針</p> <p>耐震設計は、以下の項目に従って行う。</p> <p>a. 耐震重要施設は、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）許可を受けた基準地震動S<sub>s</sub>（以下「基準地震動S<sub>s</sub>」という。）による加速度によって作用する地震力に対して、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>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、Sクラス、Bクラス又はCクラスに分類（以下「耐震重要度分類」という。）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>2. 自然現象</p> <p>2.1 地震による損傷の防止</p> <p>2.1.1 耐震設計</p> <p>(1) 耐震設計の基本方針</p> <p>耐震設計は、以下の項目に従って行う。</p> <p>a. 耐震重要施設は、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（基準地震動S<sub>s</sub>）による加速度によって作用する地震力に対して、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、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動S<sub>s</sub>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、耐震重要度に応じて、Sクラス、Bクラス又は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、常設耐震重要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。以下同じ。）、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。以下同じ。）、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。以下同じ。）、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<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クラスの施設は、基準地震動<math>S_s</math>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。</p> <p>建物・構築物については、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、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。</p> <p>機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持する設計とし、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とどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさない、また、動的機器等については、基準地震動<math>S_s</math>による応答に対して、その設備に要求される機能を保持する設計とする。</p> <p>また、弾性設計用地震動<math>S_d</math>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とどまる範囲で耐えられる設計とする。</p>	<p>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。以下同じ。）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については、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、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設については、当該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。</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<math>S_s</math>による地震力を適用するものとする。</p> <p>常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処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<math>S_s</math>による地震力を適用するものとする。</p> <p>なお、特定重大事故等対処施設に該当する施設は本申請の対象外である。</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<math>S_s</math>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。</p> <p>建物・構築物については、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、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。</p> <p>機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持する設計とし、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とどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさない、また、動的機器等については、基準地震動<math>S_s</math>による応答に対して、その設備に要求される機能を保持する設計とする。なお、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い、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、弾性設計用地震動<math>S_d</math>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とどまる範囲で耐えられる設計と</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>建物・構築物については、発生する応力に対して、「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し、当該許容限界を超えないように設計する。機器・配管系については、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまる設計とする。</p> <p>e. Sクラスの施設について、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>f. 屋外重要土木構造物は、基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対して、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、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>する。</p> <p>建物・構築物については、発生する応力に対して、「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し、当該許容限界を超えないように設計する。機器・配管系については、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動S<sub>s</sub>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>建物・構築物については、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、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。機器・配管系については、その施設に要求される機能を保持する設計とし、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とどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさない、また、動的機器等については、基準地震動S<sub>s</sub>による応答に対して、その設備に要求される機能を保持する設計とする。なお、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い、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>また、基準地震動S<sub>s</sub>及び弾性設計用地震動S<sub>d</sub>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>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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S<sub>s</sub>及び弾性設計用地震動S<sub>d</sub>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津波防護施設、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S<sub>s</sub>による地震力に対して、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、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。ただし、浸水防止設備のうち隔離弁、ポンプ及び配管については、基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対し、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とどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、浸水防止機能に影響を及ぼさない設計とする。また、浸水防止設備のうち動的機器である隔離弁については、基準</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<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とど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S<sub>d</sub>に2分の1を乗じたものとする。</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とどまる範囲で耐えられる設計とする。</p>	<p>地震動S<sub>s</sub>による地震力に対して、その設備に要求される機能を保持するように設計する。さらに、浸水防止設備のうち隔離弁、ポンプ及び配管については、弾性設計用地震動S<sub>d</sub>による地震力又はSクラスの施設に適用する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とどまる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>なお、基準地震動S<sub>s</sub>及び弾性設計用地震動S<sub>d</sub>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。ただし、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>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのものが設置される重大事故等対処施設の土木構造物は、基準地震動S<sub>s</sub>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とど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S<sub>d</sub>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とど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、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上記に示す地震力に対して、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。</p> <p>常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設は、当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される上記に示す地震力に対して、おおむね弾性状態にとど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、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのものが設置される重大事故等対処施設は、それら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ように設計する。</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「5.1.2 多様性、位置的分散等」に基づく設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>(2) 耐震重要度分類</p> <p>a. 耐震重要度分類</p> <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、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> <p>・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系</p>	<p>j. 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. 耐震重要施設については、地盤変状が生じた場合においても、その安全機能が損なわれないよう、適切な対策を講ずる設計とする。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設については、地盤変状が生じた場合においても、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よう、適切な対策を講ずる設計とする。</p> <p>l. Sクラスの施設及びその間接支持構造物のうち、地震動及び地殻変動による基礎地盤の傾斜が基本設計段階の目安値である 1/2,000 を上回る場合においても、施設の安全機能を損なわないように設計する。常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設は、地震動及び地殻変動による基礎地盤の傾斜が基本設計段階の目安値である 1/2,000 を上回る場合においても、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計する。</p> <p>m. 炉心内の燃料被覆管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 S<sub>d</sub> 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、炉心内の燃料被覆管の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまる設計とする。</p> <p>基準地震動 S<sub>s</sub> 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分類</p> <p>a. 耐震重要度分類</p> <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、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及び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> <p>・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料を貯蔵するための施設</li> <li>・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</li> <li>・原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設</li> <li>・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</li>   <li>・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</li> <li>・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</li>   <li>(b) Bクラスの施設 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クラス施設と比べ小さい施設であり、次の施設を含む。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設</li> <li>・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、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）」第二条第二項第六号に規定する「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。）</li> <li>・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</li> <li>・使用済燃料を冷却するための施設</li> <li>・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</li> </ul> </li> <li>(c) Cクラスの施設 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。 上記に基づくクラス別施設を第2.1.1表に示す。 なお、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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料を貯蔵するための施設</li> <li>・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</li> <li>・原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・津波防護施設及び浸水防止設備</li> <li>・津波監視設備</li>   <li>(b) Bクラスの施設 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クラス施設と比べ小さい施設であり、次の施設を含む。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設</li> <li>・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、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）」第二条第二項第六号に規定する「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。）</li> <li>・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</li> <li>・使用済燃料を冷却するための施設</li> <li>・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</li> </ul> </li> <li>(c) Cクラスの施設 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。 上記に基づくクラス別施設を第2.1.1表に示す。 なお、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及び波及的影響を考慮すべき施設に適用する地震動についても併記する。</li>   <li>b. 重大事故等対処施設の設備の分類 重大事故等対処施設について、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、以下の設備分類に応じて設計</li> </ul>	



変更前	変更後	記載しない理由
<p>(3) 地震力の算定方法</p> <p>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</p> <p>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、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次の地震層せん断力係数 <math>C_i</math> 及び震度に基づき算定する。</p>	<p>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貯蔵プール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>イ. 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>ロ. 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</p> <p>常設重大事故防止設備であって、イ.以外のもの</p> <p>(b) 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>(c) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）</p> <p>設計基準対象施設のうち、重大事故等時に機能を期待する設備であって、重大事故の発生を防止する機能を有する(a)以外の常設のもの</p> <p>(d) 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等対処設備であって可搬型のもの</p> <p>重大事故等対処設備のうち、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</p> <p>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</p> <p>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次の地震層せん断力係数 <math>C_i</math> 及び震度に基づき算定する。</p> <p>ただし、浸水防止設備のうち隔離弁、ポンプ及び配管については、Sクラスの施設に適用する静的地震力を適用する。</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、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>(a) 建物・構築物</p> <p>水平地震力は、地震層せん断力係数<math>C_i</math>に、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。</p> <p>Sクラス 3.0 Bクラス 1.5 Cクラス 1.0</p> <p>ここで、地震層せん断力係数<math>C_i</math>は、標準せん断力係数<math>C_0</math>を0.2以上とし、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<math>C_i</math>に乘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クラスいずれにおいても1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数<math>C_0</math>は1.0以上とする。</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、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から算定するものとする。</p> <p>ただし、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<math>C_i</math>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%増しとした震度から求めるものとする。</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。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</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、屋外重要土木建造物及び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。</p> <p>Sクラスの施設については、基準地震動<math>S_s</math>及び弾性設計用地震動<math>S_d</math>から定める入力地震動を適用する。</p>	<p>設に、当該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それぞれ適用する。</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>水平地震力は、地震層せん断力係数<math>C_i</math>に、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。</p> <p>Sクラス 3.0 Bクラス 1.5 Cクラス 1.0</p> <p>ここで、地震層せん断力係数<math>C_i</math>は、標準せん断力係数<math>C_0</math>を0.2以上とし、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<math>C_i</math>に乘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クラスのいずれにおいても1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数<math>C_0</math>は1.0以上とする。</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、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から算定するものとする。</p> <p>ただし、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<math>C_i</math>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%増しとした震度から求めるものとする。</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。ただし、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<math>C_0</math>等の割増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、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、屋外重要土木建造物及び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。</p> <p>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を除く。）については、基準地震動<math>S_s</math>及び弾性設計用地震動<math>S_d</math>から定める入力地震動を適用する。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<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S<sub>d</sub>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>屋外重要土木構造物については、基準地震動S<sub>s</sub>による地震力を適用する。</p> <p>(a) 入力地震動 解放基盤表面は、S波速度が700m/s以上となっている標高-10m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</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S<sub>d</sub>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津波防護施設、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S<sub>s</sub>による地震力を適用する。ただし、浸水防止設備のうち隔離弁、ポンプ及び配管については、基準地震動S<sub>s</sub>及び弾性設計用地震動S<sub>d</sub>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、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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S<sub>s</sub>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、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設のうち、当該設備が属する耐震重要度分類がBクラスで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、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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S<sub>s</sub>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うえでの地震応答解析、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。</p> <p>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がある施設・設備を抽出し、3次元応答性状の可能性も考慮したうえ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 解放基盤表面は、S波速度が700m/s以上となっている標高-10m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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>準地震動 <math>S_s</math> 及び弾性設計用地震動 <math>S_d</math> 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。</p> <p>また、必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重要度分類がBクラスの建物・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 <math>S_d</math> に2分の1を乗じたものを用いる。</p> <p>(b) 地震応答解析 イ. 動的解析法 （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、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スペクトルの策定は、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。</p> <p>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、地盤の剛性等を考慮して定める。</p> <p>設計用地盤定数は、原則として、弾性波試験によるものを用いる。</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ひずみレベルを考慮して定める。</p>	<p>義される基準地震動 <math>S_s</math> 及び弾性設計用地震動 <math>S_d</math> 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。</p> <p>また、必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重要度分類が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重要度分類が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又は当該設備が属する耐震重要度分類がBクラスの常設重大事故防止設備（設計基準拡張）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 <math>S_d</math> に2分の1を乗じたものを用いる。</p> <p>(b) 地震応答解析 イ. 動的解析法 （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、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スペクトルの策定は、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。</p> <p>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、地盤の剛性等を考慮して定める。</p> <p>設計用地盤定数は、原則として、弾性波試験によるものを用いる。</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ひずみレベルを考慮して定める。</p> <p>基準地震動 <math>S_s</math> 及び弾性設計用地震動 <math>S_d</math> 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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<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、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、適切な規格及び基準又は試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質点系モデル、有限要素モデル等に置換し、設計用床応</p>	<p>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故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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。</p> <p>また、材料の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として考慮すべき要因を選定したうえで、選定された要因を考慮した動的解析により設計用地震力を設定する。</p> <p>建物・構築物の動的解析において、地震時の地盤の有効応力の変化に応じた影響を考慮する場合は、有効応力解析を実施する。</p> <p>有効応力解析に用いる液状化強度特性は、敷地の原地盤における代表性及び網羅性を踏まえたうえで実施した液状化強度試験結果よりも保守的な簡易設定法を用いて設定する。</p> <p>原子炉建物については、3次元FEM解析等から、建物・構築物の3次元応答性状及びそれによる機器・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、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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、等価線形又は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、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、適切な規格及び基準又は試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質点系モデル、有限要素モデル等</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>答スペクトル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。</p> <p>配管系の解析に当たっては、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答スペクトル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。</p> <p>スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答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し、スペクトルモーダル解析法には地盤物性等のばらつきを考慮した設計用床応答スペクトルを用いる。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、衝突・すべり等の非線形現象を模擬する観点又は既往研究の知見を取り入れ実機の挙動を模擬する観点で、建物・構築物の剛性、地盤物性等のばらつきへの配慮をしつつ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、設備の3次元的な広がりや踏まえ、適切に応答を評価できるモデルを用いる。</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構造強度評価に用いる地震力を算定する。</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、試験等で妥当性を確認した値も用いる。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>(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>なお、自然現象に関する組合せは、「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」に従う。</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.の状態を考慮する。</p> <p>イ. 運転時の状態</p>	<p>に置換し、設計用床応答スペクトル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。</p> <p>配管系の解析に当たっては、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答スペクトル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。</p> <p>スペクトルモーダル解析法及び時刻歴応答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し、スペクトルモーダル解析法には地盤物性等のばらつきを考慮した設計用床応答スペクトルを用いる。</p> <p>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、衝突・すべり等の非線形現象を模擬する観点又は既往研究の知見を取り入れ実機の挙動を模擬する観点で、建物・構築物の剛性、地盤物性等のばらつきへの配慮をしつつ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、設備の3次元的な広がりや踏まえ、適切に応答を評価できるモデルを用い、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構造強度評価に用いる地震力を算定する。</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、試験等で妥当性を確認した値も用いる。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。また、地盤と屋外重要土木構造物の連成系地震応答解析モデルの減衰定数については、地中構造物としての特徴及び同モデルの振動特性を考慮して適切に設定する。</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>なお、自然現象に関する組合せは、「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」に従う。</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>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>発電用原子炉施設が運転状態にあり，通常の自然条件下におかれている状態 ただし，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（風，積雪）</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，燃料取替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（風，積雪）</p> <p>b. 荷重の種類 (a) 建物・構築物 設計基準対象施設については以下のイ．～ニ．の荷重とする。</p>	<p>発電用原子炉施設が運転状態にあり，通常の自然条件下におかれている状態</p> <p>ただし，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（風，積雪）</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がある事故又は重大事故時の状態で，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，燃料取替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（風，積雪）</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がある事故又は重大事故時の状態で，重大事故等対処施設の機能を必要とする状態</p> <p>b. 荷重の種類 (a) 建物・構築物 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>	

変更前	変更後	記載しない理由
<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, 水圧及び通常的气象条件による荷重</p> <p>ロ.</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</p> <p>ただし, 運転時の状態及び設計基準事故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</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, 以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 建物・構築物</p> <p>イ. 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運転時(通常運転時又は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S<sub>d</sub>による地震力又は静的地震力とを組み合わせる。*</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, 水圧及び通常的气象条件による荷重</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</p> <p>ホ. 重大事故等時の状態で施設に作用する荷重</p> <p>ただし, 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</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」で設定している風及び積雪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, 常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの)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(通常運転時又は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S<sub>d</sub>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, 常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの)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</p>	



変更前	変更後	記載しない理由
<p data-bbox="281 1654 1291 1732">ホ. Bクラス及びC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とを組み合わせる。</p> <p data-bbox="281 1927 1291 1957">注記*：原子炉格納容器バウンダリを構成する施設については、異常時圧力の最大値と</p>	<p data-bbox="1498 262 2353 430">のある事象によって作用する荷重と地震力とを組み合わせる。 重大事故等による荷重は設計基準対象施設の耐震設計の考え方及び確率論的な考察を踏まえ、地震によって引き起こされるおそれのない事象による荷重として扱う。</p> <p data-bbox="1469 445 2353 793">ニ. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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ない事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力（基準地震動S<sub>s</sub>又は弾性設計用地震動S<sub>d</sub>による地震力）と組み合わせる。 この組合せについては、事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に勘案のうえ設定する。なお、継続時間については対策の成立性も考慮したうえで設定する。 以上を踏まえ、原子炉格納容器バウンダリを構成する施設（原子炉格納容器内の圧力、温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、一旦事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動S<sub>d</sub>による地震力とを組み合わせ、その状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動S<sub>s</sub>による地震力を組み合わせる。 なお、格納容器破損モードの評価シナリオのうち、原子炉圧力容器が破損する評価シナリオについては、重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しない想定として評価しており、本来は機能を期待できる高圧原子炉代替注水系又は低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能であることから基準地震動S<sub>s</sub>及び弾性設計用地震動S<sub>d</sub>による地震力と組み合わせる荷重の設定において考慮しない。 また、その他の施設については、一旦事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と基準地震動S<sub>s</sub>による地震力とを組み合わせる。</p> <p data-bbox="1469 1654 2353 1915">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又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）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とを組み合わせる。</p> <p data-bbox="1469 1927 2353 1957">注記*：原子炉格納容器バウンダリを構成する施設については、異常時圧力</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>弾性設計用地震動 S<sub>d</sub> による地震力とを組み合わせる。</p> <p>(b) 機器・配管系</p> <p>イ. Sクラスの機器・配管系については、通常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って施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</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、一旦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年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>の最大値と弾性設計用地震動 S<sub>d</sub> による地震力とを組み合わせる。</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、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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って施設に作用す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、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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って施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。</p> <p>重大事故等による荷重は設計基準対象施設の耐震設計の考え方及び確率論的な考察を踏まえ、地震によって引き起こされるおそれのない事象による荷重として扱う。</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、一旦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年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、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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年超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力（基準地震動 S<sub>s</sub> 又は弾性設計用地震動 S<sub>d</sub> による地震力）と組み合わせる。この組合せについては、事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に勘案のうえ設定する。なお、継続時間については対策の成立性も考慮したうえで設定する。</p> <p>以上を踏まえ、重大事故等時の状態で作用する荷重と地震力（基準地震動 S<sub>s</sub> 又は弾性設計用地震動 S<sub>d</sub> による地震力）との組合せについて</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>へ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重及び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と、動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p>	<p>は、以下を基本方針とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備については、一旦事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動 S<sub>d</sub> による地震力とを組み合わせ、その状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 S<sub>s</sub> による地震力を組み合わせる。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（原子炉格納容器内の圧力、温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については、一旦事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動 S<sub>d</sub> による地震力とを組み合わせ、その状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動 S<sub>s</sub> による地震力を組み合わせる。なお、格納容器破損モードの評価シナリオのうち、原子炉圧力容器が破損する評価シナリオについては、重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しない想定として評価しており、本来は機能を期待できる高圧原子炉代替注水系又は低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能であることから基準地震動 S<sub>s</sub> 及び弾性設計用地震動 S<sub>d</sub> による地震力と組み合わせる荷重の設定において考慮しない。</p> <p>その他の施設については、一旦事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重と基準地震動 S<sub>s</sub> による地震力とを組み合わせる。</p> <p>へ. 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又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）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施設に作用する荷重及び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と、動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。</p> <p>ト. 炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能の確認においては、通常運転時の状態で燃料被覆管に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化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って燃料被覆管に作用する荷重と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これらが設置された建物・構築物</p> <p>イ. 津波防護施設並びに津波防護施設、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 S<sub>s</sub> による地震力とを組み合わせる。</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と基準地震動 S<sub>s</sub> による地震力と</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<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</p> <p>イ. Sクラスの建物・構築物</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動S<sub>d</sub>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>ただし、原子炉冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器バウンダリにおける長期的荷重との組合せを除く。）に対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(ロ) 基準地震動S<sub>s</sub>による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、終局耐力に対し妥当な安全余裕を持たせることとする（評価項目はせん断ひずみ、応力等）。</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増大していくとき、その変形又はひずみ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>を組み合わせる。浸水防止設備のうち隔離弁、ポンプ及び配管については、通常運転時の状態で施設に作用する荷重並びに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って施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。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ない事象であっても、一旦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年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>上記イ.及びロ.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S<sub>s</sub>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</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動S<sub>d</sub>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>ただし、原子炉冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器バウンダリにおける長期的荷重との組合せを除く。）に対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(ロ) 基準地震動S<sub>s</sub>による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、終局耐力に対し妥当な安全余裕を持たせることとする（評価項目はせん断ひずみ、応力等）。</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増大していくとき、その変形又はひずみ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. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がS</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>ハ. Bクラス及びCクラスの建物・構築物（ト.及びリ.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>ニ. 耐震重要度分類の異なる施設を支持する建物・構築物（ヘ.及びト.に記載のものを除く。）</p> <p>上記イ.(ロ)を適用するほか、耐震重要度分類の異なる施設を支持する建物・構築物が、変形等に対して、その支持機能を損なわないものとする。</p> <p>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>ホ. 建物・構築物の保有水平耐力（ト.及びリ.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に応じた安全余裕を有しているものとする。</p> <p>ヘ. 気密性、止水性、遮蔽性、通水機能、貯水機能を考慮する施設</p> <p>構造強度の確保に加えて気密性、止水性、遮蔽性、通水機能、貯水機能が必要な建物・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>ト. 屋外重要土木構造物</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S<sub>s</sub>による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>構造部材のうち、鉄筋コンクリート曲げについては、限界層間変形角、限界ひずみ、降伏曲げモーメント、曲げ耐力又は許容応力度等、面外せん断については</p>	<p>クラスのもの)が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物(チ.に記載のものを除く。)</p> <p>上記イ.(ロ)による許容限界とする。</p> <p>ただし、原子炉格納容器バウンダリを構成する施設の設計基準事故時の状態における長期的荷重と弾性設計用地震動S<sub>d</sub>による地震力との組合せに対する許容限界は上記イ.(イ)による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>ハ. 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又は常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの)が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物(ト.及びリ.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>ニ. 耐震重要度分類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持する建物・構築物(ト.,チ.及びリ.に記載のものを除く。)</p> <p>上記イ.(ロ)を適用するほか、耐震重要度分類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持する建物・構築物が、変形等に対して、その支持機能を損なわないものとする。</p> <p>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>ホ. 建物・構築物の保有水平耐力(ト.,チ.及びリ.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事故対処設備が属する耐震重要度分類をSクラスとする。</p> <p>ヘ. 気密性、止水性、遮蔽性、通水機能、貯水機能を考慮する施設</p> <p>構造強度の確保に加えて気密性、止水性、遮蔽性、通水機能、貯水機能が必要な建物・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>ト. 屋外重要土木構造物</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S<sub>s</sub>による地震力との組合せに対する許容限界</p> <p>構造部材のうち、鉄筋コンクリート曲げについては、限界層間変形</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>せん断耐力又は許容応力度、面内せん断については限界せん断ひずみを許容限界とする。構造部材のうち、鋼材の曲げについては降伏曲げモーメント又は許容応力度、せん断については許容応力度を許容限界とする。なお、限界層間変形角、限界ひずみ、降伏曲げモーメント、曲げ耐力、限界せん断ひずみ及びせん断耐力に対し妥当な安全余裕を持たせることとし、それぞれの安全余裕については、各施設の機能要求等を踏まえ設定する。</p> <p>リ. その他の土木構造物</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>(b) 機器・配管系</p> <p>イ. Sクラスの機器・配管系</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動S<sub>d</sub>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とどまるものとする（評価項目は応力等）。ただし、原子炉冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器バウンダリ及び非常用炉心冷却設備等における長期的荷重との組合せを除く。）に対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(ロ) 基準地震動S<sub>s</sub>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、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。</p> <p>また、地震時又は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、基準地震動S<sub>s</sub>による応答に対して、試験等により確認されている機能確認済加速度等を許容限界とする。</p>	<p>角、限界ひずみ、降伏曲げモーメント、曲げ耐力又は許容応力度等、面外せん断についてはせん断耐力又は許容応力度、面内せん断については限界せん断ひずみを許容限界とする。構造部材のうち、鋼材の曲げについては降伏曲げモーメント又は許容応力度、せん断については許容応力度を許容限界とする。なお、限界層間変形角、限界ひずみ、降伏曲げモーメント、曲げ耐力、限界せん断ひずみ及びせん断耐力に対し妥当な安全余裕を持たせることとし、それぞれの安全余裕については、各施設の機能要求等を踏まえ設定する。</p> <p>チ. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物</p> <p>上記ト.(ロ)による許容限界とする。</p> <p>リ. 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又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）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>(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</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動S<sub>d</sub>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とどまるものとする（評価項目は応力等）。ただし、原子炉冷却材喪失事故時に作用する荷重との組合せ（原子炉格納容器バウンダリ及び非常用炉心冷却設備等における長期的荷重との組合せを除く。）に対しては、下記(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>(ロ) 基準地震動S<sub>s</sub>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、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。</p> <p>また、地震時又は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、基準地震動S<sub>s</sub>による応答に対して、試験等により確認されている機能確認済加速度等を許容限界とする。</p> <p>ロ. 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>ハ. Bクラス及びCクラスの機器・配管系</p> <p>応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるものとする（評価項目は応力等）。</p> <p>ニ. チャンネルボックス</p> <p>チャンネルボックスは、地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の原子炉冷却材流路を維持できること及び過大な変形や破損を生ずることにより制御棒の挿入が阻害されないものとする。</p> <p>ホ. 主蒸気逃がし安全弁排気管及び主蒸気系（原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁より主蒸気止め弁まで）</p> <p>主蒸気逃がし安全弁排気管は基準地震動<math>S_s</math>に対して、主蒸気系（原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁より主蒸気止め弁まで）は弾性設計用地震動<math>S_d</math>に対してイ.(ロ)に示す許容限界を適用する。</p>	<p>イ.(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>ただし、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備及び非常用炉心冷却設備等の弾性設計用地震動<math>S_d</math>と設計基準事故時の状態における長期的荷重との組合せに対する許容限界は、イ.(イ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>ハ. 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又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）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とどまるものとする（評価項目は応力等）。</p> <p>ニ. チャンネルボックス</p> <p>チャンネルボックスは、地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の原子炉冷却材流路を維持できること及び過大な変形や破損を生ずることにより制御棒の挿入が阻害されないものとする。</p> <p>ホ. 主蒸気逃がし安全弁排気管及び主蒸気系（原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁より主蒸気止め弁まで）</p> <p>主蒸気逃がし安全弁排気管は基準地震動<math>S_s</math>に対して、主蒸気系（原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁より主蒸気止め弁まで）は弾性設計用地震動<math>S_d</math>に対してイ.(ロ)に示す許容限界を適用する。</p> <p>ヘ. 燃料被覆管</p> <p>炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能についての許容限界は、以下のとおりとする。</p> <p>(イ) 弾性設計用地震動<math>S_d</math>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とどまるものとする。</p> <p>(ロ) 基準地震動<math>S_s</math>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、その量が小さなレベルにとど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これらが設置された建物・構築物</p> <p>津波防護施設並びに津波防護施設、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<math>S_s</math>による地震力に対して、当該施設及び建物・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）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、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（評価項目はせん断ひずみ、応力等）。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1478 268 2353 527">浸水防止設備及び津波監視設備については、基準地震動<math>S_s</math>による地震力に対して、その設備に要求される機能（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。さらに、浸水防止設備のうち隔離弁、ポンプ及び配管については、弾性設計用地震動<math>S_d</math>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とどまる範囲で耐えられることを確認する。</p> <p data-bbox="1389 537 1715 569">(5) 設計における留意事項</p> <p data-bbox="1427 579 1605 611">a. 波及的影響</p> <p data-bbox="1457 621 2353 842">耐震重要施設及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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 data-bbox="1457 852 2353 1104">波及的影響については、上位クラス施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用して評価を行う。なお、地震動又は地震力の選定に当たっては、施設の配置状況、使用時間等を踏まえて適切に設定する。また、波及的影響においては水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用する場合に影響を及ぼす可能性のある施設、設備を選定し評価する。この設計における評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討を行う。</p> <p data-bbox="1457 1115 2353 1188">ここで、下位クラス施設とは、上位クラス施設の周辺にある上位クラス施設以外の施設（資機材等含む。）をいう。</p> <p data-bbox="1457 1199 2353 1283">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 data-bbox="1457 1293 2353 1598">上位クラス施設に対する波及的影響については、以下に示す(a)～(d)の4つの事項から検討を行う。設計に当たっては、施設の配置、構成等の特徴を考慮することとし、下位クラス施設と上位クラス施設が物理的に分離されず設置される等、上位クラス施設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への影響の確認において配慮を要する場合は、その特徴に留意して設計を行う。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には、これを追加する。</p> <p data-bbox="1457 1608 2353 1955">常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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)～(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、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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>	



変更前	変更後	記載しない理由
	<p>(a) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する不等沈下又は相対変位による影響</p> <p>イ. 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>ロ. 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対して、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対して、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) 建物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対して、建物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) 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、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>b. 主要施設への地下水の影響 防波壁の設置及び地盤改良を実施したことにより山から海に向かう地下水の流れが遮断され敷地内の地下水位が上昇するおそれがあることを踏まえ、建設時から地下水位低下設備を設置していた原子炉建物等の建物・構築物に作用する揚圧力の低減を目的とし、地下水位を一定の範囲に保持するための地下水位低下設備（浸水防護施設の設備と兼用）を新設する。地下水位低下設備は、揚水井戸（個数 1）及び多重化した揚水系統（揚水ポンプ（容量 216m<sup>3</sup>/h/個、揚程 35m、原動機出力 37kW、個数 2/系統）、水位計（個数 1/系統、計測範囲 EL-21.6m～EL-11.6m）、配管等）で構成する。</p> <p>耐震評価において、地下水位の影響を受ける施設のうち、原子炉建物等の建設時の設計において地下水位低下設備の機能を考慮している建物・構築物については、地下水位低下設備の機能を考慮した設計地下水位を設定し水圧による影響を考慮する。</p> <p>なお、地下水位低下設備の機能に期待しない屋外重要土木構造物等については、自然水位より保守的に高く設定した水位又は地表面に設計地下水位を設定し水圧による影響を考慮する。</p> <p>地下水位低下設備は、基準地震動 S<sub>s</sub> による地震力に対して、必要な機能</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>2.2 津波による損傷の防止 原子炉冷却系統施設の津波による損傷の防止の基本設計方針については、浸水防護施設の基本設計方針に基づく設計とする。</p> <p>2.3 外部からの衝撃による損傷の防止 設計基準対象施設は、発電所敷地で想定される風（台風）、凍結、積雪及び地滑りの自然現象（地震及び津波を除く。）又はその組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件においてその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他、供用中における運転管理等の運用上の適切な措置を講じる。</p>	<p>が保持できる設計とするとともに、非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、地下水位低下設備の揚水システム1系統が機能喪失した場合や点検により運用が出来ない場合に備え、復旧用可搬ポンプを配備する。</p> <p>(6) 緊急時対策所 緊急時対策所については、基準地震動S<sub>s</sub>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ように設計する。 緊急時対策所については、耐震構造とし、基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対して、遮蔽性能を確保する。また、緊急時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所の換気設備の性能とあいまって十分な気密性を確保する。 なお、地震力の算定方法及び荷重の組合せと許容限界については、「(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 耐震重要施設については、基準地震動S<sub>s</sub>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。 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの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S<sub>s</sub>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>2.2 津波による損傷の防止 原子炉冷却系統施設の津波による損傷の防止の基本設計方針については、浸水防護施設の基本設計方針に基づく設計とする。</p> <p>2.3 外部からの衝撃による損傷の防止 設計基準対象施設は、外部からの衝撃のうち自然現象による損傷の防止において、発電所敷地で想定される風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象の自然現象（地震及び津波を除く。）又は地震及び津波を含む自然現象の組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他、供用中における運転管理等の運用上の適切な措置を講じる。 地震及び津波を含む自然現象の組合せについて、火山については積雪と風（台風）、基準地震動S<sub>s</sub>については積雪又は地滑り・土石流、基準津波については弾性設計用地震動S<sub>d-D</sub>と積雪の荷重を、施設の形状及び配置に応じて考慮する。 地震、津波、地滑り・土石流と風（台風）の組合せについても、風荷重の影響が</p>	<p>記載しない理由</p> <p>本記載は概要であるため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>設計基準対象施設は、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）に対してその安全性が損なわれないよう、防護措置その他、対象とする発生源から一定の距離を置くことによる適切な措置を講じる。</p> <p>想定される人為事象のうち、航空機の墜落については、防護設計の要否を判断する基準を超えないことを評価して設置（変更）許可を受けている。工事計画認可申請時に、設置（変更）許可申請時から、防護設計の要否を判断する基準を超えるような航空路の変更がないことを確認していることから、設計基準対象施設に対して防護措置その他の適切な措置を講じる必要はない。</p>	<p>大きいと考えられるような構造や形状の施設については、組合せを考慮する。</p> <p>組み合わせる積雪深の大きさは、発電所に最も近い気象官署である松江地方気象台で観測された観測史上1位の月最深積雪である100cmとし、風速の大きさは「建築基準法」を準用して基準風速30m/sとする。</p> <p>組み合わせる積雪深については、「建築基準法」に定められた平均的な積雪荷重を与えるための係数0.35を考慮する。</p> <p>設計基準対象施設は、外部からの衝撃のうち人為による損傷の防止において、発電所敷地又はその周辺において想定される火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落による火災）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害により発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）に対してその安全性が損なわれないよう、防護措置又は対象とする発生源から一定の距離を置くことによる適切な措置を講じる。</p> <p>想定される人為事象のうち、航空機の墜落については、防護設計の要否を判断する基準を超えないことを評価して設置（変更）許可を受けている。工事計画認可申請時に、設置（変更）許可申請時から、防護設計の要否を判断する基準を超えるような航空路の変更がないことを確認していることから、設計基準対象施設に対して防護措置その他の適切な措置を講じる必要はない。</p> <p>なお、定期的に航空路の変更状況を確認し、防護措置の要否を判断することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>航空機の墜落及び爆発以外に起因する飛来物については、発電所周辺の社会環境からみて、発生源が設計基準対象施設から一定の距離が確保されており、設計基準対象施設が安全性を損なうおそれがないため、防護措置その他の適切な措置を講じる必要はない。</p> <p>また、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に対する防護措置には、設計基準対象施設が安全性を損なわないために必要な設計基準対象施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。</p> <p>重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止において、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に対して、「5.1.2 多様性、位置的分散等」及び「5.1.5 環境条件等」の基本設計方針に基づき、必要な機能が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じる。</p> <p>設計基準対象施設又は重大事故等対処設備に対して講じる防護措置として設置する施設は、その設置状況並びに防護する施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の設備分類に応じた地震力に対し構造強度を確保し、外部からの衝撃を考慮した設計とする。</p> <p>2.3.1 外部からの衝撃より防護すべき施設</p> <p>設計基準対象施設が外部からの衝撃によりその安全性を損なうことがないよ</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>2.3.2 設計基準事故時に生じる荷重の組合せ</p> <p>科学的技術的知見を踏まえ、安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、特に自然現象（地震及び津波を除く。）の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器は、建物内に設置すること等により、当該施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象（地震及び津波を除く。）により作用する衝撃が設計基準事故時に生じる荷重と重なり合わない設計とする。</p>	<p>う、外部からの衝撃より防護すべき施設は、設計基準対象施設のうち、「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」で規定されている安全重要度分類のクラス1、クラス2及び安全評価上その機能に期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器とする。そのうえで、安全重要度分類のクラス1、クラス2及び安全評価上その機能に期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器に加え、それらを内包する建物を外部事象から防護する対象（以下「外部事象防護対象施設」という。）とする。</p> <p>また、外部事象防護対象施設の防護設計については、外部からの衝撃により外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼすおそれのある外部事象防護対象施設以外の施設についても考慮する。</p> <p>さらに、重大事故等対処設備についても、重大事故防止設備が、設計基準事故対処設備並びに燃料プールの冷却設備及び注水設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と同時に必要な機能が損なわれることがないよう、外部からの衝撃より防護すべき施設に含める。</p> <p>上記以外の設計基準対象施設については、外部からの衝撃に対して機能を維持すること若しくは損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより、その安全性を損なわない設計とする。</p> <p>2.3.2 設計基準事故時及び重大事故等時に生じる荷重との組合せ</p> <p>科学的技術的知見を踏まえ、外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち、特に自然現象（地震及び津波を除く。）の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器は、建物内に設置すること、又は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こと等により、当該施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象（地震及び津波を除く。）により作用する衝撃が設計基準事故時及び重大事故等時に生じる荷重と重なり合わない設計とする。</p> <p>具体的には、建物内に設置される外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備については、建物によって自然現象（地震及び津波を除く。）の影響を防止すること又は斜面からの離隔距離を確保し地滑り・土石流のおそれがない位置に設置することにより、設計基準事故又は重大事故等が発生した場合でも、自然現象（地震及び津波を除く。）による影響を受けない設計とする。</p> <p>屋外に設置されている外部事象防護対象施設については、設計基準事故が発生した場合でも、機器の運転圧力や温度等が変わらないため、設計基準事故時荷重が発生するものではなく、自然現象（地震及び津波を除く。）による衝撃と重なることはない。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>2.3.3 設計方針</p> <p>以下に自然現象（地震及び津波を除く。）に係る設計方針を示す。</p> <p>(1) 自然現象</p>	<p>屋外に設置される重大事故等対処設備について、竜巻に対しては位置的分散を考慮した配置とするなど、重大事故等が発生した場合でも、重大事故等時の荷重と自然現象（地震及び津波を除く。）による衝撃を同時に考慮する必要のない設計とする。</p> <p>したがって、自然現象（地震及び津波を除く。）による衝撃と設計基準事故又は重大事故等時の荷重は重なることのない設計とする。</p> <p>2.3.3 設計方針</p> <p>外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備は、以下の自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象に係る設計方針に基づき設計する。</p> <p>人為事象のうち火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落による火災）及び有毒ガスの設計方針については「(2)a. 外部火災」の設計方針に基づき設計する。</p> <p>なお、危険物を搭載した車両については、燃料輸送車両の火災・爆発として近隣工場等の火災・爆発及び有毒ガスの中で取り扱う。</p> <p>(1) 自然現象</p> <p>a. 竜巻</p> <p>外部事象防護対象施設は竜巻防護に係る設計時に、設置（変更）許可を受けた最大風速 92m/s の竜巻（以下「設計竜巻」という。）が発生した場合について竜巻より防護すべき施設に作用する荷重を設定し、外部事象防護対象施設が安全機能を損なわないよう、それぞれの施設の設置状況等を考慮して影響評価を実施し、外部事象防護対象施設が安全機能を損なうおそれがある場合は、影響に応じた防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>また、重大事故等対処設備は、建物等内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>さらに、外部事象防護対象施設に機械的・機能的な波及的影響を及ぼす可能性がある施設の影響及び竜巻の随伴事象による影響について考慮した設計とする。</p> <p>なお、定期的に新知見の確認を行い、新知見が得られた場合に評価を行うことを保安規定に定めて管理する。</p> <p>(a) 影響評価における荷重の設定</p> <p>構造強度評価においては、風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重並びに竜巻以外の荷重を適切に組み合わせた設計荷重を設定する。</p> <p>風圧力による荷重及び気圧差による荷重としては、設計竜巻の特性値に基づいて設定する。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>飛来物の衝撃荷重としては、設置（変更）許可を受けた設計飛来物である鋼製材（長さ 4.2 m×幅 0.3 m×高さ 0.2 m、質量 135 kg、飛来時の水平速度 51 m/s、飛来時の鉛直速度 34 m/s）よりも運動エネルギー又は貫通力が大きな重大事故等対処設備、資機材等は設置場所及び障害物の有無を考慮し、固縛、固定又は外部事象防護対象施設からの離隔を実施すること、並びに車両については構内管理及び退避を実施することにより飛来物とならない措置を講じることから、設計飛来物が衝突する場合の荷重を設定することを基本とする。</p> <p>さらに、設計飛来物に加えて、竜巻の影響を考慮する施設の設置状況その他環境状況を考慮し、評価に用いる飛来物の衝突による荷重を設定する。</p> <p>なお、飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設計飛来物である鋼製材よりも大きな重大事故等対処設備、資機材等については、その保管場所、設置場所及び障害物の有無を考慮し、外部事象防護対象施設及び飛来物の衝突により外部事象防護対象施設の安全機能を損なわないよう防護措置として設置する施設（以下「竜巻防護対策設備」という。）に衝突し、外部事象防護対象施設の機能に影響を及ぼす可能性がある場合には、固縛、固定又は外部事象防護対象施設からの離隔によって浮き上がり又は横滑りにより外部事象防護対象施設の機能に影響を及ぼすような飛来物とならない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備、資機材等の固縛、固定又は外部事象防護対象施設からの離隔を実施すること、並びに車両については構内管理及び退避を実施することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>(b) 竜巻に対する影響評価及び竜巻防護対策</p> <p>屋外の外部事象防護対象施設（建物等を除く。）は、安全機能を損なわないよう、設計荷重に対して外部事象防護対象施設の構造強度評価を実施し、要求される機能を維持する設計とすることを基本とする。</p> <p>外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備を内包する施設については、設計荷重に対する構造強度評価を実施し、内包する外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備の機能を損なわないよう、飛来物が、内包する外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備に衝突することを防止可能な設計とすることを基本とする。</p> <p>飛来物が、内包する外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備に衝突し、その機能を損なうおそれがある場合には、防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>屋内の外部事象防護対象施設については、設計荷重に対して安全機能を損なわないよう、外部事象防護対象施設を内包する施設により防護する設計とすることを基本とし、外気と繋がっている屋内の外部事象防護対象施設及び建物等による飛来物の防護が期待できない屋内の外部事象防護対象</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>施設は、加わるおそれがある設計荷重に対して外部事象防護対象施設の構造強度評価を実施し、安全機能を損なわないよう、要求される機能を維持する設計とすることを基本とする。</p> <p>外部事象防護対象施設の安全機能を損なうおそれがある場合には、防護措置その他の適切な措置を講じる設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備は、竜巻による風圧力による荷重に対し、設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を考慮した配置とすることにより、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮する設計とする。</p> <p>また、飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設計飛来物よりも大きな屋外の重大事故等対処設備は、その保管場所及び設置場所を考慮し、外部事象防護対象施設及び竜巻防護対策設備に衝突し、外部事象防護対象施設の機能に影響を及ぼす可能性がある場合には、浮き上がり又は横滑りを拘束することにより、飛来物とならない設計とする。</p> <p>ただし、浮き上がり又は横滑りを拘束する車両等の重大事故等対処設備のうち、地震時の移動等を考慮して地震後の機能を維持する設備は、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう、たるみを有する固縛で拘束する。</p> <p>屋内の重大事故等対処設備は、竜巻による風圧力による荷重に対し、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう、重大事故等対処設備を内包する施設により防護する設計とすることを基本とする。</p> <p>防護措置として設置する竜巻防護対策設備としては、竜巻防護ネット（硬鋼線材（線径φ4mm、網目寸法40mm）、鋼製枠及び架構により構成）、竜巻防護鋼板（炭素鋼（板厚20mm以上）及び架構又は特殊鋼板（板厚□mm以上）及び架構により構成）及び鋼製扉（炭素鋼（板厚24mm以上））を設置し、内包する外部事象防護対象施設の機能を損なわないよう、外部事象防護対象施設の機能喪失に至る可能性のある飛来物が外部事象防護対象施設に衝突することを防止する設計とする。</p> <p>竜巻防護対策設備は、地震時において外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>また、外部事象防護対象施設は、設計荷重により、機械的・機能的な波及的影響及び竜巻の随伴事象による影響により機能を損なわない設計とする。</p> <p>外部事象防護対象施設に対して、重大事故等対処設備を含めて機械的影響を及ぼす可能性がある施設は、設計荷重に対し、当該施設の倒壊、損壊等により外部事象防護対象施設に損傷を与えない設計とする。</p> <p>当該施設が機能喪失に陥った場合に外部事象防護対象施設も機能喪失さ</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>せる機能的影響を及ぼす可能性がある施設は、設計荷重に対し、必要な機能を維持する設計とすることを基本とする。</p> <p>竜巻随件事象を考慮する施設は、過去の竜巻被害の状況及び発電所における施設の配置から竜巻の随件事象として想定される火災、溢水及び外部電源喪失による影響を考慮し、竜巻の随件事象に対する影響評価を実施し、外部事象防護対象施設に竜巻による随件事象の影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>竜巻随伴による火災に対しては、火災による損傷の防止における想定に包絡される設計とする。</p> <p>また、竜巻随伴による溢水に対しては、溢水による損傷の防止における溢水量の想定に包絡される設計とする。</p> <p>さらに、竜巻随伴による外部電源喪失に対しては、非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備ディーゼル機関による電源供給が可能な設計とする。</p> <p>b. 火山</p> <p>外部事象防護対象施設は、発電所の運用期間中において発電所の安全機能に影響を及ぼし得る火山事象として設置（変更）許可を受けた降下火砕物の特性を設定し、その降下火砕物が発生した場合においても、外部事象防護対象施設が安全機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、建物内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>なお、定期的に新知見の確認を行い、新知見が得られた場合に評価することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>(a) 防護設計における降下火砕物の特性の設定</p> <p>設計に用いる降下火砕物は、設置（変更）許可を受けた層厚 56cm、粒径 4.0mm 以下、密度 0.7g/cm<sup>3</sup>（乾燥状態）～1.5g/cm<sup>3</sup>（湿潤状態）と設定する。</p> <p>(b) 降下火砕物に対する防護対策</p> <p>降下火砕物の影響を考慮する施設は、降下火砕物による「直接的影響」及び「間接的影響」に対して、以下の適切な防護措置を講じることで必要な機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>イ. 直接的影響に対する設計方針</p> <p>(イ) 構造物への荷重</p> <p>外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち、屋外に設置している施設並びに防護措置として設置する火山防護対策設備については、降下火砕物が堆積しやすい構造を有する場合には荷重による影響を考慮する。</p>	



変更前	変更後	記載しない理由
	<p>これらの施設については、降下火砕物を除去することにより、降下火砕物による荷重並びに火山と組み合わせる積雪及び風（台風）の荷重を短期的な荷重として考慮し、機能を損なうおそれがないよう構造健全性を維持する設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物が長期的に堆積しないよう、当該施設に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>屋内の重大事故等対処設備については、降下火砕物による短期的な荷重により機能を損なわないように、降下火砕物による組合せを考慮した荷重に対し安全裕度を有する建物内に設置する設計とする。</p> <p>屋外の重大事故等対処設備については、降下火砕物による荷重により機能を損なわないように、降下火砕物を適宜除去することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等対処設備の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>なお、降下火砕物により必要な機能を損なうおそれがないよう、屋外の重大事故等対処設備に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>(ロ) 閉塞</p> <p>i. 水循環系の閉塞</p> <p>外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物の粒径に対し十分な大きさの流路を設けることにより、水循環系の狭隘部が閉塞しない設計とする。</p> <p>ii. 換気系、電気系及び計測制御系に対する機械的影響（閉塞）</p> <p>外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち、降下火砕物を含む空気の流路となる換気空調設備（中央制御室空調換気系、原子炉建物付棟空調換気系）については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、外気取入口にフィルタを設置することにより、フィルタメッシュより大きな降下火砕物が内部に侵入しにくい設計とし、さらに降下火砕物がフィルタに付着した場合でも取替え又は清掃が可能な構造とすることで、降下火砕物により閉塞しない設計とする。</p> <p>換気空調設備（中央制御室空調換気系、原子炉建物付棟空調換気系）以外の降下火砕物を含む空気の流路となる換気系、電気系及び計測制御系の施設についても、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物が侵入しにくい構造、又は降下火砕物が侵入した場合でも、降下火砕物により流路が閉塞しない設計と</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>する。</p> <p>なお、降下火砕物により閉塞しないよう給気隔離弁の閉止、換気空調設備の停止又は系統隔離運転モードとすること等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>(ハ) 摩耗</p> <p>i. 水循環系の内部における摩耗</p> <p>外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設の内部における摩耗については、主要な降下火砕物は砂と同等又は砂より硬度が低くもろいことから、摩耗による影響は小さいが、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、定期的な内部点検及び日常保守管理により、摩耗しにくい設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物により摩耗が進展しないよう、日常保守管理における点検及び必要に応じた補修の実施を保安規定に定めて管理する。</p> <p>ii. 換気系、電気系及び計測制御系に対する機械的影響（摩耗）</p> <p>外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち、降下火砕物を含む空気を取り込みかつ摺動部を有する換気系、電気系及び計測制御系の施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物が侵入しにくい構造とすること又は摩耗しにくい材料を使用することにより、摩耗しにくい設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物により摩耗が進展しないよう、給気隔離弁の閉止、換気空調設備の停止等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>(ニ) 腐食</p> <p>i. 建造物の化学的影響（腐食）</p> <p>外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち、屋外に設置している施設並びに防護措置として設置する火山防護対策設備については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物により長期的な腐食の影響が生じないよう、日常保守管理における点検及び補修の実施を保安規定に定めて管理する。</p> <p>屋内の重大事故等対処設備については、降下火砕物による短期的な腐食により機能を損なわないように、耐食性のある塗装を実施した建物内に設置する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>屋外の重大事故等対処設備については、降下火砕物を適宜除去することにより、降下火砕物による腐食に対して、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時に重大事故等対処設備の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>なお、降下火砕物により腐食の影響が生じないよう、屋外の重大事故等対処設備に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>ii. 水循環系の化学的影響（腐食）</p> <p>外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち、降下火砕物を含む海水の流路となる施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物により長期的な腐食の影響が生じないよう、日常保守管理における点検及び補修の実施を保安規定に定めて管理する。</p> <p>iii. 換気系、電気系及び計測制御系に対する化学的影響（腐食）</p> <p>外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち、降下火砕物を含む空気の流路となる施設については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、降下火砕物が侵入しにくい構造とすること、耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより、降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物により長期的な腐食の影響が生じないよう、日常保守管理における点検、補修の実施等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>(ホ) 発電所周辺の大気汚染</p> <p>外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち、中央制御室空調換気系については、降下火砕物に対し、機能を損なうおそれがないよう、バグフィルタを設置することにより、降下火砕物が中央制御室（1、2号機共用（以下同じ。））に侵入しにくい設計とする。</p> <p>また、中央制御室空調換気系については、給気隔離弁の閉止及び系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室内への降下火砕物の侵入を防止する。さらに外気取入遮断時において、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施し、室内の居住性を確保する設計とする。</p> <p>なお、降下火砕物による中央制御室の大気汚染を防止するよう系統隔離運転モードとすること等を保安規定に定めて管理する。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>c. 風（台風） 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，風荷重を建築基準法に基づき設定し，防護する設計とする。</p> <p>d. 凍結 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，凍結に対して，最低気温を考慮し，屋外機器で凍結のおそれのあるものは必要に応じて凍結防止対策を行う設計とする。</p>	<p>(へ) 絶縁低下 外部事象防護対象施設及び外部事象防護対象施設に影響を及ぼす可能性のある施設のうち，空気を取り込む機構を有する電気系及び計測制御系の盤の絶縁低下については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，計測制御系統施設（安全保護系盤），非常用電源設備（計装用無停電交流電源装置及びロードセンタ）の設置場所の換気空調設備にバグフィルタを設置することにより，降下火砕物が侵入しにくい設計とする。 なお，中央制御室空調換気系については，降下火砕物による安全保護系盤等の絶縁低下を防止するよう，給気隔離弁の閉止及び系統隔離運転モードとすること等を保安規定に定めて管理する。</p> <p>ロ. 間接的影響に対する設計方針 降下火砕物による間接的影響である長期（7日間）の外部電源喪失及び発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象に対し発電用原子炉及び燃料プールの安全性を損なわないようにするために，7日間の電源供給が継続できるよう，非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）の燃料を貯蔵するためのディーゼル燃料貯蔵タンク及び燃料を移送するためのディーゼル燃料移送ポンプ等を降下火砕物の影響を受けないよう設置する設計とする。</p> <p>c. 風（台風） 外部事象防護対象施設は，設計基準風速による風荷重に対して，機械的強度を有することにより，安全機能を損なわない設計とする。 重大事故等対処設備は，建物内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに，環境条件等を考慮することにより，設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>d. 凍結 外部事象防護対象施設は，設計基準温度による凍結に対して，屋内設備については換気空調設備により環境温度を維持し，屋外設備については保温等の凍結防止対策を必要に応じて行うことにより，安全機能を損なわない設計とする。 重大事故等対処設備は，建物内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに，環境条件等を考慮することにより，設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>e. 降水 外部事象防護対象施設は，設計基準降水量の降水による浸水に対して，設計基準降水量を上回る排水能力を有する構内排水路による海域への排水及び</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>f. 積雪 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，積雪荷重を建築基準法に基づき設定し，防護する設計とする。</p> <p>h. 地滑り 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，地滑りに対して，基礎地盤の改良等を行うことにより，防護する設計とする。</p>	<p>建物止水処置を行うとともに，設計基準降水量の降水による荷重に対して，排水口による海域への排水を行うことにより，安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は，建物内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに，環境条件等を考慮することにより，設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>f. 積雪 外部事象防護対象施設は，設計基準積雪量による積雪荷重に対して，機械的強度を有すること，また，換気空調設備の給・排気口を閉塞させないことにより，安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は，建物内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに，環境条件等を考慮すること，及び除雪を実施することにより，設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>なお，除雪を適宜実施することを保安規定に定めて管理する。</p> <p>g. 落雷 外部事象防護対象施設は，発電所の雷害防止対策として，原子炉建物等への避雷針の設置を行うとともに，設計基準電流値による雷サージに対して，接地網の敷設による接地抵抗の低減等及び安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計を行うことにより，安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は，建物内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに，必要に応じ避雷設備又は接地設備により防護することにより，設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>h. 地滑り・土石流 外部事象防護対象施設は，地滑り・土石流に対して，斜面からの離隔距離を確保し地滑り・土石流のおそれがない位置に設置することにより，安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は，斜面からの離隔距離を確保し地滑り・土石流のおそれがない位置に設置すること又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置することにより，設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>i. 生物学的事象 外部事象防護対象施設は，生物学的事象に対して，海生生物であるクラゲ等の発生を考慮して除じん機及び海水ストレーナを設置し，必要に応じて塵芥を除去すること，また，小動物の侵入に対して，屋内設備は建物止水処置</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>により、屋外設備は端子箱貫通部の閉止処置を行うことにより、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、生物学的事象に対して、小動物の侵入を防止し、海生生物に対して、予備を有することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>(2) 人為事象</p> <p>a. 外部火災</p> <p>想定される外部火災において、火災・爆発源を発電所敷地内及び敷地外に設定し外部事象防護対象施設に係る温度や距離を算出し、それらによる影響評価を行い、最も厳しい火災・爆発が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>外部事象防護対象施設は、防火帯の設置、離隔距離の確保、建物による防護によって、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、建物内への設置又は設計基準事故対処設備等及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置するとともに、防火帯により防護することにより、設計基準事故対処設備等の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。</p> <p>外部火災の影響については、定期的な評価の実施を保安規定に定めて管理する。</p> <p>(a) 防火帯幅の設定に対する設計方針</p> <p>人為事象として想定される森林火災については、森林火災シミュレーション解析コードを用いて求めた最大火線強度から設定し、設置（変更）許可を受けた防火帯（約21m）を敷地内に設ける設計とする。</p> <p>また、防火帯は延焼防止効果を損なわない設計とし、防火帯に可燃物を含む機器等を設置する場合は必要最小限とすることを保安規定に定めて管理する。</p> <p>(b) 発電所敷地内の火災源に対する設計方針</p> <p>火災源として、森林火災、発電所敷地内に設置する屋外の危険物タンク等の火災、航空機墜落による火災、敷地内の危険物タンクの火災と航空機墜落による火災が同時に発生した場合の重畳火災を想定し、火災源からの外部事象防護対象施設への熱影響を評価する。</p> <p>外部事象防護対象施設の評価条件を以下のように設定し、評価する。評価結果より火災源ごとに輻射強度、燃焼継続時間等を求め、外部事象防護対象施設を内包する建物（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度が許容温度（200℃）となる危険距離及び建物を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度（原子炉補機海水ポンプ（高圧炉心スプレイ補機海水ポンプを含む。）の冷却空気温度 55℃、排気筒の表面温度 325℃）となる危険距離を算出し、その危</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>危険距離を上回る離隔距離を確保する設計、又は建物表面温度及び建物を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度を算出し、その温度が許容温度を満足する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・森林火災については、発電所周辺の植生を確認し、作成した植生データ等をもとに求めた、設置（変更）許可を受けた防火帯の外縁（火炎側）における最大火線強度から算出される火炎輻射発散度（118kW/m<sup>2</sup>）による危険距離を求め評価する。</li> <li>・発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災については、貯蔵量等を勘案して火災源ごとに建物表面温度及び建物を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度を求め評価する。 また、燃料補充用のタンクローリ火災が発生した場合の影響については、燃料補充時は監視人が立会を実施することを保安規定に定めて管理し、万一の火災発生時は速やかに消火活動が可能とすることにより、外部事象防護対象施設に影響がない設計とする。</li> <li>・航空機墜落による火災については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成21・06・25 原院第1号（平成21年6月30日原子力安全・保安院一部改正））により落下確率が10<sup>-7</sup>（回/炉・年）となる面積及び離隔距離を算出し、外部事象防護対象施設への影響が最も厳しくなる地点で火災が起こることを想定し、建物表面温度及び建物を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度を求め評価する。</li> <li>・敷地内の危険物タンクの火災と航空機墜落による火災の重畳については、各々の火災の評価条件により算出した輻射強度、燃焼継続時間等により、外部事象防護対象施設の受熱面に対し、最も厳しい条件となる火災源と外部事象防護対象施設を選定し、建物表面温度及び建物を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度を求め評価する。</li> </ul> <p>(c) 発電所敷地外の火災・爆発源に対する設計方針</p> <p>発電所敷地外での火災・爆発源に対して、必要な離隔距離を確保することで、外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発電所敷地外10km以内の範囲において、火災・爆発により発電用原子炉施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設は存在しないため、火災・爆発による発電用原子炉施設への影響については考慮しない。</li> <li>・発電所敷地外半径10km以内の危険物貯蔵施設、燃料輸送車両及び漂流船舶の火災については、火災源ごとに外部事象防護対象施設を内包する建物（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度が許容温度となる危険距離及び建物を除く屋外の外部事象防護対象施設の温度が許容温度となる危険距離を</li> </ul>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>求め評価する。</p> <p>・発電所敷地外半径 10km 以内の燃料輸送車両の爆発については、爆発源ごとにガス爆発の爆風圧が 0.01MPa となる危険限界距離及びガス爆発による容器破裂時の破片の最大飛散距離を求め評価する。</p> <p>(d) 二次的影響（ばい煙）に対する設計方針</p> <p>屋外に開口しており空気の流路となる施設及び換気空調設備に対し、ばい煙の侵入を防止するため適切な防護対策を講じることで、外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>イ. 換気空調設備</p> <p>外部火災によるばい煙が発生した場合には、侵入を防止するためバグフィルタを設置する設計とする。</p> <p>なお、室内に滞在する人員の環境劣化を防止するために、ばい煙の侵入を防止するよう給気隔離弁及び排気隔離弁の閉止、系統隔離運転モードへの切替えの実施による外気の遮断及び空調ファンの停止による外気流入の抑制を保安規定に定めて管理する。</p> <p>ロ. 非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）</p> <p>非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）については、フィルタを設置することによりばい煙が容易に侵入しにくい設計とする。</p> <p>また、ばい煙が侵入したとしてもばい煙が流路に溜まりにくい構造とし、ばい煙により閉塞しない設計とする。</p> <p>ハ. 安全保護系</p> <p>外部事象防護対象施設のうち空調系統にて空調管理されており間接的に外気と接する安全保護系盤については、空調系統にバグフィルタを設置することによりばい煙が侵入しにくい設計とする。</p> <p>(e) 有毒ガスに対する設計方針</p> <p>外部火災起因を含む有毒ガスが発生した場合には、中央制御室内に滞在する人員の環境劣化を防止するために設置した給気隔離弁及び排気隔離弁の閉止、中央制御室内の空気を循環させる系統隔離運転モードへの切替えの実施及び必要に応じ中央制御室以外の空調ファンの停止により、有毒ガスの侵入を防止する設計とする。</p> <p>なお、有毒ガスの侵入を防止するよう、給気隔離弁及び排気隔離弁の閉止、系統隔離運転モードへの切替えの実施による外気の遮断及び空調ファンの停止による外気流入の抑制を保安規定に定めて管理する。</p> <p>主要道路、鉄道路線、一般航路及び石油コンビナート施設は離隔距離を確保することで事故等による火災に伴う発電所への有毒ガスの影響がない設計とする。</p>	



変更前	変更後	記載しない理由
	<p>b. 船舶の衝突</p> <p>外部事象防護対象施設は、航路からの離隔距離を確保すること、小型船舶が発電所近傍で漂流し、取水口側に到達した場合であっても、深層から取水することにより、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、航路からの離隔距離を確保すること、小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置することにより、船舶の衝突による取水性を損なうことのない設計とする。</p> <p>c. 電磁的障害</p> <p>外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備のうち電磁波に対する考慮が必要な機器は、電磁波によりその機能を損なうことがないよう、ラインフィルタや絶縁回路の設置、又は鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用等により、電磁波の侵入を防止する設計とする。</p> <p>d. 航空機の墜落</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は、建物内に保管するか、又は屋外において設計基準対象施設等と位置的分散を図り保管する。</p>	
<p>3. 火災</p> <p>3.1 火災による損傷の防止</p> <p>原子炉冷却系統施設の火災による損傷の防止の基本設計方針については、火災防護設備の基本設計方針に基づく設計とする。</p>	<p>3. 火災</p> <p>3.1 火災による損傷の防止</p> <p>原子炉冷却系統施設の火災による損傷の防止の基本設計方針については、火災防護設備の基本設計方針に基づく設計とする。</p>	<p>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>—</p>	<p>4. 溢水等</p> <p>4.1 溢水等による損傷の防止</p> <p>原子炉冷却系統施設の溢水等による損傷の防止の基本設計方針については、浸水防護施設の基本設計方針に基づく設計とする。</p>	<p>本記載は概要であるため、記載しない。</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</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>設計基準対象施設は、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>(2) 通常運転時に漏えいを許容する場合の措置</p> <p>設計基準対象施設は、通常運転時において、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管、ポンプ、弁その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合においては、系統外に漏えいさせることなく、各建物等に設けられた機器ドレン又は床ドレン等のサンプル又はタンクに収集し、液体廃棄物処理設備に送水する設計とする。</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>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>設計基準対象施設は、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>(2) 通常運転時に漏えいを許容する場合の措置</p> <p>設計基準対象施設は、通常運転時において、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管、ポンプ、弁その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合においては、系統外に漏えいさせることなく、各建物等に設けられた機器ドレン又は床ドレン等のサンプル又はタンクに収集し、液体廃棄物処理設備に送水する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<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>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」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>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>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」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, 発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(以下「外部人為事象」という。), 溢水, 火災及びサポート系の故障を考慮する。</p> <p>発電所敷地で想定される自然現象として, 地震, 津波, 風(台風), 竜巻, 凍結, 降水, 積雪, 落雷, 地滑り・土石流, 火山の影響及び生物学的事象を選定する。</p> <p>自然現象の組合せについては, 地震, 津波, 風(台風), 積雪及び火山の影響を考慮する。</p> <p>外部人為事象として, 飛来物(航空機落下), 火災・爆発(森林火災, 近隣工場等の火災・爆発, 航空機落下火災等), 有毒ガス, 船舶の衝突, 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選定する。</p> <p>故意による大型航空機の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。接続口から建物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する。</p> <p>建物については, 地震, 津波, 火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。</p> <p>重大事故緩和設備についても, 共通要因の特性を踏まえ, 可能な限り多様性を確保し, 位置的分散を図ることを考慮する。</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並びに燃料プールの冷却設備及び注水設備(以下「設計基準事故対処設備等」という。)の安全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, 共通要因の特性を踏まえ, 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る設計とする。</p> <p>ただし, 常設重大事故防止設備のうち, 計装設備については, 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と異なる物理量又は測定原理とする等, 重大事故等に対処するために監視することが必要なパ</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>ラメータに対して可能な限り多様性を有する方法により計測できる設計とするとともに、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おける健全性については「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。風（台風）、凍結、降水、積雪及び電磁的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>常設重大事故防止設備は、「1. 地盤等」に基づく地盤に設置するとともに、地震、津波、火災及び溢水に対して、「2.1 地震による損傷の防止」、「2.2 津波による損傷の防止」、「3.1 火災による損傷の防止」及び「4.1 溢水等による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>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、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、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。</p> <p>風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。</p> <p>落雷に対して常設代替交流電源設備は、避雷設備等により防護する設計とする。</p> <p>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のない設計とする。</p> <p>生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物からの影響を受けるおそれのある常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するための必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。</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、設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、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、共通要因の特性を踏まえ、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>サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油及び冷却水を考慮し、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、又は駆動源、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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。</p> <p>b. 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備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、共通要因の特性を踏まえ、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る設計とする。</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、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、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おける健全性については「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。風（台風）、凍結、降水、積雪及び電磁的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」に基づく地盤に設置された建物内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認する、又は必要により固縛等の処置をするとともに、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する設計とする。</p> <p>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」及び「2.2 津波による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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及び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、複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に保管するか、又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と同時に必要な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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>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、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。クラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、予備を有する設計とする。</p> <p>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に対して、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設計とする。</p> <p>屋外に保管する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物から100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備から100m以上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設計とする。</p> <p>サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油及び冷却水を考慮し、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とするか、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、水源についても可能な限り、異なる水源を用いる設計とする。</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>原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処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、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置する設計とする。</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、その機能を確実に発揮できる設計とするとともに、接続口は、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔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おける健全性については、「5.1.5 環境条件等」に基づく設計とする。風（台風）、凍結、降水、積雪及び電磁的障害に対しては、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>地震に対して接続口は、「1. 地盤等」に基づく地盤上の建物内又は建物面に複数箇所設置する。</p> <p>地震、津波及び火災に対して接続口は、「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」に基づく設計とする。</p> <p>溢水に対して接続口は、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対して接続口は、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>(2) 単一故障</p> <p>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、長期間では動的機器の単一故障若しく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>5.1.3 悪影響防止等</p> <p>(1) 飛来物による損傷防止</p> <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の破損及び配管の破断、高速回転機器の破損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、破損防止対策等を行うとともに、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、タービンミサイル発生時の対象物を破損する確率が<math>10^{-7}</math>回/炉・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、強度設計に十分な考慮を払う。</p> <p>さらに、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し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</p>	<p>風（台風）、竜巻、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して接続口は、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。</p> <p>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のない設計とする。</p> <p>また、一つの接続口で複数の機能を兼用して使用する場合には、それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設ける設計とする。同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量を確保し、状況に応じて、それぞれの機能に必要な容量を同時に供給できる設計とする。</p> <p>(2) 単一故障</p> <p>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、長期間では動的機器の単一故障若しく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時間とする。</p> <p>ただし、非常用ガス処理系の配管の一部、中央制御室空調換気系のダクトの一部及び中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の原子炉格納容器スプレイ管（サブプレッションチェンバースプレイ管）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>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の破損及び配管の破断、高速回転機器の破損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、破損防止対策等を行うとともに、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、タービンミサイル発生時の対象物を破損する確率が<math>10^{-7}</math>回/炉・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、強度設計に十分な考慮を払う。</p> <p>さらに、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し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</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>せるための手段として、主蒸気・給水管等についてはパイプ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こと等により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設計とし、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した設計とする。</p> <p>(2) 共用</p> <p>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>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・給水管等についてはパイプ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こと等により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設計とし、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した設計とする。</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ものとするが、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。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するために必要な機能）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り、安全性が向上し、かつ、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>(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ものとするが、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（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>他の設備への悪影響としては、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びに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し、他の設備の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の隔離若しくは分離された状態から弁等の操作や接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用すること等により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>放水砲については、建物への放水により、当該設備の使用を想定する重大事</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1427 268 2318 296">故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p data-bbox="1427 312 2347 478">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弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、重大事故等対処設備がタービンミサイル等の発生源となることを防ぐことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p data-bbox="1359 537 1531 564">5.1.4 容量等</p> <p data-bbox="1389 581 1739 609">(1) 常設重大事故等対処設備</p> <p data-bbox="1427 625 2347 791">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、これらの系統の組合せにより達成する。</p> <p data-bbox="1427 808 2347 884">「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁吹出量、発電機容量、蓄電池容量、計装設備の計測範囲、作動信号の設定値等とする。</p> <p data-bbox="1427 900 2347 1066">常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等の仕様と同仕様の設計とする。</p> <p data-bbox="1427 1083 2347 1249">常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設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対象施設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 data-bbox="1427 1266 2347 1388">常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1389 1404 1768 1432">(2) 可搬型重大事故等対処設備</p> <p data-bbox="1427 1449 2347 1570">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、これらの系統の組合せにより達成する。</p> <p data-bbox="1427 1587 2347 1663">「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、発電機容量、蓄電池容量、ボンベ容量、計測器の計測範囲等とする。</p> <p data-bbox="1427 1680 2347 1845">可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、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 data-bbox="1427 1862 2347 1984">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、被ばくの低減が図れるものは、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>	



変更前	変更後	記載しない理由
<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、自然現象による影響、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、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>可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建物の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり2セットに加え、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として、発電所全体で予備を確保する。</p> <p>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蓄電池、可搬型ポンプ等は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり1セットに加え、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として、発電所全体で予備を確保する。</p> <p>上記以外の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり1セットに加え、設備の信頼度等を考慮し、予備を確保する。</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、自然現象による影響、海水を通水する系統への影響、電磁的障害、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、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計するとともに、操作が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度及び使用温度）、放射線及び荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、自然現象による影響、外部人為事象の影響、周辺機器等からの悪影響及び冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む。）の影響を考慮する。荷重としては、重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象による荷重を考慮する。</p> <p>自然現象について、重大事故等時に重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、風（台風）、凍結、降水及び積雪を選定する。これらの事象のうち、凍結及び降水については、屋外の天候による影響として考慮する。</p> <p>自然現象による荷重の組合せについては、地震、風（台風）及び積雪の影響を考慮する。</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（凍結及び降水）、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）又は保管す</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<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、屋外の天候による影響（凍結及び降水）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、屋外の天候による影響（凍結及び降水）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>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、屋外の天候による影響（凍結及び降水）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、屋外の天候による影響（凍結及び降水）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、屋外の天候による影響（凍結及び降水）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、想定される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。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。操作は中央制御室から可能な設計とする。</p> <p>原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）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とともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。操作は中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>このうち、インターフェイスシステムLOCA 時、燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故又は主蒸気管破断事故起因の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。</p> <p>特に、燃料プール監視カメラ（SA）は、燃料プール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。</p> <p>原子炉建物附属棟内及びその他の建物内の重大事故等対処設備は、想定される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。</p> <p>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とともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。</p> <p>操作は中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>屋外及び建物屋上の重大事故等対処設備は、想定される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。操作は中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>また、地震、風（台風）及び積雪の影響による荷重を考慮し、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、必要により</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>原子炉格納容器内の安全施設は、設計基準事故等時に想定される圧力、温度等に対して、格納容器スプレイ水による影響を考慮しても、その機能を発揮できる設計とする。</p> <p>安全施設のうち、主たる流路に影響を与える範囲については、主たる流路の機能を維持できるように、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。</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は、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は耐腐食性材料を使用する。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>(3) 電磁波的障害</p> <p>電磁的障害に対しては、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人為事象による他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>(5) 設置場所における放射線</p>	<p>当該設備の落下防止、転倒防止及び固縛の措置をとる。</p> <p>積雪の影響を考慮して、必要により除雪等の措置を講じる。</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、設計基準事故等時及び重大事故等時に想定される圧力、温度等に対して、格納容器スプレイ水による影響を考慮しても、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いて、主たる流路の機能を維持できるように、主たる流路に影響を与える範囲について、主たる流路と同一又は同等の規格で設計する。</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は、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。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重大事故等対処設備は、海水の影響を考慮した設計とする。</p> <p>原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への海水の影響を考慮する。また、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>(3) 電磁的障害</p> <p>電磁的障害に対しては、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人為事象による他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>重大事故等対処設備は、事故対応のために配置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なわない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。</p> <p>溢水に対しては、重大事故等対処設備は、想定される溢水により機能を損なわないように、重大事故等対処設備の設置区画の止水措置等を実施する。</p> <p>地震による荷重を含む耐震設計については、「2.1 地震による損傷の防止」に、火災防護については、「3.1 火災による損傷の防止」に基づく設計とし、それらの事象による波及的影響により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>(5) 設置場所における放射線</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<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た上で、設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又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>(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より異物の発生を防止する設計とする。</p> <p>安全施設は、系統外部から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>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た上で、設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能、又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>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いても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により当該設備の設置場所で操作可能な設計、放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能な設計、又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、放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により、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設備は、系統外部から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、教育・訓練により、想定される重大事故等が発生した場合においても、確実に操作でき、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。</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いても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、操作する全ての設備に対し、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、必要に応じて操作足場を設置する。また、防護具、可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。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。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は運搬・設置が確実にできるような、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、必要により設置場所にてアウトリガの張り出し又は輪留めによる固定等が可能な設計とする。</p> <p>現場の操作スイッチは運転員等の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。</p> <p>現場において人力で操作を行う弁は、手動操作が可能な設計とする。現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又はより簡便な接続方式等、使用する設備に応じて接続方式を統一することにより、確実に接続が可能な設計とする。また、重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室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を考慮した設計とする。</p> <p>想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については、その作動状態の確認が可能な設計とする。</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は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように、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、ケーブルはボルト・ネジ接続又はより簡便な接続方式等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを用い、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。窒素ガスポンプ、空気ポンプ、タンクローリ等については、各々専用の接続方式を用いる。また、同一ポンプを接続する配管は口径を統一する等、複数の系統での接続方式の統一も考慮する。</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を運搬し、又は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>屋外及び屋内において、アクセスルートは、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保する設計とする。</p> <p>また、屋外アクセスルートは、掘削等の作業により複数のアクセスルートを確保できない場合には、屋外アクセスルートの一部として仮設耐震構台を設置することにより、複数のアクセスルートを確保する設計とする。</p> <p>屋外及び屋内アクセスルートに影響を与えるおそれがある自然現象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>山の影響及び生物学的事象を選定する。</p> <p>屋外及び屋内アクセスルートに対する外部人為事象については、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として選定する飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、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に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。</p> <p>電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことから、アクセスルートへの影響はない。</p> <p>屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを2台（予備1台）保管、使用する。</p> <p>また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、道路上へ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保する設計とする。</p> <p>津波の影響については、基準津波に対し防波壁の内側にアクセスルートを確保する設計とする。</p> <p>森林火災については、防火帯の内側（一部、防火帯外側のトンネル区間を含む。）にアクセスルートを確保する設計とする。</p> <p>屋外アクセスルートは、自然現象のうち、地滑り・土石流、外部人為事象のうち、飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び船舶の衝突に対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。</p> <p>落雷に対しては、道路面が直接影響を受けることはないため、さらに生物学的事象に対しては、容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。</p> <p>屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり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うことで、通行性を確保できる設計とする。また、不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を行う、迂回する、又は砕石による段差解消対策により対処する設計とする。</p> <p>屋外アクセスルートは、自然現象のうち凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤ等を装着することにより通行性を確保できる設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートは、自然現象として選定する津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象による影響に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>(2) 試験・検査性</p> <p>設計基準対象施設は、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（試験及び検査を含む。）が可能な構造とし、そのために必要な配置、空間等を備えた設計とする。</p> <p>設計基準対象施設は、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施できる設計とする。</p>	<p>設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートは、外部人為事象として選定する飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートの設定に当たっては、油内包機器による地震随伴火災の影響や、水又は蒸気内包機器による地震随伴溢水の影響を考慮するとともに、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・検査性</p> <p>設計基準対象施設は、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（試験及び検査を含む。）が可能な構造とし、そのために必要な配置、空間等を備えた設計とする。</p> <p>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、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とし、そのために必要な配置、空間等を備えた設計とする。また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、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。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備は、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、原則系統試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。系統試験については、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ことで試験可能な設計とする。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・性能を確認するものは、他の系統と独立して機能・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、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とする。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、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。</p> <p>代替電源設備は、電気系統の重要な部分として、適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。</p> <p>構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放又は非破壊検査が可能な設計とする。なお、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、機器の健全性が確認可能な設備については外観の確認が可能な設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>5.2 材料及び構造等</p> <p>設計基準対象施設（圧縮機，所内ボイラ，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。）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」（J S M E S N C 1）等に従い設計する。</p> <p>なお，各機器等のクラス区分の適用については，別紙「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機器及びクラス4管は，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. 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物は，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. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ，低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは，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>5.2 材料及び構造等</p> <p>設計基準対象施設（圧縮機，所内ボイラ，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」（J S M E S N C 1）等に従い設計する。</p> <p>ただし，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日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E S N C 1）を参考に同等以上の性能を有することを確認する。</p> <p>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，別紙「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. 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物は，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. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ，低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは，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有する材料を使用する。</p>	<p>「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」の要求事項であり，「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」の要求事項でないため，記載しない。</p> <p>「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」の要求事項であり，「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」の要求事項でないため，記載しない。</p>



変更前	変更後	記載しない理由
<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>原子炉圧力容器については、原子炉圧力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、原子炉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、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は、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、材質又は破壊じん性試験により確認する。</p> <p>c. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ、低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは、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、材質又は破壊じん性試験により確認する。</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。）及び炉心支持構造物に使用する材料は、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>(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>原子炉圧力容器については、原子炉圧力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、原子炉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、原子炉格納容器支持構造物、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、材質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、原子炉圧力容器については、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. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ、低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは、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、材質又は破壊じん性試験により確認する。</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>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p> <p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<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>a. クラス1機器, クラス2機器, クラス3機器, 原子炉格納容器及び炉心支持構造物は, 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支持構造物及び原子炉格納容器支持構造物は, 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。), 原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物にあつては, 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>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。), 原子炉格納容器支持構造物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, 応力が集中する構造上の不連続部については, 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. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ, 低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは, 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には, 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設計とする。</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>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支持構造物及び原子炉格納容器支持構造物は, 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。), 原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物にあつては, 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>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。), 原子炉格納容器支持構造物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, 応力が集中する構造上の不連続部については, 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. 高圧炉心スプレイ系ストレーナ, 低圧炉心スプレイ系ストレーナ及び残留熱除去系ストレーナは, 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には, 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設計とする。</p>	<p>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」の要求事項であり, 「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」の要求事項でないため, 記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<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。）、原子炉格納容器支持構造物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。）、原子炉格納容器支持構造物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。            b. クラス2機器、クラス3機器及び原子炉格納容器の伸縮継手は、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>(4) 座屈による破壊の防止            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、原子炉格納容器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。            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。            c. クラス1管、クラス2容器、クラス2管及びクラス3機器は、設計上定める条件において、座屈が生じない設計とする。            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。            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には、運転状態Ⅰ及び運転状態</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。）、原子炉格納容器支持構造物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。）、原子炉格納容器支持構造物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。            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機器の伸縮継手並びに重大事故等クラス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            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、原子炉格納容器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。            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。            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。            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。            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には、運</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>IIにおいて、座屈が生じないように設計する。</p> <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管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部は、次のとおりとし、使用前            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"> <li>・不連続で特異な形状でない設計とする。</li> <li>・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。</li> <li>・適切な強度を有する設計とする。</li> <li>・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。</li> </ul> <p>5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止            クラス1機器、クラス1支持構造物、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、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は、使用される            環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力が発生する            と予想される部位の応力緩和を行う。</p> <p>使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、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、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物は、亀            裂その他の欠陥により破壊を引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及            びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持            管理を行う。</p> <p>使用中のクラス1機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよう、保安規            定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥            の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。</p> <p>5.4 耐圧試験等            (1) クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、施設時            に、次に定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏え            いがないことを確認する。</p> <p>ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、            当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の0.9倍）までに減じ            て著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J S M E S            N C 1）等に従って実施する。</p>	<p>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>5.2.3 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、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、使用前事業            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"> <li>・不連続で特異な形状でない設計とする。</li> <li>・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。</li> <li>・適切な強度を有する設計とする。</li> <li>・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。</li> </ul> <p>5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止            クラス1機器、クラス1支持構造物、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、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物、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2支持構造物は、使用される            環境条件を踏まえ応力腐食割れに対して残留応力が影響する場合、有意な残留応力            が発生すると予想される部位の応力緩和を行う。</p> <p>使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、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、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物、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2支持構造物は、亀            裂その他の欠陥により破壊を引き起こされないよう、保安規定に基づき「実用発電            用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」等            に従って検査及び維持管理を行う。</p> <p>使用中のクラス1機器の耐圧部分は、貫通する亀裂その他の欠陥が発生しないよ            う、保安規定に基づき「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起            こす亀裂その他の欠陥の解釈」等に従って検査及び維持管理を行う。</p> <p>5.4 耐圧試験等            (1) クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器            は、施設時に、次に定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐            え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認さ            れた場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧            力の0.9倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（J            S M E S N C 1）等に従って実施する。</p>	<p>記載しない理由</p> <p>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」            の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、            記載しない。</p> <p>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」            の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、            記載しない。</p> <p>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」            の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、            記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>a. 内圧を受ける機器に係る耐圧試験の圧力は、機器の最高使用圧力を超え、かつ、機器に生ずる全体的な変形が弾性域の範囲内となる圧力とする。</p> <p>ただし、クラス1機器、クラス2管又はクラス3管であって原子炉圧力容器と一体で耐圧試験を行う場合の圧力は、燃料体の装荷までの間に試験を行った後においては、通常運転時の圧力を超える圧力とする。</p> <p>b. 内部が大気圧未満になることにより、大気圧による外圧を受ける機器の耐圧試験の圧力は、大気圧と内圧との最大の差を上回る圧力とする。この場合において、耐圧試験の圧力は機器の内面から加えることができる。</p> <p>(3) 使用中のクラス1機器、クラス2機器、クラス3機器及びクラス4管は、通常運転時における圧力で、漏えい試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、漏えい試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」(J S M E S N A 1) 等に従って実施する。</p> <p>(4) 原子炉格納容器は、最高使用圧力の0.9倍に等しい気圧で気密試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、漏えい率試験は、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(J E A C 4 2 0 3) 等に従って行う。</p> <p>ただし、原子炉格納容器隔離弁の単一故障の考慮については、判定基準に適切な余裕係数を見込むか、内側隔離弁を開とし外側隔離弁を閉として試験を実施する。</p>	<p>a. 内圧を受ける機器に係る耐圧試験の圧力は、機器の最高使用圧力を超え、かつ、機器に生ずる全体的な変形が弾性域の範囲内となる圧力とする。</p> <p>ただし、クラス1機器、クラス2管又はクラス3管であって原子炉圧力容器と一体で耐圧試験を行う場合の圧力は、燃料体の装荷までの間に試験を行った後においては、通常運転時の圧力を超える圧力とする。</p> <p>b. 内部が大気圧未満になることにより、大気圧による外圧を受ける機器の耐圧試験の圧力は、大気圧と内圧との最大の差を上回る圧力とする。この場合において、耐圧試験の圧力は機器の内面から加えることができる。</p> <p>(2) 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス3機器に属する機器は、施設時に、当該機器の使用時における圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、耐圧試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(J S M E S N C 1) 等に従って実施する。</p> <p>ただし、使用時における圧力で耐圧試験を行うことが困難な場合は、運転性能試験結果を用いた評価等により確認する。</p> <p>重大事故等クラス3機器であって、消防法に基づく技術上の規格等を満たす一般産業品の完成品は、上記によらず、運転性能試験や目視等による有害な欠陥がないことの確認とすることもできるものとする。</p> <p>(3) 使用中のクラス1機器、クラス2機器、クラス3機器及びクラス4管は、通常運転時における圧力で、使用中の重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス3機器に属する機器は、当該機器の使用時における圧力で漏えい試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、漏えい試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」(J S M E S N A 1) 等に従って実施する。</p> <p>ただし、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス3機器に属する機器は使用時における圧力で試験を行うことが困難な場合は、運転性能試験結果を用いた評価等により確認する。</p> <p>重大事故等クラス3機器であって、消防法に基づく技術上の規格等を満たす一般産業品の完成品は、上記によらず、運転性能試験や目視等による有害な欠陥がないことの確認とすることもできるものとする。</p> <p>(4) 原子炉格納容器は、最高使用圧力の0.9倍に等しい気圧で気密試験を行ったとき、著しい漏えいがないことを確認する。</p> <p>なお、漏えい率試験は、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(J E A C 4 2 0 3) 等に従って行う。</p> <p>ただし、原子炉格納容器隔離弁の単一故障の考慮については、判定基準に適切な余裕係数を見込むか、内側隔離弁を開とし外側隔離弁を閉として試験を実施する。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>5.5 安全弁等</p> <p>蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板、真空破壊弁及び真空破壊装置は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(J S M E S N C 1) 及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (J S M E S N C 1-2001) 及び (J S M E S N C 1-2005) 【事例規格】過圧防護に関する規定 (N C-C C-0 0 1)」に適合するよう以下のとおり設計する。</p> <p>なお、安全弁、逃がし弁、破壊板、真空破壊弁及び真空破壊装置については、施設時に適用した告示(通商産業省「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)」)の規定に適合する設計とする。</p> <p>安全弁及び逃がし弁(以下「安全弁等」という。)は、確実に作動する構造を有する設計とする。</p> <p>安全弁等の弁軸は、弁座面からの漏えいを適切に防止できる構造とする。</p> <p>安全弁等又は真空破壊弁及び真空破壊装置の材料は、容器及び管の重要度に応じて適切な材料を使用する。</p> <p>設計基準対象施設に係る安全弁又は逃がし弁(以下「5.5 安全弁等」において「安全弁」という。)のうち、補助作動装置付きの安全弁にあっては、当該補助作動装置が故障しても系統の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な吹出し容量が得られる構造とする。</p> <p>設計基準対象施設のうち減圧弁を有する管にあって、その低圧側の設備が高圧側の圧力に耐えられる設計となっていないものうちクラス1管以外のものについては、減圧弁の低圧側の系統の健全性を維持するために必要な容量を持つ安全弁を1個以上、減圧弁に接近して設置し、高圧側の圧力による損傷を防止する設計とする。</p> <p>なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>また、安全弁は、吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p>なお、クラス1管には減圧弁を設置しない設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器、所内ボイラー及び原子炉格納容器を除く設計基準対象施設に属する容器又は管であって、内部に過圧が生ずるおそれがあるものにあつては、過圧防止に必要な容量を持つ安全弁等を1個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。</p> <p>なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>また、安全弁は吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p>安全弁等の入口側に破壊板を設ける場合は、当該容器の最高使用圧力以下で破壊し、破壊板</p>	<p>5.5 安全弁等</p> <p>蒸気タービン、発電機、変圧器及び遮断器を除く設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に設置する安全弁、逃がし弁、破壊板、真空破壊弁及び真空破壊装置は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(J S M E S N C 1) 及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (J S M E S N C 1-2001) 及び (J S M E S N C 1-2005) 【事例規格】過圧防護に関する規定 (N C-C C-0 0 1)」に適合するよう以下のとおり設計する。</p> <p>なお、安全弁、逃がし弁、破壊板、真空破壊弁及び真空破壊装置については、施設時に適用した告示(通商産業省「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)」)の規定に適合する設計とする。</p> <p>安全弁及び逃がし弁(以下「安全弁等」という。)は、確実に作動する構造を有する設計とする。</p> <p>安全弁等の弁軸は、弁座面からの漏えいを適切に防止できる構造とする。</p> <p>安全弁等又は真空破壊弁及び真空破壊装置の材料は、容器及び管の重要度に応じて適切な材料を使用する。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に係る安全弁又は逃がし弁(以下「5.5 安全弁等」において「安全弁」という。)のうち、補助作動装置付きの安全弁にあっては、当該補助作動装置が故障しても系統の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な吹出し容量が得られる構造とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備のうち減圧弁を有する管にあって、その低圧側の設備が高圧側の圧力に耐えられる設計となっていないものうちクラス1管以外のものについては、減圧弁の低圧側の系統の健全性を維持するために必要な容量を持つ安全弁を1個以上、減圧弁に接近して設置し、高圧側の圧力による損傷を防止する設計とする。</p> <p>なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>また、安全弁は、吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p>なお、クラス1管には減圧弁を設置しない設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器、所内ボイラー及び原子炉格納容器を除く設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に属する容器又は管であつて、内部に過圧が生ずるおそれがあるものにあつては、過圧防止に必要な容量を持つ安全弁等を1個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。</p> <p>なお、容量は当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、系統の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>また、安全弁は吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まる構造とする。</p> <p>安全弁等の入口側に破壊板を設ける場合は、当該容器の最高使用圧力以下で破壊</p>	<p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>の破壊により安全弁等の機能を損なわないよう設計する。</p> <p>設計基準対象施設に属する容器又は管に設置する安全弁等の出口側には、破壊板を設置しない設計とする。</p> <p>設計基準対象施設に属する容器として、液体炭酸ガス等の安全弁等の作動を不能にするおそれのある物質を内包する容器にあつては、容器の過圧防止に必要な容量を持つ破壊板を1個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。</p> <p>なお、容量は吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、容器の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>なお、容器と破壊板との間に連絡管は設置しない設計とする。</p> <p>設計基準対象施設に属する容器又は管に設置する安全弁等又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設置する場合は、施錠開により発電用原子炉の起動時及び運転中に止め弁が全開している事が確認できる設計とし、保安規定に定めて管理する。</p> <p>内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定める圧力を超える圧力を受けるおそれがある設計基準対象施設に属する容器又は管については、適切な箇所に過圧防止に必要な容量以上となる真空破壊弁を1個以上設置し、負圧による容器又は管の損傷を防止する設計とする。</p> <p>設計基準対象施設のうち、流体に放射性物質を含む系統に設置する安全弁等、破壊板又は真空破壊弁は、放出される流体を、放射性廃棄物を一時的に貯蔵するタンクを介して廃棄物処理施設に導くことにより、安全に処理することができるよう設計する。</p> <p>5.6 逆止め弁</p> <p>放射性物質を含む原子炉冷却材を内包する容器若しくは管又は放射性廃棄物処理設備（排気筒並びに廃棄物貯蔵設備及び換気設備を除く。）へ放射性物質を含まない流体を導く管には、逆止め弁を設ける設計とし、放射性物質を含む流体が放射性物質を含まない流体側へ逆流することによる汚染拡大を防止する。</p> <p>ただし、上記において、放射性物質を含む流体と放射性物質を含まない流体を導く管が直接接続されていない場合又は十分な圧力差を有している場合は、逆流するおそれがないため、逆止め弁の設置を不要とする。</p> <p>5.7 内燃機関の設計条件</p> <p>5.7.1 設計基準対象施設</p> <p>設計基準対象施設に施設する内燃機関（以下「内燃機関」という。）は、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有する設計とする。</p>	<p>し、破壊板の破壊により安全弁等の機能を損なわないよう設計する。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に属する容器又は管に設置する安全弁等の出口側には、破壊板を設置しない設計とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に属する容器として、液体炭酸ガス等の安全弁等の作動を不能にするおそれのある物質を内包する容器にあつては、容器の過圧防止に必要な容量を持つ破壊板を1個以上設置し、内部の過圧による損傷を防止する設計とする。</p> <p>なお、容量は吹出し圧力と設置個数を適切に組み合わせることにより、容器の圧力をその最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>なお、容器と破壊板との間に連絡管は設置しない設計とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に属する容器又は管に設置する安全弁等又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設置する場合は、施錠開により発電用原子炉の起動時及び運転中に止め弁が全開している事が確認できる設計とし、保安規定に定めて管理する。</p> <p>内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定める圧力を超える圧力を受けるおそれがある設計基準対象施設及び重大事故等対処設備に属する容器又は管については、適切な箇所に過圧防止に必要な容量以上となる真空破壊弁を1個以上設置し、負圧による容器又は管の損傷を防止する設計とする。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備のうち、流体に放射性物質を含む系統に設置する安全弁等、破壊板又は真空破壊弁は、放出される流体を、放射性廃棄物を一時的に貯蔵するタンクを介して廃棄物処理施設に導くことにより、安全に処理することができるよう設計する。</p> <p>5.6 逆止め弁</p> <p>放射性物質を含む原子炉冷却材を内包する容器若しくは管又は放射性廃棄物処理設備（排気筒並びに廃棄物貯蔵設備及び換気設備を除く。）へ放射性物質を含まない流体を導く管には、逆止め弁を設ける設計とし、放射性物質を含む流体が放射性物質を含まない流体側へ逆流することによる汚染拡大を防止する。</p> <p>ただし、上記において、放射性物質を含む流体と放射性物質を含まない流体を導く管が直接接続されていない場合又は十分な圧力差を有している場合は、逆流するおそれがないため、逆止め弁の設置を不要とする。</p> <p>5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件</p> <p>5.7.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に施設する内燃機関（以下「内燃機関」という。）及び重大事故等対処施設に施設するガスタービン（以下「ガスタービン」という。）は、非常調速装置が作動したときに達する回転速度に対して構造上十分な機械的強度を有する設計とする。</p> <p>ガスタービンは、ガスの温度が著しく上昇した場合に燃料の流入を自動的に</p>	<p>記載しない理由</p> <p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p> <p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>内燃機関の軸受は運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じない設計とする。</p> <p>内燃機関の耐圧部の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する耐圧部分に生じる応力は当該部分に使用する材料の許容応力以下となる設計とする。</p> <p>内燃機関を屋内に設置するときは、酸素欠乏の発生のおそれのないように、給排気部を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関は、その回転速度及び出力が負荷の変動により持続的に動揺することを防止する調速装置を設けるとともに、運転中に生じた過速度その他の異常による設備の破損を防止するため、その異常が発生した場合に内燃機関を安全に停止させる非常調速装置その他の非常停止装置を設置する設計とする。</p> <p>内燃機関及びその附属設備であって過圧が生じるおそれのあるものには、適切な過圧防止装置を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関には、設備の損傷を防止するために、回転速度、潤滑油圧力及び潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関の附属設備に属する容器及び管は発電用原子炉施設として、「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」の材料及び構造、安全弁等、耐圧試験等の規定を満たす設計とする。</p>	<p>遮断する装置が作動したときに達するガス温度に対して構造上十分な熱的強度を有する設計とする。</p> <p>内燃機関及びガスタービンの軸受は運転中の荷重を安定に支持できるものであって、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じない設計とする。</p> <p>ガスタービンの危険速度は、調速装置により調整可能な最小の回転速度から非常調速装置が作動したときに達する回転速度までの間に発生しないように設計する。</p> <p>内燃機関及びガスタービンの耐圧部の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する耐圧部分に生じる応力は当該部分に使用する材料の許容応力以下となる設計とする。</p> <p>内燃機関を屋内に設置するときは、酸素欠乏の発生のおそれのないように、給排気部を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関及びガスタービンは、その回転速度及び出力が負荷の変動により持続的に動揺することを防止する調速装置を設けるとともに、運転中に生じた過速度その他の異常による設備の破損を防止するため、その異常が発生した場合に内燃機関及びガスタービンを安全に停止させる非常調速装置その他の非常停止装置を設置する設計とする。</p> <p>内燃機関及びその附属設備並びにガスタービンの附属設備であって過圧が生じるおそれのあるものには、適切な過圧防止装置を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関及びガスタービンには、設備の損傷を防止するために、回転速度、潤滑油圧力及び潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>内燃機関及びガスタービンの附属設備に属する容器及び管は発電用原子炉施設として、「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」の材料及び構造、安全弁等、耐圧試験等の規定を満たす設計とする。</p> <p>5.7.2 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>可搬型の非常用発電装置の内燃機関は、流入する燃料を自動的に調整する調速装置並びに軸受が異常な摩耗、変形及び過熱が生じないよう潤滑油装置を設ける設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の内燃機関は、回転速度、潤滑油圧力及び潤滑油温度等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の内燃機関は、回転速度が著しく上昇した場合及び冷却水温度が著しく上昇した場合等に自動的に停止する設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の強度については、完成品として一般産業品規格で規定される温度試験等を実施し、定格負荷状態において十分な強度を有する設計とする。</p>	<p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附</p>



変更前	変更後	記載しない理由
<p>5.8 電気設備の設計条件</p> <p>5.8.1 設計基準対象施設</p> <p>設計基準対象施設に施設する電気設備（以下「電気設備」という。）は、感電又は火災のおそれがないように接地し、充電部分に容易に接触できない設計とする。</p> <p>電気設備は、電路を絶縁し、電線等が接続部分において電気抵抗を増加させないように端子台等により接続するほか、期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備における電路に施設する電気機械器具は、期待される使用状態において発生する熱に耐えるものとし、高圧又は特別高圧の電気機械器具については、可燃性の物と隔離する設計とする。</p> <p>電気設備は、電流が安全かつ確実に大地に通じることができるよう、適切な箇所に接地を施す設計とする。</p> <p>電気設備における高圧の電路と低圧の電路とを結合する変圧器には、適切な箇所に接地を施し、変圧器により特別高圧の電路に結合される高圧の電路には、避雷器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備は、電路の必要な箇所に過電流遮断器又は地絡遮断器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備は、他の電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。</p> <p>電気設備のうち高圧又は特別高圧の電気機械器具及び母線等は、取扱者以外の者が容易に立ち入るおそれがないよう発電所にフェンス等を設ける設計とする。</p> <p>電気設備における架空電線は、接触又は誘導作用による感電のおそれがなく、かつ、交通に支障を及ぼすおそれがない高さに施設する設計とする。</p> <p>電気設備における電力保安通信線は、他の電線等を損傷するおそれがなく、かつ、接触又は断線によって生じる混触による感電又は火災のおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備のうちガス絶縁機器は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、異常な圧力を検知するとともに、使用する絶縁ガスは可燃性、腐食性及び有毒性のない設計とする。</p> <p>電気設備のうち開閉器又は断路器に使用する圧縮空気装置は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、異常な圧力を検知するとともに、圧力が上昇した場合に最高使用圧力に到達する前に圧力を低下させ、空気タンクの圧力が低下した場合に圧力を自動的に回復できる機能を有し、空気タンクは耐食性を有する設計とする。</p> <p>電気設備のうち水素冷却式発電機は、水素の漏えい又は空気の混入のおそれがなく、水素が大気圧で爆発する場合に生じる圧力に耐える強度を有し、異常を早期に検知し警報する機能を有する設計とする。</p> <p>電気設備のうち水素冷却式発電機は、軸封部から漏えいした水素を外部に放出でき、発電機内への水素の導入及び発電機内からの水素の外部への放出が安全にできる設計とする。</p> <p>電気設備のうち発電機又は特別高圧の変圧器には、異常が生じた場合に自動的にこれを電路から遮断する装置を施設する設計とする。</p>	<p>5.8 電気設備の設計条件</p> <p>5.8.1 設計基準対象施設及び重大事故等対処施設</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設に施設する電気設備（以下「電気設備」という。）は、感電又は火災のおそれがないように接地し、充電部分に容易に接触できない設計とする。</p> <p>電気設備は、電路を絶縁し、電線等が接続部分において電気抵抗を増加させないように端子台等により接続するほか、期待される使用状態において断線のおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備における電路に施設する電気機械器具は、期待される使用状態において発生する熱に耐えるものとし、高圧又は特別高圧の電気機械器具については、可燃性の物と隔離する設計とする。</p> <p>電気設備は、電流が安全かつ確実に大地に通じることができるよう、適切な箇所に接地を施す設計とする。</p> <p>電気設備における高圧の電路と低圧の電路とを結合する変圧器には、適切な箇所に接地を施し、変圧器により特別高圧の電路に結合される高圧の電路には、避雷器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備は、電路の必要な箇所に過電流遮断器又は地絡遮断器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備は、他の電気設備その他の物件の機能に電氣的又は磁氣的な障害を与えない設計とする。</p> <p>電気設備のうち高圧又は特別高圧の電気機械器具及び母線等は、取扱者以外の者が容易に立ち入るおそれがないよう発電所にフェンス等を設ける設計とする。</p> <p>電気設備における架空電線は、接触又は誘導作用による感電のおそれがなく、かつ、交通に支障を及ぼすおそれがない高さに施設する設計とする。</p> <p>電気設備における電力保安通信線は、他の電線等を損傷するおそれがなく、かつ、接触又は断線によって生じる混触による感電又は火災のおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備のうちガス絶縁機器は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、異常な圧力を検知するとともに、使用する絶縁ガスは可燃性、腐食性及び有毒性のない設計とする。</p> <p>電気設備のうち開閉器又は断路器に使用する圧縮空気装置は、最高使用圧力に耐え、かつ、漏えいがなく、異常な圧力を検知するとともに、圧力が上昇した場合に最高使用圧力に到達する前に圧力を低下させ、空気タンクの圧力が低下した場合に圧力を自動的に回復できる機能を有し、空気タンクは耐食性を有する設計とする。</p> <p>電気設備のうち水素冷却式発電機は、水素の漏えい又は空気の混入のおそれがなく、水素が大気圧で爆発する場合に生じる圧力に耐える強度を有し、異常</p>	<p>属施設の技術基準に関する規則」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>電気設備のうち発電機及び変圧器等は、短絡電流により生じる機械的衝撃に耐え、発電機の回転する部分については非常調速装置及びその他の非常停止装置が動作して達する速度に対し耐える設計とする。</p> <p>また、蒸気タービンに接続する発電機は、軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有した設計とする。</p> <p>電気設備においては、運転に必要な知識及び技能を有する者が発電所構内に常時駐在し、異常を早期に発見できる設計とする。</p> <p>電気設備において、発電所の架空電線引込口及び引出口又はこれに近接する箇所には、避雷器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備における電力保安通信線は、機械的衝撃又は火災等により通信の機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備において、電力保安通信設備に使用する無線通信用アンテナを施設する支持物の材料及び構造は、風圧荷重を考慮し、倒壊により通信の機能を損なうおそれがない設計とする。</p>	<p>を早期に検知し警報する機能を有する設計とする。</p> <p>電気設備のうち水素冷却式発電機は、軸封部から漏えいした水素を外部に放出でき、発電機内への水素の導入及び発電機内からの水素の外部への放出が安全にできる設計とする。</p> <p>電気設備のうち発電機又は特別高圧の変圧器には、異常が生じた場合に自動的にこれを回路から遮断する装置を施設する設計とする。</p> <p>電気設備のうち発電機及び変圧器等は、短絡電流により生じる機械的衝撃に耐え、発電機の回転する部分については非常調速装置及びその他の非常停止装置が動作して達する速度に対し耐える設計とする。</p> <p>また、蒸気タービンに接続する発電機は、軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有した設計とする。</p> <p>電気設備においては、運転に必要な知識及び技能を有する者が発電所構内に常時駐在し、異常を早期に発見できる設計とする。</p> <p>電気設備において、発電所の架空電線引込口及び引出口又はこれに近接する箇所には、避雷器を施設する設計とする。</p> <p>電気設備における電力保安通信線は、機械的衝撃又は火災等により通信の機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>電気設備において、電力保安通信設備に使用する無線通信用アンテナを施設する支持物の材料及び構造は、風圧荷重を考慮し、倒壊により通信の機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>5.8.2 可搬型重大事故等対処設備</p> <p>可搬型の非常用発電装置の発電機は、電氣的・機械的に十分な性能を持つ絶縁巻線を使用し、耐熱性及び耐湿性を考慮した絶縁処理を施す設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の発電機は、過電流が発生した場合等に自動的に停止する設計とする。</p> <p>可搬型の非常用発電装置の発電機は、定格出力のもとで1時間運転し、安定した運転が維持されることを確認した設備とする。</p>	<p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>
<p>6. その他</p> <p>6.1 立ち入りの防止</p> <p>発電所には、人がみだりに管理区域内に立ち入らないように壁、柵、塀等の人の侵入を防止するための設備を設け、かつ、管理区域である旨を表示する設計とする。</p> <p>保全区域と管理区域以外の場所との境界には、他の場所と区別するため、壁、柵、塀等の保全区域を明らかにするための設備を設ける設計、又は保全区域である旨を表示する設計とする。</p> <p>発電所には、業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するため、柵、塀等の人の侵入を防止するための設備を設ける設計、又は周辺監視区域である旨を表示する設計とする（ただし、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合は</p>	<p>6. その他</p> <p>6.1 立ち入りの防止</p> <p>発電所には、人がみだりに管理区域内に立ち入らないように壁、柵、塀等の人の侵入を防止するための設備を設け、かつ、管理区域である旨を表示する設計とする。</p> <p>保全区域と管理区域以外の場所との境界には、他の場所と区別するため、壁、柵、塀等の保全区域を明らかにするための設備を設ける設計、又は保全区域である旨を表示する設計とする。</p> <p>発電所には、業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するため、柵、塀等の人の侵入を防止するための設備を設ける設計、又は周辺監視区域である旨を表示する設計とする（ただし、当該区域に人が立ち入るお</p>	<p>「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>除く。)</p> <p>管理区域，保全区域及び周辺監視区域における立ち入りの防止については，保安規定に基づき，その措置を実施する。</p> <p>6.2 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止</p> <p>発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し，その区域を人の容易な侵入を防止できる柵，鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁によって区画して，巡視，監視等を行うことにより，侵入防止及び出入管理を行うことができる設計とする。</p> <p>また，探知施設を設け，警報，映像等を集中監視するとともに，核物質防護措置に係る関係機関等との通信連絡を行うことができる設計とする。さらに，防護された区域内においても，施錠管理により，発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムへの不法な接近を防止する設計とする。</p> <p>これらの対策については，核物質防護規定に定めて管理する。</p> <p>6.3 安全避難通路等</p> <p>発電用原子炉施設には，その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路及び照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用照明として，蓄電池を内蔵した非常灯及び誘導灯を設置し，安全に避難できる設計とする。</p>	<p>それがないことが明らかな場合は除く。)</p> <p>管理区域，保全区域及び周辺監視区域における立ち入りの防止については，保安規定に基づき，その措置を実施する。</p> <p>6.2 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止</p> <p>発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し，その区域を人の容易な侵入を防止できる柵，鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁によって区画して，巡視，監視等を行うことにより，侵入防止及び出入管理を行うことができる設計とする。</p> <p>また，探知施設を設け，警報，映像等を集中監視するとともに，核物質防護措置に係る関係機関等との通信連絡を行うことができる設計とする。さらに，防護された区域内においても，施錠管理により，発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムへの不法な接近を防止する設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え，又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）を防止するため，持込み点検を行うことができる設計とする。</p> <p>不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するため，発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが，電気通信回線を通じた不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を受けないように，当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする。</p> <p>これらの対策については，核物質防護規定に定めて管理する。</p> <p>6.3 安全避難通路等</p> <p>発電用原子炉施設には，その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路並びに照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用照明として，蓄電池を内蔵した非常灯及び誘導灯を設置し，安全に避難できる設計とする。</p> <p>設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明として，非常用照明，直流非常灯及び電源内蔵型照明を設置する設計とする。</p> <p>非常用照明は非常用低圧母線，直流非常灯は非常用直流電源設備に接続し，非常用ディーゼル発電設備からも電力を供給できる設計とするとともに，電源内蔵型照明は非常用低圧母線に接続し，内蔵蓄電池を備える設計とする。</p> <p>直流非常灯及び電源内蔵型照明は，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間，点灯可能な設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>6.4 放射性物質による汚染の防止</p> <p>放射性物質により汚染されるおそれがある高さまでの壁面、手摺、梯子の表面は、平滑にし、放射性物質による汚染を除去し易い設計とする。</p> <p>人が触れるおそれがある物の放射性物質による汚染を除去する除染設備を施設し、放射性物質を除去できる設計とする。除染設備の排水は、液体廃棄物処理設備で処理する設計とする。</p>	<p>設計基準事故が発生した場合に用いる可搬型の作業用照明として、懐中電灯、ヘッドライト及びLEDライト（フロアタイプ）を配備する。</p> <p>懐中電灯及びヘッドライトは、全交流動力電源喪失時に非常用電気室等までの移動に必要な照明を確保できるよう内蔵電池を備える設計とし、初動操作に対応する運転員が常時滞在している中央制御室に配備する。</p> <p>LEDライト（フロアタイプ）は、非常用ガス処理系配管補修時、狭隘箇所の照度を確保できるよう内蔵電池を備える設計とし、現場復旧要員が持参し、作業開始前に準備可能なように第2チェックポイントに配備する。</p> <p>懐中電灯及びヘッドライトは、夜間の緊急時対策所用発電機からの受電時、照度を確保できるよう内蔵電池を備える設計とし、緊急時対策所用発電機起動対応の要員が持参し、作業開始前に準備可能なように免震重要棟に配備する。</p> <p>6.4 放射性物質による汚染の防止</p> <p>放射性物質により汚染されるおそれがある高さまでの壁面、手摺、梯子の表面は、平滑にし、放射性物質による汚染を除去し易い設計とする。</p> <p>人が触れるおそれがある物の放射性物質による汚染を除去する除染設備を施設し、放射性物質を除去できる設計とする。除染設備の排水は、液体廃棄物処理設備で処理する設計とする。</p>	<p>「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」の要求事項であり、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、造及び設備の基準に関する規則」の要求事項でないため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 原子炉冷却材</p> <p>原子炉冷却材は、通常運転時における圧力、温度及び放射線によって起こる最も厳しい条件において、核的性質として核反応断面積が核反応維持のために適切であり、熱水力的性質として冷却能力が適切であることを保持し、かつ、燃料体及び構造材の健全性を妨げることのない性質であり、通常運転時において放射線に対して化学的に安定であることを保持する設計とする。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 原子炉冷却材</p> <p>変更なし</p>	
<p>2. 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>2.1 原子炉再循環系</p> <p>原子炉再循環系は、原子炉再循環ポンプ及び原子炉圧力容器内に設けられたジェットポンプにより、炉水を原子炉圧力容器内に循環させて、炉心から熱除去を行う。</p> <p>原子炉再循環ポンプの1台が急速停止又は電源喪失の場合にも、燃料棒が十分な熱的余裕を有し、かつ、タービントリップ又は負荷遮断直後の原子炉出力を抑制できるように、原子炉再循環系は適切な慣性を有する設計とする。</p>	<p>2. 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>変更なし</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>3.1 主蒸気系，復水給水系等</p> <p>炉心で発生した蒸気は，原子炉圧力容器内の気水分離器及び蒸気乾燥器を通した後，主蒸気管で蒸気タービンへ導く設計とする。</p> <p>なお，主蒸気管には，逃がし安全弁及び主蒸気隔離弁を取り付ける。また，事故時主蒸気隔離弁からの漏えい蒸気を抑制する主蒸気隔離弁漏えい制御系を設ける設計とする。</p> <p>蒸気タービンで仕事をした蒸気は，復水器で凝縮し，復水は，復水ポンプ，復水脱塩装置，復水昇圧ポンプ，低圧給水加熱器等を通り，給水ポンプにより加圧して高圧給水加熱器を通過して発電用原子炉に戻す設計とする。</p> <p>主蒸気管には，炉心で発生した蒸気をタービンを通さず直接復水器に導くタービンバイパス系を設ける設計とする。</p> <p>復水・給水系には復水中の核分裂生成物及び腐食生成物を除去するために復水脱塩装置（ろ過脱塩装置及び混床式脱塩装置）を設け，高純度の給水を発電用原子炉へ供給できるようにする。また，6段の給水加熱器を設け，給水を加熱する設計とする。</p> <p>タービンバイパス系は，原子炉の起動時，停止時及び過渡状態において，蒸気を直接復水器に導き，主蒸気定格流量の約100%を処理できる設計とする。</p> <p>3.2 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，原子炉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原子炉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>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) 原子炉圧力容器及びその付属物（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) 原子炉冷却系を構成する機器及び配管（主蒸気系配管及び給水系配管のうち発電用原子炉側からみて第二隔離弁を含むまでの範囲）</p> <p>(3) 接続配管</p> <p>(一) 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，発電用原子炉側からみて，第二隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(二) 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設計基準事故時閉となる弁を有するものは，発電用原子炉側からみて，第一隔離弁を含むまでの範囲と</p>	<p>3. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>3.1 主蒸気系，復水給水系等</p> <p>炉心で発生した蒸気は，原子炉圧力容器内の気水分離器及び蒸気乾燥器を通した後，主蒸気管で蒸気タービンへ導く設計とする。</p> <p>なお，主蒸気管には，逃がし安全弁及び主蒸気隔離弁を取り付ける。</p> <p>蒸気タービンで仕事をした蒸気は，復水器で凝縮し，復水は，復水ポンプ，復水脱塩装置，復水昇圧ポンプ，低圧給水加熱器等を通り，給水ポンプにより加圧して高圧給水加熱器を通過して発電用原子炉に戻す設計とする。</p> <p>主蒸気管には，炉心で発生した蒸気をタービンを通さず直接復水器に導くタービンバイパス系を設ける設計とする。</p> <p>復水・給水系には復水中の核分裂生成物及び腐食生成物を除去するために復水脱塩装置（ろ過脱塩装置及び混床式脱塩装置）を設け，高純度の給水を発電用原子炉へ供給できるようにする。また，6段の給水加熱器を設け，給水を加熱する設計とする。</p> <p>タービンバイパス系は，原子炉の起動時，停止時及び過渡状態において，蒸気を直接復水器に導き，主蒸気定格流量の約100%を処理できる設計とする。</p> <p>3.2 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，原子炉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原子炉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>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) 原子炉圧力容器及びその付属物（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) 原子炉冷却系を構成する機器及び配管（主蒸気系配管及び給水系配管のうち発電用原子炉側からみて第二隔離弁を含むまでの範囲）</p> <p>(3) 接続配管</p> <p>(一) 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，発電用原子炉側からみて，第二隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(二) 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設計基準事故時閉となる弁を有するものは，発電用原子炉側からみて，第二隔離</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>する。</p> <p>(三) 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、(二)以外のものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時閉となる弁を有する非常用炉心冷却系等も(一)に準ずる。</p> <p>(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時施錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお、通常時閉、設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記(三)に該当する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリは、以下に示す事項を十分満足するように設計、材料選定を行う。</p> <p>通常運転時において、出力運転中、原子炉圧力制御系により原子炉圧力を一定に保持する設計とする。原子炉起動、停止時の加熱・冷却率を一定の値以下に抑えることを保安規定に定めて管理する。</p> <p>タービントリップ、主蒸気隔離弁閉鎖等の運転時の異常な過渡変化時において、「主蒸気止め弁閉」、「主蒸気隔離弁閉」等の原子炉非常停止信号を発する安全保護回路を設けること、また逃がし安全弁を設けること等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ過渡最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.1倍の圧力(9.48MPa)を超えない設計とする。</p> <p>設計基準事故時のうち原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性がある制御棒落下事象については、「中性子束高」等の原子炉非常停止信号を発する安全保護回路を設け、制御棒落下速度リミッタ、制御棒価値ミニマイザなどの対策とあいまって、設計基準事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピを抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管及び機器の材料は、耐食性を考慮して選定する。</p> <p>3.3 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、原子炉冷却材の流出を制限するために配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切に隔離弁を設ける設計とする。</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>(一) 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、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。</p> <p>(二) 通常時開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設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を対象とする。</p> <p>(三) 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、(二)以外のものは、</p>	<p>弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(三) 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、(二)以外のものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時閉となる弁を有する非常用炉心冷却系等も(一)に準ずる。</p> <p>(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時施錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお、通常時閉、設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記(三)に該当する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリは、以下に示す事項を十分満足するように設計、材料選定を行う。</p> <p>通常運転時において、出力運転中、原子炉圧力制御系により原子炉圧力を一定に保持する設計とする。原子炉起動、停止時の加熱・冷却率を一定の値以下に抑えることを保安規定に定めて管理する。</p> <p>タービントリップ、主蒸気隔離弁閉鎖等の運転時の異常な過渡変化時において、「主蒸気止め弁閉」、「主蒸気隔離弁閉」等の原子炉非常停止信号を発する安全保護回路を設けること、また逃がし安全弁を設けること等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ過渡最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.1倍の圧力(9.48MPa)を超えない設計とする。</p> <p>設計基準事故時のうち原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性がある制御棒落下事象については、「中性子束高」等の原子炉非常停止信号を発する安全保護回路を設け、制御棒落下速度リミッタ、制御棒価値ミニマイザなどの対策とあいまって、設計基準事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピを抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管及び機器の材料は、耐食性を考慮して選定する。</p> <p>3.3 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、原子炉冷却材の流出を制限するために配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切に隔離弁を設ける設計とする。</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>(一) 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、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。</p> <p>(二) 通常時開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設計基準事故時閉となる弁を有するものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。</p> <p>(三) 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、(二)以外の</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を対象とする。</p> <p>(四) 通常時閉及び原子炉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、発電用原子炉側からみて第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。</p> <p>(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時施錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお、通常時閉、設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記(三)に該当することから、発電用原子炉側からみて第一隔離弁を対象とする。</p> <p>3.4 逃がし安全弁の機能</p> <p>逃がし安全弁は、アクチュエータ作動の逃がし弁機能及びバネ作動の安全弁機能を有し、蒸気をサブプレッションチェンバのプール水中に導き、原子炉冷却系統の過度の圧力上昇を防止できる設計とする。</p> <p>逃がし安全弁は、ベローズと補助背圧平衡ピストンを備えたバネ式の平衡形安全弁に、外部から強制的に開閉を行うアクチュエータを取り付けたもので、蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放するほか、外部信号によってアクチュエータのピストンに窒素を供給して弁を強制的に開放することができるものを使用し、サブプレッションチェンバからの背圧変動が逃がし安全弁の設定圧力に影響を与えない設計とする。</p> <p>なお、逃がし安全弁は、12個設置する設計とする。</p> <p>逃がし安全弁の排気は排気管によりサブプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮する設計とする。</p> <p>3.4.1 逃がし安全弁の容量</p> <p>逃がし安全弁の容量は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、吹出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上を有する設計とする。なお、容量は運転時の異常な過渡変化時に、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>3.4.2 自動減圧系による原子炉圧力容器の減圧</p> <p>自動減圧系は、中小破断の原子炉冷却材喪失事故時に原子炉蒸気をサブプレッションチェンバのプール水へ逃がし原子炉圧力を速やかに低下させて低圧注水系又は低圧炉心スプレイ系による注水を早期に可能とし、燃料被覆管の大破損を防止しジルコニウム-水反応を極力抑えることができる設計とする。</p> <p>自動減圧系については、発電用原子炉の運転中に逃がし安全弁の駆動用窒素供給圧力の確認を行うことで、非常用炉心冷却設備の能力の維持状況を確認できる設計とする。なお、発電用原子炉停止中に、逃がし安全弁の作動試験ができる設計とする。</p>	<p>のものは、発電用原子炉側からみて、第一隔離弁を対象とする。</p> <p>(四) 通常時閉及び原子炉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、発電用原子炉側からみて第一隔離弁及び第二隔離弁を対象とする。</p> <p>(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時施錠管理等でロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお、通常時閉、設計基準事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記(三)に該当することから、発電用原子炉側からみて第一隔離弁を対象とする。</p> <p>3.4 逃がし安全弁の機能</p> <p>逃がし安全弁は、アクチュエータ作動の逃がし弁機能及びバネ作動の安全弁機能を有し、蒸気をサブプレッションチェンバのプール水中に導き、原子炉冷却系統の過度の圧力上昇を防止できる設計とする。</p> <p>逃がし安全弁は、ベローズと補助背圧平衡ピストンを備えたバネ式の平衡形安全弁に、外部から強制的に開閉を行うアクチュエータを取り付けたもので、蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放するほか、外部信号によってアクチュエータのピストンに窒素を供給して弁を強制的に開放することができるものを使用し、サブプレッションチェンバからの背圧変動が逃がし安全弁の設定圧力に影響を与えない設計とする。</p> <p>なお、逃がし安全弁は、12個設置する設計とする。</p> <p>逃がし安全弁の排気は排気管によりサブプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮する設計とする。</p> <p>3.4.1 逃がし安全弁の容量</p> <p>逃がし安全弁の容量は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、吹出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上を有する設計とする。なお、容量は運転時の異常な過渡変化時に、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に保持するのに必要な容量を算定する。</p> <p>3.4.2 自動減圧系による原子炉圧力容器の減圧</p> <p>自動減圧系は、中小破断の原子炉冷却材喪失事故時に原子炉蒸気をサブプレッションチェンバのプール水へ逃がし原子炉圧力を速やかに低下させて低圧注水系又は低圧炉心スプレイ系による注水を早期に可能とし、燃料被覆管の大破損を防止しジルコニウム-水反応を極力抑えることができる設計とする。</p> <p>自動減圧系については、発電用原子炉の運転中に逃がし安全弁の駆動用窒素供給圧力の確認を行うことで、非常用炉心冷却設備の能力の維持状況を確認できる設計とする。なお、発電用原子炉停止中に、逃がし安全弁の作動試験がで</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1427 268 1635 300">きる設計とする。</p> <p data-bbox="1359 359 2190 390">3.4.3 逃がし安全弁による原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の減圧</p> <p data-bbox="1427 405 2353 615">原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備として、逃がし安全弁を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1427 630 2353 888">逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する逃がし安全弁は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）からの信号により、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p data-bbox="1427 903 2353 1161">逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p data-bbox="1427 1176 2353 1339">全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する逃がし安全弁は、可搬型直流電源設備又は主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）により作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p data-bbox="1427 1354 2353 1560">全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する逃がし安全弁は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設蓄電式直流電源設備を受電し、作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p data-bbox="1427 1575 2353 1917">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、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として使用する逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</p> <p data-bbox="1427 1932 2353 1961">逃がし安全弁は、想定される重大事故等時に確実に作動するように、原子炉</p>	



変更前	変更後	記載しない理由
	<p>格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備の逃がし安全弁用窒素ガスポンベの容量の設定も含めて、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室で可能な設計とする。</p>	
<p>4. 残留熱除去設備</p> <p>4.1 残留熱除去系の機能</p> <p>4.1.1 低圧注水モード</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉冷却材喪失事故時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を直接炉心シュラウド内に注水し、炉心を冷却する設計とする。</p> <p>4.1.2 原子炉停止時冷却モード</p> <p>発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備として残留熱除去系を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系の冷却速度は、原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却速度の制限値 (55°C/h) を超えないように制限できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、発電用原子炉停止時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び炉心の崩壊熱を除去できる設計とする。</p>	<p>4. 残留熱除去設備</p> <p>4.1 残留熱除去系</p> <p>4.1.1 低圧注水モード</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉冷却材喪失事故時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を直接炉心シュラウド内に注水し、炉心を冷却する設計とする。</p> <p>4.1.2 原子炉停止時冷却モード</p> <p>発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備として残留熱除去系を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系の冷却速度は、原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却速度の制限値 (55°C/h) を超えないように制限できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、発電用原子炉停止時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び炉心の崩壊熱を除去できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が使用できる場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が使用できる場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>発電用原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により復旧できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより炉心を冷却</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>4.1.3 サプレッションプール水冷却モード</p> <p>残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は、サプレッションチェンバのプール水温度を所定の温度以下に冷却できるように設計する。</p> <p>4.1.4 燃料プール冷却機能</p> <p>全炉心燃料を燃料プールに取り出した場合や燃料プール冷却系で燃料プール水の冷却ができない場合は、残留熱除去系を用いて使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。</p> <p>燃料プール冷却系熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p>	<p>できる設計とする。本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>(1) 多様性、位置的分散等</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>4.1.3 サプレッションプール水冷却モード</p> <p>残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は、サプレッションチェンバのプール水温度を所定の温度以下に冷却できるように設計する。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）が使用できる場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器、原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>(1) 多様性、位置的分散等</p> <p>残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>4.1.4 燃料プール冷却機能</p> <p>全炉心燃料を燃料プールに取り出した場合や燃料プール冷却系で燃料プール水の冷却ができない場合は、残留熱除去系を用いて使用済燃料からの崩壊熱を除去できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系及び原子炉補機海</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1421 264 2264 298">水系を経て、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p data-bbox="1332 357 2190 390">4.2 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p data-bbox="1371 401 2353 611">設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1371 625 2353 1108">残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として使用する格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水、金属フィルタ）、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出（系統設計流量9.8kg/s（1Pdにおいて））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</p> <p data-bbox="1371 1123 2353 1241">最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の格納容器フィルタベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。</p> <p data-bbox="1371 1255 2353 1423">格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、設置（変更）許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が5mSv以下であることを確認しており、格納容器フィルタベント系はこの評価条件を満足する設計とする。</p> <p data-bbox="1371 1438 2353 1648">第1ベントフィルタスクラバ容器は4個を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（系統待機時においてpH13以上）に維持する設計とする。</p> <p data-bbox="1371 1663 2353 1915">格納容器フィルタベント系はサプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッションチェンバ側からの排気ではサプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保するとともに燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p data-bbox="1391 1929 2353 1963">格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐた</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>め、可搬式窒素供給装置により、系統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。</p> <p>また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系の使用後に再度、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構(個数5)(原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用)によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>また、排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>系統内に設ける圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p> <p>可搬式窒素供給装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>4.2.1 多様性、位置的分散及び独立性</p> <p>格納容器フィルタベント系は、残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)に対して、多様性を有する設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作機構を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置し、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプと異なる区画に設置することで、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して独立性を有する設計とする。</p>	
<p>5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>5.1 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の機能</p> <p>非常用炉心冷却設備は、工学的安全施設の一設備であって、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系（残留熱除去系（低圧注水モード））、高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系から構成する。これらの系統は、原子炉冷却材喪失事故等が起こったときに、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器内に注水し、又は原子炉蒸気をサブプレッションチェンバのプール水中に逃がし原子炉圧力を速やかに低下させるなどにより、炉心を冷却し、燃料被覆管の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる設計とする。とともに、燃料の過熱による燃料被覆管の大破損を防ぎ、さらにこれにともなうジルコニウム-水反応を極力抑え、著しく多量の水素を生じない設計とする。</p> <p>なお、高圧炉心スプレイ系の水源である復水貯蔵タンクは、炉心冷却機能等を担保するうえで必要な設備ではないが、原子炉冷却材喪失事故等が起こったときに復水貯蔵タンクを使用可能な場合には、水源をサブプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えることで、復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器内にスプレイすることもできる設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備は、設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価条件を満足する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源とするポンプは、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12 原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、設計基準事故時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p>	<p>5. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備</p> <p>5.1 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の機能</p> <p>非常用炉心冷却設備は、工学的安全施設の一設備であって、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系（残留熱除去系（低圧注水モード））、高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系から構成する。これらの系統は、原子炉冷却材喪失事故等が起こったときに、サブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器内に注水し、又は原子炉蒸気をサブプレッションチェンバのプール水中に逃がし原子炉圧力を速やかに低下させるなどにより、炉心を冷却し、燃料被覆管の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる設計とする。とともに、燃料の過熱による燃料被覆管の大破損を防ぎ、さらにこれにともなうジルコニウム-水反応を極力抑え、著しく多量の水素を生じない設計とする。</p> <p>なお、高圧炉心スプレイ系の水源である復水貯蔵タンクは、炉心冷却機能等を担保するうえで必要な設備ではないが、原子炉冷却材喪失事故等が起こったときに復水貯蔵タンクを使用可能な場合には、水源をサブプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えることで、復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器内にスプレイすることもできる設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備は、設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価条件を満足する設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源とするポンプは、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12 原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、設計基準事故時又は重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭において</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>このうち、高圧炉心スプレイポンプについては、復水貯蔵タンクが水源として使用可能な場合を考慮し、復水貯蔵タンクの圧力及び温度により最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有するように設計する。</p> <p>自動減圧系を除く非常用炉心冷却設備については、作動性を確認するため、発電用原子炉の運転中に、テストラインを用いてポンプの作動試験ができる設計とするとともに、弁については単体で開閉試験ができる設計とする。</p> <p>5.2 高圧炉心スプレイ系</p> <p>高圧炉心スプレイ系は、原子炉冷却材喪失事故時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を炉心上部より燃料集合体上にスプレイし、炉心を冷却する設計とする。</p> <p>なお、高圧炉心スプレイ系の水源である復水貯蔵タンクは、炉心冷却機能等を担保するうえで必要な設備ではないが、原子炉冷却材喪失事故等が起こったときに復水貯蔵タンクを使用可能な場合には、水源をサプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えることで、復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器内にスプレイし、炉心を冷却することもできる設計とする。</p>	<p>も、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>このうち、高圧炉心スプレイポンプについては、復水貯蔵タンクが水源として使用可能な場合を考慮し、復水貯蔵タンクの圧力及び温度により最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有するように設計する。</p> <p>非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のうち、低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）、ほう酸水貯蔵タンク、海を水源とするポンプは、低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）、ほう酸水貯蔵タンク、海の圧力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>自動減圧系を除く非常用炉心冷却設備については、作動性を確認するため、発電用原子炉の運転中に、テストラインを用いてポンプの作動試験ができる設計とするとともに、弁については単体で開閉試験ができる設計とする。</p> <p>5.2 高圧炉心スプレイ系</p> <p>高圧炉心スプレイ系は、原子炉冷却材喪失事故時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を炉心上部より燃料集合体上にスプレイし、炉心を冷却する設計とする。</p> <p>なお、高圧炉心スプレイ系の水源である復水貯蔵タンクは、炉心冷却機能等を担保するうえで必要な設備ではないが、原子炉冷却材喪失事故等が起こったときに復水貯蔵タンクを使用可能な場合には、水源をサプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えることで、復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器内にスプレイし、炉心を冷却することもできる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物、原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>5.2.1 多様性、位置的分散等</p> <p>高圧炉心スプレイ系は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>5.3 低圧炉心スプレイ系</p> <p>低圧炉心スプレイ系は、原子炉冷却材喪失時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を炉心上部より燃料集合体上にスプレイし、炉心を冷却する設計とする。</p>	<p>5.3 低圧炉心スプレイ系</p> <p>低圧炉心スプレイ系は、原子炉冷却材喪失時に、非常用電源設備に結ばれた電動機駆動ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を炉心上部より燃料集合体上にスプレイし、炉心を冷却する設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系が使用できる場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備からの給電により復旧できる設計とする。</p> <p>低圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、低圧炉心スプレイポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へスプレイすることで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>本システムに使用する冷却水は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。</p> <p>低圧炉心スプレイ系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>5.3.1 多様性、位置的分散等</p> <p>低圧炉心スプレイ系は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>5.4 高圧原子炉代替注水系</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備がある発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備として、高圧原子炉代替注水系を設ける設計とする。また、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源システムの機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合に、高圧原子炉代替注水系を現場操作により起動できる設計とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1371 268 2353 390">処設備として使用する高圧原子炉代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却系等を経由して、原子炉压力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p data-bbox="1371 401 2353 525">高圧原子炉代替注水系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1371 535 2353 840">高圧原子炉代替注水系は、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人力によるHPAC注水弁（MV2B1-4）、タービン蒸気入口弁（MV221-22）、RCIC HPACタービン蒸気入口弁（MV221-34）、蒸気外側隔離弁（MV221-21）の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は現場にハンドルを設置することで容易に行える設計とする。</p> <p data-bbox="1371 850 2353 1018">高圧原子炉代替注水系の流路として、設計基準対象施設である原子炉压力容器、炉心支持構造物、原子炉压力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備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 data-bbox="1329 1075 1635 1108">5.5 原子炉隔離時冷却系</p> <p data-bbox="1371 1119 2353 1287">原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1371 1297 2353 1602">原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備として、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合に、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できる設計とする。</p> <p data-bbox="1371 1612 2353 1955">原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場で復水器冷却水入口弁（MV221-7）、RCIC真空タンクドレン弁（V221-575）、RCIC真空タンク水位検出配管ドレン弁（V221-577）、RCIC注水弁（MV221-2）、ミニマムフロー弁（MV221-6）、タービン蒸気入口弁（MV221-22）、蒸気外側隔離弁（MV221-21）を人力操作することにより起動し、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉压力容器へ注水することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計と</p>	



変更前	変更後	記載しない理由
	<p>する。なお、人力による措置は現場にハンドルの設置することで容易に行える設計とする。</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により機能を復旧し、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物、原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>5.5.1 多様性、位置的分散等</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>5.6 低圧原子炉代替注水系</p> <p>5.6.1 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための低圧原子炉代替注水系（常設）を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合並びに全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に、溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止する</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>ための重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系を經由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>発電用原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合及び発電用原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系を經由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）は、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に使用する電動弁は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>(1) 多様性、位置的分散及び独立性</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）は、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動することで、非常用所内電気設備を經由した非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去ポンプを用いた残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイポンプを用いた低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで、サプレッションチェンバのプール水を水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで、原子炉建物内の低圧炉心スプレイポンプ、残留熱除去ポンプ及びサプレッションチェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧原子炉代替注水系（常設）の電動弁は、代替所内電気設備を經由して給電する系統において、独立した電路で系統</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、残留熱除去系に対しては、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、低圧炉心スプレイ系に対しては、水源から注水先である原子炉圧力容器までの系統全体に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧原子炉代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p>5.6.2 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合並びに全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に、溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>発電用原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合及び発電用原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車により代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち系統構成に使用する電動弁は、非常</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である原子炉压力容器、炉心支持構造物、原子炉压力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>(1) 多様性、位置的分散及び独立性</p> <p>低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、代替淡水源を水源とすることで、サブレーションチェンバのプール水を水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>大量送水車は、原子炉建物及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイポンプ並びに原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、残留熱除去系に対しては、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、低圧炉心スプレイ系に対しては、水源から注水先である原子炉压力容器までの系統全体に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧原子炉代</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。また、これらの多様性及び位置的分散によって、低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p>5.7 残留熱除去系（低圧注水モード）</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）が使用できる場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系（低圧注水モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により復旧できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物、残留熱除去系熱交換器、原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>5.7.1 多様性、位置的分散等</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>5.8 ほう酸水注入系</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、事象進展抑制のための設備として、ほう酸水注入系を設ける設計とする。</p> <p>高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を用いた発電用原子炉への高圧注水により原子炉水位を維持できない場合を想定した重大事故等対処設備として使用</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1371 268 2353 346">するほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。</p> <p data-bbox="1371 359 2353 527">ほう酸水注入系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備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 data-bbox="1332 583 1555 615">5.9 水の供給設備</p> <p data-bbox="1356 632 1872 663">5.9.1 重大事故等の収束に必要な水源</p> <p data-bbox="1421 674 2353 930">設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水槽、サブプレッションチェンバ及びほう酸水貯蔵タンクを重大事故等の収束に必要な水源として設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1421 940 2353 1018">これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に、代替淡水源として輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1421 1029 2353 1150">また、淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が使用できない場合に、海を水源として利用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1386 1167 1896 1199">(1) 低圧原子炉代替注水槽からの水の供給</p> <p data-bbox="1421 1209 2353 1423">低圧原子炉代替注水槽は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（常設）及びペDESTAL代替注水系（常設）の水源として使用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1386 1440 1923 1472">(2) サプレッションチェンバからの水の供給</p> <p data-bbox="1421 1482 2353 1822">サブプレッションチェンバ（容量2800m<sup>3</sup>、個数1）は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧原子炉代替注水系及び残留熱代替除去系並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の水源として使用できる設計とする。</p> <p data-bbox="1386 1839 1872 1871">(3) ほう酸水貯蔵タンクからの水の供給</p> <p data-bbox="1421 1881 2353 1959">ほう酸水貯蔵タンクは、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段であ</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>るほう酸水注入系の水源として使用できる設計とする。</p> <p>(4) 代替淡水源からの水の供給</p> <p>代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は、想定される重大事故等時において、低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（可搬型）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）の水源として、また、燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の水源として使用できる設計とする。</p> <p>(5) 海からの水の供給</p> <p>海は、想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が使用できない場合に、低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイに使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（可搬型）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）の水源として、また、燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の水源として、さらに、原子炉補機代替冷却系及び原子炉建物放水設備の水源として利用できる設計とする。</p> <p>大量送水車及び大型送水ポンプ車は、海水を各系統へ供給できる設計とする。</p> <p>(6) 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）</p> <p>構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、想定される重大事故等が発生した場合において、中央制御室及び緊急時対策所から輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）周辺の監視が可能な耐震性を有する設計とする。</p> <p>構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、非常用ディーゼル発電設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>5.9.2 水源へ水を供給するための設備</p> <p>設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備として、大量送水車を設ける設計とする。</p> <p>また、海を利用するために必要な設備として、大量送水車を設ける設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>代替水源からの移送ルートを確認するとともに、可搬型のホース、大量送水車については、複数箇所に分散して保管する。</p> <p>(1) 低圧原子炉代替注水槽の水の供給</p> <p>重大事故等の収束に必要な水源である低圧原子炉代替注水槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として使用する大量送水車は、代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の淡水を低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。</p> <p>また、淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が使用できない場合に、重大事故等の収束に必要な水源である低圧原子炉代替注水槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として使用する大量送水車は、海水を低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。</p>	
<p>6. 原子炉冷却材補給設備</p> <p>6.1 原子炉隔離時冷却系</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、発電用原子炉停止後、何らかの原因で給水系が停止した場合に原子炉水位を維持するための設備であり、原子炉蒸気の一部を用いたタービン駆動ポンプにより、サプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器に補給し水位を維持できる設計とする。</p> <p>なお、原子炉隔離時冷却系の水源である復水貯蔵タンクは、原子炉停止後の除熱機能を担保するうえで必要な設備ではないが、発電用原子炉停止後、何らかの原因で給水系が停止したときに復水貯蔵タンクを使用可能な場合には、水源をサプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えることで、復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器内に補給し水位を維持することもできる設計とする。</p> <p>また、原子炉隔離時冷却系は、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する25mm(1インチ)径相当の小口径配管、小さな機器の破断又は損傷による冷却材の漏えいがあった場合でも、燃料の許容設計限界をこえることなく十分に給水できる設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、短時間の全交流動力電源喪失時においても、原子炉水位を維持することにより、炉心を冷却する機能を有する設計とする。</p> <p>6.2 復水輸送系</p> <p>通常運転中の原子炉冷却システムへの補給水、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の原子炉への注入水を貯蔵するため、復水貯蔵タンクを設置する設計とする。</p>	<p>6. 原子炉冷却材補給設備</p> <p>6.1 原子炉隔離時冷却系</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、発電用原子炉停止後、何らかの原因で給水系が停止した場合に原子炉水位を維持するための設備であり、原子炉蒸気の一部を用いたタービン駆動ポンプにより、サプレッションチェンバのプール水を原子炉圧力容器に補給し水位を維持できる設計とする。</p> <p>なお、原子炉隔離時冷却系の水源である復水貯蔵タンクは、原子炉停止後の除熱機能を担保するうえで必要な設備ではないが、発電用原子炉停止後、何らかの原因で給水系が停止したときに復水貯蔵タンクを使用可能な場合には、水源をサプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えることで、復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器内に補給し水位を維持することもできる設計とする。</p> <p>また、原子炉隔離時冷却系は、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する25mm(1インチ)径相当の小口径配管、小さな機器の破断又は損傷による冷却材の漏えいがあった場合でも、燃料の許容設計限界をこえることなく十分に給水できる設計とする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間、炉心を冷却する機能を有する設計とする。</p> <p>6.2 復水輸送系</p> <p>変更なし</p>	
<p>7. 原子炉補機冷却設備</p> <p>7.1 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む）</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、発電用原子炉停止時に残留熱除去系により除去された原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を、短時間の全交流動力電源喪失時を除いて、最終的な熱の逃がし場である海に輸送できる設計とする。</p>	<p>7. 原子炉補機冷却設備</p> <p>7.1 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、発電用原子炉停止時に残留熱除去系により除去された原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を、常設代替交流電源設備から電気の供給が開始されるまでの間の全交流動力電源</p>	



変更前	変更後	記載しない理由
<p>また、津波、溢水又は発電所敷地若しくはその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して安全性を損なわない設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、原子炉補機から発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海水に輸送するために必要な容量を有する設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、残留熱除去系の2系統に対応して原子炉補機冷却系区分Ⅰ、区分Ⅱの2区分に分離し、残留熱除去系機器の冷却を行うことができる設計とする。</p> <p>7.2 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備である高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、重要安全施設において発生した熱を、短時間の全交流動力電源喪失時を除いて、最終的な熱の逃がし場である海に輸送できる設計とする。</p> <p>また、津波、溢水又は発電所敷地若しくはその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して安全性を損なわない設計とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、原子炉補機から発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海水に伝達するために必要な容量を有する設計とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、高圧炉心スプレイ系機器の冷却を行うことができる設計とする。</p>	<p>喪失時を除いて、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送が可能な設計とする。</p> <p>また、津波、溢水又は発電所敷地若しくはその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して安全性を損なわない設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、原子炉補機から発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海水に輸送するために必要な容量を有する設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、残留熱除去系の2系統に対応して原子炉補機冷却系区分Ⅰ、区分Ⅱの2区分に分離し、残留熱除去系機器の冷却を行うことができる設計とする。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>7.2 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備である高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、重要安全施設において発生した熱を、常設代替交流電源設備から電気の供給が開始されるまでの間の全交流動力電源喪失時を除いて、最終的な熱の逃がし場である海に輸送できる設計とする。</p> <p>また、津波、溢水又は発電所敷地若しくはその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対して安全性を損なわない設計とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、原子炉補機から発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海水に伝達するために必要な容量を有する設計とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、高圧炉心スプレイ系機器の冷却を行うことができる設計とする。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）は、設計基</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>7.3 原子炉補機代替冷却系</p> <p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉補機代替冷却系を設ける設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する原子炉補機代替冷却系は、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で除去した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するため、原子炉格納容器内の冷却等のため及び炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の過圧による破損を防止するための重大事故等対処設備として使用する原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備を屋外の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で除去した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車を屋内の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備を屋外の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで、燃料プール冷却系熱交換器等で除去した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p> <p>屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車を屋内の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系に海水を送水することで、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>移動式代替熱交換設備は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>また、大型送水ポンプ車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>7.3.1 多様性、位置的分散及び独立性</p> <p>原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、移動式代替熱交換設備を常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性及び独立性を有する設計とし、大型送水ポンプ車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉補機代替冷却系は、格納容器フィルタベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。</p> <p>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉建物及び格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプ並びに原子炉建物外の格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機海水系に対して独立性を有するとともに、移動式代替熱交換設備から屋外の接続口を介した原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との離隔を考慮した設計とする。</p> <p>また、大型送水ポンプ車から屋内の接続口を介した原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉補機代</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>替冷却系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>	
<p>8. 原子炉冷却材浄化設備</p> <p>8.1 原子炉浄化系</p> <p>原子炉浄化系は、原子炉冷却材の純度を保つための設備であり、原子炉再循環配管及び原子炉圧力容器底部から原子炉冷却材の一部を抜き出して、ろ過脱塩した後、給水系へ戻すことにより、原子炉冷却材中の不純物及び放射性物質の濃度を発電用原子炉施設の運転に支障を及ぼさない値以下に保つことができる設計とする。</p> <p>放射性物質を含む原子炉冷却材を原子炉起動時、停止時及び高温待機時において原子炉冷却システム外に排出する場合は、原子炉浄化系により原子炉冷却材を浄化して、液体廃棄物処理系へ導く設計とする。</p>	<p>8. 原子炉冷却材浄化設備</p> <p>変更なし</p>	
<p>9. 原子炉格納容器内の原子炉冷却材漏えいを監視する装置</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいに対して、ドライウェル冷却装置凝縮水量、ドライウェル床ドレンサンプ水位、ドライウェル機器ドレンサンプ水位及びドライウェル内雰囲気放射性物質濃度の測定により検出する装置を設ける設計とする。</p> <p>このうち、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の漏えいに対しては、ドライウェル床ドレンサンプ水位により1時間以内に0.23m<sup>3</sup>/hの漏えい量を検出する能力を有する設計とするとともに、自動的に中央制御室に警報を発信する設計とする。また、測定値は、中央制御室に指示する設計とする。</p> <p>ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置は、ドライウェル床ドレンサンプに設ける設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいは、ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置にて検出できる設計とする。</p> <p>ドライウェル床ドレンサンプ水位測定装置が故障した場合は、これと同等の機能を有するドライウェル冷却装置凝縮水量測定装置及びドライウェル内雰囲気放射性物質濃度測定装置により、漏えい位置を特定できない原子炉格納容器内の漏えいを検知可能な設計とする。</p>	<p>9. 原子炉格納容器内の原子炉冷却材漏えいを監視する装置</p> <p>変更なし</p>	
<p>10. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>原子炉冷却系統、原子炉浄化系及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に係る容器、管、ポンプ及び弁は、原子炉冷却材の循環、沸騰その他の原子炉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原子炉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>管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものに関する流体振動評価は、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（J S M E S O 1 2）の規定に基づく手法及び評価フローに従った設計とする。</p> <p>温度差のある流体の混合等で生ずる温度変動により発生する配管の高サイクル熱疲労による損傷防止は、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（J S M E S O 1 7）の規定に基づく手法及び評価フローに従った設計とする。</p>	<p>10. 流体振動等による損傷の防止</p> <p>変更なし</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p>11. インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として使用する逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作によって作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系注水弁 (MV222-5A, 5B, 5C) 及び低圧炉心スプレイ系注水弁 (MV223-2) は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。</p> <p>なお、設計基準事故対処設備である残留熱除去系注水弁 (MV222-5A, 5B, 5C) 及び低圧炉心スプレイ系注水弁 (MV223-2) を重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として使用することから、重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として使用する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル (設置枚数 2 枚, 開放差圧 6.9kPa 以下) (原子炉格納施設の設備を原子炉冷却系統施設の設備として兼用) は、高圧の原子炉冷却材が原子炉建物原子炉棟 (二次格納施設) 内へ漏えいして蒸気となり、原子炉建物原子炉棟 (二次格納施設) 内の圧力が上昇した場合において、外気との差圧により自動的に開放し、原子炉建物原子炉棟 (二次格納施設) 内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</p>	
-	<p>12. 設備の共用</p> <p>復水輸送系は、1号機及び2号機間で相互に接続するが、連絡時以外においては、号炉間の接続部の弁を常時閉とすることにより物理的に分離し、安全性を損なわない設計とする。また、2号機の系統圧力が1号機の系統圧力より高い設計となっているが、逆止弁を設けることで、1号機から2号機への連絡時においても1号機側へ流出しない設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。</p>	
<p>13. 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>本系統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>13. 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>本系統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>本記載は、要目表対象を示したリストに関する記載であるため、記載しない。</p>

4. 蒸気タービンの基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<p>用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」、「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>用語の定義は「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>蒸気タービンの共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.7 内燃機関の設計条件を除く。), 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>第1章 共通項目</p> <p>蒸気タービンの共通項目である「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 (5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件を除く。), 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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 蒸気タービン</p> <p>設計基準対象施設に施設する蒸気タービン及び蒸気タービンの附属設備は、振動対策、過速度対策等各種の保護装置及び監視制御装置によって、運転状態の監視を行い、発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、以下の事項を考慮した設計とする。</p> <p>1.1 蒸気タービン本体</p> <p>蒸気タービンの定格出力は、排気圧力真空度 96.3kPa、補給水率 0.5%にて、発電端で 820000kW となる設計とする。</p> <p>定格熱出力一定運転の実施においても、蒸気タービン設備の保安が確保できるように定格熱出力一定運転を考慮した設計とする。</p> <p>蒸気タービンは、非常調速装置が作動したときに達する回転速度、及びタービンの起動時及び停止過程を含む運転中に主要な軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有する設計とする。</p> <p>蒸気タービンの軸受は、主油ポンプ、ターニング油ポンプ（補助油ポンプ）、非常用軸受油ポンプ等の軸受潤滑設備を設置することにより、運転中の荷重を安定に支持でき、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じない設計とする。</p> <p>蒸気タービン及び発電機その他の回転体を同一の軸に結合したものの危険速度は、速度調定率で定まる回転速度の範囲のうち最小の回転速度から、非常調速装置が作動したときに達する回転速度までの間に発生しない設計とする。</p> <p>また、蒸気タービンの起動時の暖機用の回転速度を危険速度付近に設定しない設計とするとともに、危険速度を通過する際には速やかに昇速できる設計とする。</p> <p>蒸気タービン及びその附属設備の耐圧部分の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力が当該部分に使用する材料の許容応力を超えない設計とする。</p> <p>蒸気タービンには、その回転速度及び出力が負荷の変動の際にも持続的に動揺することを防止する調速装置を設けるとともに、運転中に生じた過回転、発電機の内部故障、復水器真空低下、スラスト軸受の摩耗による設備の破損を防止するため、その異常が発生した場合に</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 蒸気タービン</p> <p>設計基準対象施設に施設する蒸気タービン及び蒸気タービンの附属設備は、想定される環境条件において、材料に及ぼす化学的及び物理的影響を考慮した設計とする。</p> <p>また、振動対策、過速度対策等各種の保護装置及び監視制御装置により、中央制御室及び現場において運転状態の監視を行い、発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、以下の事項を考慮して設計する。</p> <p>1.1 蒸気タービン本体</p> <p>蒸気タービンの定格出力は、排気圧力真空度 96.3kPa、補給水率 0.5%にて、発電端で 820000kW となる設計とする。</p> <p>定格熱出力一定運転の実施においても、蒸気タービン設備の保安が確保できるように定格熱出力一定運転を考慮した設計とする。</p> <p>蒸気タービンは、非常調速装置が作動したときに達する回転速度並びに蒸気タービンの起動時及び停止過程を含む運転中に主要な軸受又は軸に発生しうる最大の振動に対して構造上十分な機械的強度を有する設計とする。</p> <p>また、蒸気タービンの軸受は、主油ポンプ、ターニング油ポンプ（補助油ポンプ）、非常用軸受油ポンプ等の軸受潤滑設備を設置することにより、運転中の荷重を安定に支持でき、かつ、異常な摩耗、変形及び過熱が生じない設計とする。</p> <p>蒸気タービン及び発電機その他の回転体を同一の軸に結合したものの危険速度は、速度調定率で定まる回転速度の範囲のうち最小の回転速度から、非常調速装置が作動したときに達する回転速度までの間に発生しない設計とする。</p> <p>また、蒸気タービン起動時の暖機用の回転速度を危険速度付近に設定しない設計とするとともに、危険速度を通過する際には速やかに昇速できる設計とする。</p> <p>蒸気タービン及びその附属設備の耐圧部分の構造は、最高使用圧力又は最高使用温度において発生する最大の応力が当該部分に使用する材料の許容応力を超えない設計とする。</p> <p>蒸気タービンには、その回転速度及び出力が負荷の変動の際にも持続的に動揺することを防止する調速装置を設けるとともに、運転中に生じた過回転、発電機の内部</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>蒸気タービンに流入する蒸気を自動的かつ速やかに遮断する非常調速装置及び保安装置を設置する。</p> <p>なお、過回転については定格回転速度の 1.11 倍を超えない回転数で非常調速装置が作動する設計とする。</p> <p>蒸気タービン及びその附属設備であって、最高使用圧力を超える過圧が生じるおそれのあるものにあつては、排気圧力の上昇時に過圧を防止できる容量を有し、かつ、最高使用圧力以下で動作する大気放出板を設置し、その圧力を逃がすことができる設計とする。</p> <p>蒸気タービンには、設備の損傷を防止するため、以下の運転状態を計測する監視装置を設け、各部の状態を監視することができる設計とする。</p> <p>①蒸気タービンの回転速度 ②主蒸気止め弁の前及び組合せ中間弁の前における蒸気の圧力及び温度 ③蒸気タービンの排気圧力 ④蒸気タービンの軸受の入口における潤滑油の圧力 ⑤蒸気タービンの軸受の出口における潤滑油の温度又は軸受メタル温度 ⑥蒸気加減弁の開度 ⑦蒸気タービンの振動の振幅</p> <p>蒸気タービンは、振動を起こさないように十分考慮をばらうとともに、万一、振動が発生した場合にも振動監視装置により、回転速度が定格回転速度以上の時に軸振動0.175mm にて警報を発するように設計する。また、運転中振動の振幅を自動的に記録できる設計とする。</p> <p>復水器は、設計冷却水温度20℃、タービン定格出力、大気圧101kPa [abs] において真空度96.3kPaを確保できるようにする。</p>	<p>部故障、復水器真空低下、スラスト軸受の摩耗による設備の破損を防止するため、その異常が発生した場合に蒸気タービンに流入する蒸気を自動的かつ速やかに遮断する非常調速装置及び保安装置を設置する。</p> <p>また、調速装置は、最大負荷を遮断した場合に達する回転速度を非常調速装置が作動する回転速度未満にする能力を有する設計とする。</p> <p>なお、過回転については定格回転速度の 1.11 倍を超えない回転数で非常調速装置が作動する設計とする。</p> <p>蒸気タービン及びその附属設備であって、最高使用圧力を超える過圧が生じるおそれのあるものにあつては、排気圧力の上昇時に過圧を防止することができる容量を有し、かつ、最高使用圧力以下で動作する大気放出板を設置し、その圧力を逃がすことができる設計とする。</p> <p>蒸気タービンには、設備の損傷を防止するため、以下の運転状態を計測する監視装置を設け、各部の状態を監視することができる設計とする。</p> <p>(1) 蒸気タービンの回転速度 (2) 主蒸気止め弁の前及び組合せ中間弁の前における蒸気の圧力及び温度 (3) 蒸気タービンの排気圧力 (4) 蒸気タービンの軸受の入口における潤滑油の圧力 (5) 蒸気タービンの軸受の出口における潤滑油の温度又は軸受メタル温度 (6) 蒸気加減弁の開度 (7) 蒸気タービンの振動の振幅</p> <p>蒸気タービンは、振動を起こさないように十分考慮をばらうとともに、万一、振動が発生した場合にも振動監視装置により、警報を発するように設計する。また、運転中振動の振幅を自動的に記録できる設計とする。</p> <p>蒸気タービン及びその附属設備の構造設計において発電用火力設備に関する技術基準を定める省令及びその解釈に規定のないものについては、信頼性が確認され十分な実績のある設計方法、安全率等を用いるほか、最新知見を反映し、十分な安全性を持たせることにより保安が確保できる設計とする。</p> <p>復水器は、設計冷却水温度 20℃、タービン定格出力、大気圧 101kPa [abs] において真空度 96.3kPa を確保できる設計とする。</p>	
<p>1.2 蒸気タービンの附属設備</p> <p>ポンプを除く蒸気タービンの附属設備に属する容器及び管の耐圧部分に使用する材料は、想定される環境条件において、材料に及ぼす化学的及び物理的影響に対し、安全な化学的成分及び機械的強度を有するものを使用する。</p> <p>蒸気タービンの附属設備のうち、主要な耐圧部の溶接部については、次のとおりとし、使用前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> <p>(1) 不連続で特異な形状でないものであること。</p>	<p>1.2 蒸気タービンの附属設備</p> <p>ポンプを除く蒸気タービンの附属設備に属する容器及び管の耐圧部分に使用する材料は、想定される環境条件において、材料に及ぼす化学的及び物理的影響に対し、安全な化学的成分及び機械的強度を有するものを使用する。</p> <p>また、蒸気タービンの附属設備のうち、主要な耐圧部の溶接部については、次のとおりとし、使用前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> <p>(1) 不連続で特異な形状でないものであること。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>(2) 溶接による割れが生じるおそれがなく、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したものであること。</p> <p>(3) 適切な強度を有するものであること。</p> <p>(4) 機械試験その他の評価方法により適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることをあらかじめ確認したもにより溶接したものであること。</p> <p>主要な耐圧部の溶接部とは、蒸気タービンに係る蒸気だめ又は熱交換器のうち水用の容器又は管であって、最高使用温度 100℃未満のものについては、最高使用圧力 1960kPa、それ以外の容器については、最高使用圧力 98kPa、水用の管以外の管については、最高使用圧力 980kPa（長手継手の部分にあつては、490kPa）以上の圧力が加えられる部分について溶接を必要とするものをいう。また、蒸気タービンに係る外径 150mm 以上の管のうち、耐圧部について溶接を必要とするものをいう。</p> <p>復水給水系には、復水ろ過脱塩装置及び復水脱塩装置を設け、高純度の給水を原子炉へ供給できるようにする。また、4段の低圧給水加熱器及び2段の高圧給水加熱器を設け、原子炉への適切な給水温度を確保できるような設計とする。</p> <p>蒸気タービン及びその附属設備の構造設計において発電用火力設備に関する技術基準を定める省令及びその解釈に規定のないものについては、信頼性が確認され十分実績のある設計方法、安全率を用いる他、最新知見を反映し、十分な安全性を持たせることにより保安が確保できる設計とする。</p> <p>蒸気タービンの全ての構造・材料については、エロージョン・コロージョンに対する経験を十分に反映するとともに、最新の知見を反映し、十分な安全性を持たせることにより保安が確保できる設計とする。</p> <p>既設設備の設計仕様、機能に影響のない設計とする。</p> <p>蒸気タービンは所要の性能を確認するために必要な保守及び点検が可能なように、容易に分解及び構成部品の交換ができる構造の設計とする。</p>	<p>(2) 溶接による割れが生じるおそれがなく、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したものであること。</p> <p>(3) 適切な強度を有するものであること。</p> <p>(4) 機械試験その他の評価方法により適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることをあらかじめ確認したもにより溶接したものであること。</p> <p>なお、主要な耐圧部の溶接部とは、蒸気タービンに係る蒸気だめ又は熱交換器のうち水用の容器又は管であって、最高使用温度 100℃未満のものについては、最高使用圧力 1960kPa、それ以外の容器については、最高使用圧力 98kPa、水用の管以外の管については、最高使用圧力 980kPa（長手継手の部分にあつては、490kPa）以上の圧力が加えられる部分について溶接を必要とするものをいう。また、蒸気タービンに係る外径 150mm 以上の管のうち、耐圧部について溶接を必要とするものをいう。</p> <p>蒸気タービンの附属設備の機器仕様は、運転中に想定される最大の圧力・温度、必要な容量等を考慮した設計とする。</p>	
<p>2. 主要対象設備</p> <p>蒸気タービンの対象となる主要な設備について、「表 1 蒸気タービンの主要設備リスト」に示す。</p>	<p>2. 主要対象設備</p> <p>蒸気タービンの対象となる主要な設備について、「表 1 蒸気タービンの主要設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は、要目表対象を示したリストに関する記載であるため、記載しない。</p>



5. 計測制御系統施設の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<p>用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」, 「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>用語の定義は「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>本記載は概要であるため, 記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>計測制御系統施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.7 内燃機関を除く。), 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>第1章 共通項目</p> <p>計測制御系統施設の共通項目である「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 (5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件を除く。), 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>本記載は概要であるため, 記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 計測制御系統施設</p> <p>1.1 反応度制御系統及び原子炉停止系統共通</p> <p>発電用原子炉施設には, 制御棒の挿入位置を調節することによって反応度を制御する制御棒及び制御棒駆動水圧系, 再循環流量を調整することによって反応度を制御する原子炉再循環流量制御系の独立した原理の異なる反応度制御系統を施設し, 計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有する設計とする。</p> <p>通常運転時の高温状態において, 独立した原子炉停止系統である制御棒及び制御棒駆動水圧系による制御棒の炉心への挿入並びにほう酸水注入系による炉心へのほう酸注入は, それぞれ発電用原子炉を未臨界に移行でき, かつ, 維持できる設計とする。</p> <p>運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても, 制御棒及び制御棒駆動水圧系による制御棒の炉心への挿入により, 燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉を未臨界に移行でき, かつ, 維持できる設計とする。</p> <p>設置 (変更) 許可を受けた原子炉冷却材喪失その他の設計基準事故時の評価において, 制御棒及び制御棒駆動水圧系は, 原子炉非常停止信号によって, 水圧制御ユニットアキュムレータの圧力により制御棒を緊急挿入できる設計とするとともに, 制御棒が確実に挿入され, 炉心を未臨界に移行でき, かつ, それを維持できる設計とする。</p> <p>制御棒及びほう酸水は, 通常運転時における圧力, 温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において, 必要な耐放射線性, 寸法安定性, 耐熱性, 核性質, 耐食性及び化学的安定性を保持する設計とする。</p> <p>1.2 制御棒及び制御棒駆動水圧系</p> <p>制御棒は, 最大の反応度値を持つ制御棒1本が完全に炉心の外に引き抜かれていて, その他の制御棒が全挿入の場合, 高温状態及び低温状態において常に炉心を未臨界に移行できる設計とする。</p> <p>また, 発電用原子炉の運転中に, 完全に挿入されている制御棒を除く, 他のいずれかの制御棒が動作不能となった場合は, 動作可能な制御棒のうち最大反応度値を有する制御棒1本が完全に炉心の外に引き抜かれた状態でも, 他のすべての動作可能な制御棒により, 高温状態及び低温状態において炉心を未臨界に保持できることを評価確認し, 確認できない場合に</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 計測制御系統施設</p> <p>1.1 反応度制御系統及び原子炉停止系統共通</p> <p>変更なし</p> <p>1.2 制御棒及び制御棒駆動水圧系</p> <p>変更なし</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>は、発電用原子炉を停止するように保安規定に定めて管理する。</p> <p>反応度が大きく、かつ急激に投入される事象による影響を小さくするため、制御棒の落下速度を設置（変更）許可を受けた「制御棒落下」の評価で想定した落下速度以下に制御棒落下速度リミッタの効果により制限することで、反応度添加率を抑制する。</p> <p>また、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」の評価で想定した制御棒引抜速度以下に制限することで、反応度添加率を抑制するとともに、零出力ないし低出力においては、運転員の制御棒引抜操作を制限する補助機能として、制御棒価値ミニマイザを設けることで、引き抜く制御棒の最大反応度価値を制限する。</p> <p>さらに、中性子束高による原子炉非常停止信号を設ける設計とする。</p> <p>これらにより、想定される反応度投入事象発生時に燃料の最大エンタルピや原子炉圧力の上昇を低く抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の破損を生じさせない設計とする。</p> <p>なお、制御棒引抜手順については、保安規定に定めて管理する。</p> <p>制御棒及び制御棒駆動水圧系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、キセノン崩壊による反応度添加及び高温状態から低温状態までの反応度添加を制御し、低温状態で炉心を未臨界に移行して維持できる設計とする。</p> <p>制御棒は、十字形に組み合わせたステンレス鋼製のU字形シースの中に中性子吸収材を納めたものであり、各制御棒は4体の燃料体の中央に、炉心全体にわたって一様に配置する設計とする。</p> <p>制御棒の駆動は、ピストン上部又は下部に駆動水を供給することにより、原子炉圧力容器底部から行う設計とする。</p> <p>通常駆動時は、駆動水ポンプにより加圧された駆動水で駆動し、スクラム時及び選択制御棒挿入時の駆動源は、各々の制御棒駆動機構ごとに設ける水圧制御ユニットのアクيومレータの高圧室素により加圧された駆動水を供給することで制御棒を駆動する設計とする。</p> <p>原子炉冷却材の漏えいが生じた場合、その漏えい量が10mm(3/8インチ)径の配管破断に相当する量以下の場合には制御棒駆動水圧ポンプで補給できる設計とする。</p> <p>制御棒駆動水圧系は、発電用原子炉の緊急停止時に制御棒の挿入時間が、発電用原子炉の燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷を防ぐために適切な値となるような速度で炉心内に挿入できること、並びに通常運転時において制御棒の異常な引き抜きが発生した場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超える駆動速度で引き抜きできない設計とする。</p> <p>なお、設置（変更）許可を受けた仕様及び運転時の異常な過渡変化並びに設計基準事故の評価で設定した制御棒の挿入時間、並びに設置（変更）許可を受けた「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>制御棒は、原子炉モードスイッチが「停止」の位置にあるとき、原子炉モードスイッチが「燃料取替」位置にある場合で、1本制御棒が引抜かれているとき、原子炉モードスイッチが「燃料取替」位置にある場合で、燃料取替機が原子炉上部にあり、荷重中のとき、原子炉モ</p>		

変更前	変更後	記載しない理由
<p>ードスイッチが「燃料取替」位置にある場合で、スクラム排水容器水位高によるスクラム信号をバイパスしているとき、原子炉モードスイッチが「燃料取替」又は「起動」位置にある場合で、中性子源領域計装又は中間領域計装の指示高、指示低若しくは動作不能及び同計装の検出器が炉心内の所定の位置にないとき、原子炉モードスイッチが「運転」位置にある場合で、平均出力領域計装の指示低のとき、平均出力領域計装の指示高又は動作不能のとき、スクラム排水容器水位高による制御棒引抜阻止信号のあるとき、制御棒価値ミニマイザによる制御棒引抜阻止信号のあるとき、制御棒引抜監視装置からの制御棒引抜阻止信号のあるときは、引抜きを阻止できる設計とする。</p> <p>制御棒駆動機構は、各制御棒に独立して設けられたラッチ付水圧駆動ピストン式のものであり、カップリングスパッド、インデックスチューブと駆動ピストン、コレット集合体、ピストンチューブとストップピストン及びシリンダチューブで構成され、制御棒の駆動動力源である制御棒駆動水圧ポンプによる水圧が喪失した場合においても、ラッチ機構により制御棒を現状位置に保持し、発電用原子炉の反応度を増加させる方向に動作させない設計とする。</p> <p>また、制御棒駆動機構と制御棒とはカップリングを介して容易に外れない構造とする。</p> <p>制御棒駆動水圧系にあっては、制御棒の挿入その他の衝撃により制御棒、燃料体、その他の炉心を構成するものを損壊しない設計とする。</p> <p>1.3 原子炉再循環流量制御系</p> <p>原子炉再循環流量制御系は、原子炉再循環ポンプ速度を調整することにより、原子炉出力を制御できる設計とする。</p> <p>また、タービントリップ又は発電機負荷遮断直後の原子炉出力を抑制するため、主蒸気止め弁閉止又は蒸気加減弁急速閉止の信号により、原子炉再循環ポンプ2台が同時にトリップする機能を設ける設計とする。</p> <p>1.4 ほう酸水注入系</p> <p>ほう酸水注入系は、制御棒挿入による原子炉停止が不能になった場合、手動で中性子を吸収するほう酸水（五ほう酸ナトリウム溶液）を炉心に注入する設備であり、単独で定格出力運転中の発電用原子炉を高温状態及び低温状態において十分未臨界に維持できるだけの反応度効果を持つ設計とする。</p>	<p>1.3 原子炉再循環流量制御系</p> <p>変更なし</p> <p>1.4 ほう酸水注入系</p> <p>ほう酸水注入系は、制御棒挿入による原子炉停止が不能になった場合、手動で中性子を吸収するほう酸水（五ほう酸ナトリウム溶液）を炉心に注入する設備であり、単独で定格出力運転中の発電用原子炉を高温状態及び低温状態において十分未臨界に維持できるだけの反応度効果を持つ設計とする。</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を設ける設計とする。</p> <p>原子炉保護系、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用するほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>1.5 原子炉圧力制御系</p> <p>原子炉圧力制御系は、原子炉圧力をあらかじめ定めた値に保つため、蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の開度を自動制御する設計とする。</p> <p>また、原子炉圧力が急激に上昇するような場合には、タービンバイパス弁を開き、原子炉圧力の過度の上昇を抑制する設計とする。</p> <p>圧力制御装置は主蒸気止め弁の上流側の主蒸気圧力と、あらかじめ設定した圧力設定値とを比較し、圧力偏差信号を発信して、蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の開度を制御することにより、負荷の変動その他の発電用原子炉の運転に伴う原子炉圧力容器内の圧力の変動を自動的に調整する設計とする。</p> <p>1.6 原子炉給水制御系</p> <p>原子炉水位制御系は、原子炉水位を一定に保つようするため、原子炉給水流量、主蒸気流量及び原子炉水位の信号を取り入れ、タービン駆動給水ポンプの速度を調整すること等により原子炉給水流量を自動的に制御できる設計とする。</p>	<p>ほう酸水注入系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、炉心支持構造物、原子炉圧力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>1.5 原子炉圧力制御系 変更なし</p> <p>1.6 原子炉給水制御系 変更なし</p>	
<p>2. 計測装置等</p> <p>2.1 計測装置</p> <p>2.1.1 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計測</p> <p>計測制御系統施設は、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内で監視できる設計とする。</p> <p>また、設計基準事故が発生した場合の状況把握及び対策を講じるために必要なパラメータは、設計基準事故時に想定される環境下において十分な測定範囲及び期間にわたり監視できるとともに、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却に係るものについては、設計基準事故時においても2種類以上監視又は推定できる設計とする。</p> <p>炉心における中性子束密度を計測するため、原子炉内に設置した検出器で中性子源領域、中間領域、出力領域の3つの領域に分けて中性子束を計測できる設計とする。</p> <p>炉周期は中性子源領域計装の計測結果を用いて演算できる設計とする。</p>	<p>2. 計測装置等</p> <p>2.1 計測装置</p> <p>2.1.1 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時における計測</p> <p>計測制御系統施設は、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内で監視できる設計とする。</p> <p>また、設計基準事故が発生した場合の状況把握及び対策を講じるために必要なパラメータは、設計基準事故時に想定される環境下において十分な測定範囲及び期間にわたり監視できるとともに、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却に係るものについては、設計基準事故時においても2種類以上監視又は推定できる設計とする。</p> <p>炉心における中性子束密度を計測するため、原子炉内に設置した検出器で中性子源領域、中間領域、出力領域の3つの領域に分けて中性子束を計測できる設計とする。</p> <p>炉周期は中性子源領域計装の計測結果を用いて演算できる設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し、当該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して、原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>器及び原子炉格納容器への注水量，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び酸素濃度，原子炉建物内の水素濃度，未臨界の維持又は監視，最終ヒートシンクの確保の監視，格納容器バイパスの監視並びに水源の確保の監視に必要なパラメータを計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>なお，電源設備の受電状態，重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとし，重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータの運用については，保安規定に定めて管理する。</p> <p>重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障により，当該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を計測することが困難となった場合において，当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する設計とする。</p> <p>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は，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし，計測する装置は「表1 計測制御系統施設の主要設備リスト」の「計測装置」に示す重大事故等対処設備の他，原子炉圧力容器温度（S A）（個数2，計測範囲0～500℃），スクラバ容器水位（個数8，計測範囲 <input type="text"/> mm），スクラバ容器圧力（個数4，計測範囲0～1MPa），スクラバ容器温度（個数4，計測範囲0～300℃），第1ベントフィルタ出口水素濃度（個数1（予備1），計測範囲0～20vol%/0～100vol%），残留熱除去系熱交換器冷却水流量（個数2，計測範囲0～1500m<sup>3</sup>/h），低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力（個数2，計測範囲0～4MPa），原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力（個数1，計測範囲0～10MPa），高圧炉心スプレイポンプ出口圧力（個数1，計測範囲0～12MPa），残留熱代替除去ポンプ出口圧力（個数2，計測範囲0～3MPa），静的触媒式水素処理装置入口温度（個数2，計測範囲0～100℃），静的触媒式水素処理装置出口温度（個数2，計測範囲0～400℃）とする。</p> <p>2.1.2 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の計測</p> <p>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の変動する可能性のある範囲を測定できる設備として，格納容器水素濃度（S A），格納容器酸素濃度（S A），格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）を設ける設計とする。</p> <p>格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は，格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A））（圧縮機（個数1，吐出圧力0.86MPa以上，容量12.4ℓ/min以上），冷却器（個数1，容量15.4kJ/h以上），窒素ポンベ（個数2（予備2）））により原子炉格納容器</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室（「1, 2号機共用」（以下同じ。））より監視できる設計とする。</p> <p>格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、格納容器ガスサンプリング装置（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系））（サンプリングポンプ（個数1, 吐出圧力0.66MPa以上, 容量1ℓ/min/個以上）, 冷却器（個数2, 伝熱面積0.22m<sup>2</sup>/個以上））により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。</p> <p>格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>なお、原子炉補機代替冷却系から冷却水を供給することにより、サンプリングガスを冷却できる設計とする。</p> <p>2.1.3 格納容器フィルタベント系排出経路内の水素濃度の計測</p> <p>格納容器フィルタベント系の排出経路における水素濃度を測定し、監視できるように、第1ベントフィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口水素濃度（個数1（予備1）, 計測範囲0～20vol%/0～100vol%）を設ける設計とする。</p> <p>第1ベントフィルタ出口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>2.1.4 原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした水素濃度の計測</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定できる監視設備として、原子炉建物水素濃度を設ける設計とする。</p> <p>原子炉建物水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とする。</p> <p>原子炉建物水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>2.1.5 静的触媒式水素処理装置の作動状態監視</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、水素濃度制御設備である静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>2.2 警報装置等</p> <p>設計基準対象施設は、発電用原子炉施設の機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合（中性子束、温度、圧力、流量、水位等のプロセス変数が異常値になった場合、工学的安全施設が作動した場合等）に、これらを確実に検出して自動的に警報（原子炉水位低又は高、原子炉圧力高、中性子束高等）を発信する装置を設けるとともに、表示ランプの点灯、ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。</p> <p>発電用原子炉並びに原子炉冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を正確、かつ迅速に把握できるようポンプの運転停止状態、弁の開閉状態等を表示灯により監視できる設計とする。</p> <p>2.3 計測結果の表示及び記録</p> <p>発電用原子炉の停止、炉心の冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても確実に記録することができる設計とする。</p> <p>設計基準対象施設として、炉心における中性子束密度を計測するための計測装置、原子炉冷却材の不純物の濃度を測定するための原子炉水導電率を計測する装置、原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量を計測するための主蒸気圧力、給水圧力、主蒸気温度、給水温度、主蒸気流量及び給水流量を計測する装置、原子炉圧力容器内の水位を計測するための原子炉水位（広帯域、燃料域、狭帯域及び停止域）を計測する装置並びに原子炉格納容器内の圧力、温度及び可燃性ガスの濃度を計測するためのドライウエル圧力、サブプレッションチェンバ圧力、ドライウエル温度、サブプレッションチェンバ温度、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度を計測する装置を設け、これらの計測装置は計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、計測結果を記録できる設計とする。</p> <p>制御棒の位置を計測する装置を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、記録はプロセス計算機から帳票として出力できる設計とする。</p>	<p>水素処理装置出口温度を設ける設計とする。</p> <p>静的触媒式水素処理装置入口温度（個数 2、計測範囲 0～100℃、検出器種類 熱電対）及び静的触媒式水素処理装置出口温度（個数 2、計測範囲 0～400℃、検出器種類 熱電対）は、静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素処理装置の作動状態を中央制御室から監視できる設計とし、重大事故等時において測定可能なよう耐環境性を有した熱電対を使用する。</p> <p>静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>2.2 警報装置等</p> <p>変更なし</p> <p>2.3 計測結果の表示、記録及び保存</p> <p>発電用原子炉の停止、炉心の冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても確実に記録し、及び保存することができる設計とする。</p> <p>設計基準対象施設として、炉心における中性子束密度を計測するための計測装置、原子炉冷却材の不純物の濃度を測定するための原子炉水導電率を計測する装置、原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量を計測するための主蒸気圧力、給水圧力、主蒸気温度、給水温度、主蒸気流量及び給水流量を計測する装置、原子炉圧力容器内の水位を計測するための原子炉水位（広帯域、燃料域、狭帯域及び停止域）を計測する装置並びに原子炉格納容器内の圧力、温度及び可燃性ガスの濃度を計測するためのドライウエル圧力、サブプレッションチェンバ圧力、ドライウエル温度、サブプレッションチェンバ温度、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度を計測する装置を設け、これらの計測装置は計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、計測結果を記録し、及び保存することができる設計とする。</p> <p>制御棒の位置を計測する装置を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、記録はプロセス計算機から帳票として出力し保存することができる設計とする。</p>	<p>記載しない理由</p>

変更前	変更後	記載しない理由
<p>原子炉冷却材の不純物の濃度は、試料採取設備により断続的に試料を採取し分析を行い、測定結果を記録する。</p>	<p>計とする。</p> <p>原子炉冷却材の不純物の濃度は、試料採取設備により断続的に試料を採取し分析を行い、測定結果を記録し、及び保存する。</p> <p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は、設計基準事故等に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とする。また、重大事故等が発生し、当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等のパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、代替パラメータにより推定ができる設計とする。</p> <p>また、重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にするとともに、パラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定等、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。</p> <p>原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度等想定される重大事故等の対応に必要なパラメータは、計測又は監視できる設計とする。また、計測結果は中央制御室に指示又は表示し、記録できる設計とする。</p> <p>重大事故等の対応に必要なパラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）（「1，2，3号機共用（SPDSデータ収集サーバは1，2号機共用）」（以下同じ。）のうちSPDS伝送サーバにて電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないようにするとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>2.4 電源喪失時の計測</p> <p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置の電源は、非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用できる設計とする。</p> <p>また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置のうち特に重要なパラメータとして、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、流量（注水量）等の計測用として測定時の故障を想定した予備1個含む1セット30個（予備30個））（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用（以下同じ。））により計測</p>	



変更前	変更後	記載しない理由
	<p>できる設計とし、これらを保管する設計とする。</p> <p>なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。</p> <p>同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。</p>	
<p>3. 安全保護装置等</p> <p>3.1 安全保護装置</p> <p>3.1.1 安全保護装置の機能及び構成</p> <p>安全保護装置は、運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止（スクラム）系その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするとともに、設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止（スクラム）系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。</p> <p>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に対処し得る複数の原子炉非常停止信号及び工学的安全施設作動信号を設ける設計とする。</p> <p>なお、安全保護装置は設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>安全保護装置を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。</p> <p>安全保護装置を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう物理的、電気的に分離し、独立性を確保する設計とする。</p> <p>また、各チャンネルの電源は、分離、独立した母線から供給する設計とする。</p> <p>安全保護装置は、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行する（フェイルセーフ）か、又は当該状態を維持する（フェイルアズイズ）ことにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。</p> <p>計測制御系統施設の一部を安全保護装置と共用する場合には、その安全機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離した設計とする。</p> <p>また、運転条件に応じて作動設定値を変更できる設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を運転中に試験する場合に使用する電動弁用電動機の熱的過負荷保護装置は、設計基準事故時において不要な作動をしないようにできる設計とする。</p>	<p>3. 安全保護装置等</p> <p>3.1 安全保護装置</p> <p>3.1.1 安全保護装置の機能及び構成</p> <p>安全保護装置は、運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止（スクラム）系その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするとともに、設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止（スクラム）系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。</p> <p>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に対処し得る複数の原子炉非常停止信号及び工学的安全施設作動信号を設ける設計とする。</p> <p>なお、安全保護装置は設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>安全保護装置を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。</p> <p>安全保護装置を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう物理的、電気的に分離し、独立性を確保する設計とする。</p> <p>また、各チャンネルの電源は、分離、独立した母線から供給する設計とする。</p> <p>安全保護装置は、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行する（フェイルセーフ）か、又は当該状態を維持する（フェイルアズイズ）ことにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。</p> <p>計測制御系統施設の一部を安全保護装置と共用する場合には、その安全機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離した設計とする。</p> <p>また、運転条件に応じて作動設定値を変更できる設計とする。</p> <p>非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を運転中に試験する場合に使用する電動弁用電動機の熱的過負荷保護装置は、設計基準事故時において不要な作動をしないようにできる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1338 268 2012 300">3.1.2 安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止</p> <p data-bbox="1406 310 2318 569">安全保護装置のうち、アナログ回路で構成する機器は、外部ネットワークとの物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止並びに物理的及び電氣的アクセスの制限を設け、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作を防止する措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止できる設計とする。</p> <p data-bbox="1406 579 2318 884">安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止並びに物理的及び電氣的アクセスの制限を設け、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止する措置を講じることで、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止できる設計とする。</p> <p data-bbox="1406 894 2318 1062">安全保護装置が収納された盤の施錠によりハードウェアを直接接続させない措置を実施すること、安全保護装置の保守ツールを施錠管理された場所に保管することや保守ツールのパスワード管理により不要なソフトウェアへのアクセスを制限することを保安規定に定め、不正アクセスを防止する。</p> <p data-bbox="1406 1073 2318 1199">安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器のソフトウェアは設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性の確認を適切に行うことを保安規定に定め、不正アクセスを防止する。</p> <p data-bbox="1314 1255 1872 1287">3.2 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）</p> <p data-bbox="1353 1297 2318 1556">運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備として、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1353 1566 2318 1776">発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として使用するATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。</p> <p data-bbox="1353 1787 2318 1871">また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とする。</p> <p data-bbox="1353 1881 2318 1955">その他、設計基準対象施設である制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットを重大事故等対処設備として使用できる設計とする。また、制御</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1353 268 2318 390">棒駆動水圧系の流路として、設計基準対象施設である配管貫通部を重大事故等対処設備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 data-bbox="1314 449 2089 478">3.3 A TWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）</p> <p data-bbox="1353 491 2318 751">運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備として、A TWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1353 764 2318 1024">発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として使用するA TWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により、原子炉再循環ポンプ2台を自動停止させて、発電用原子炉の出力を抑制できる設計とする。</p> <p data-bbox="1353 1037 2318 1197">また、A TWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、自動で停止しない場合に、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することにより、原子炉再循環ポンプトリップ遮断器を開放し、原子炉再循環ポンプを停止させることができる設計とする。</p> <p data-bbox="1314 1255 1911 1285">3.4 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）</p> <p data-bbox="1353 1297 2318 1516">原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備として、逃がし安全弁を作動させる代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1353 1528 2318 1831">自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ運転又は低圧炉心スプレイポンプ運転の場合に、逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、逃がし安全弁を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。なお、12個の逃がし安全弁のうち、2個がこの機能を有するとともに、自動減圧系との干渉及び起動阻止スイッチの判断操作の時間的余裕を考慮し、時間遅れを設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1314 1885 1650 1915">3.5 自動減圧機能作動阻止</p> <p data-bbox="1377 1927 2318 1957">運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止すること</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3.6 試験及び検査</p> <p>原子炉保護系は、原子炉運転中でも必要な試験ができる設計とする。</p> <p>工学的安全施設作動回路は、原子炉運転中でもテスト信号を出して各々の検出器及びチャンネルの試験ができる設計とする。</p>	<p>ができない事象が発生した場合に、自動減圧起動阻止スイッチ 2 個及び代替自動減圧起動阻止スイッチ 1 個を作動させることで発電用原子炉の自動による減圧を防止できる設計とする。</p> <p>原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチを中央制御室の同じ盤に設け、自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系による自動減圧を阻止し、代替自動減圧起動阻止スイッチにより代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止できる設計とする。</p> <p>3.6 試験及び検査</p> <p>変更なし</p>	
<p>4. 通信連絡設備</p> <p>4.1 通信連絡設備（発電所内）</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建物、タービン建物等の建物内外の人に操作、作業、退避の指示等の連絡を行うことができる設備として、警報装置及び通信連絡設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。</p>	<p>4. 通信連絡設備</p> <p>4.1 通信連絡設備（発電所内）</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建物、タービン建物等の建物内外各所の人に操作、作業、退避の指示、事故対策のための集合等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる設備及び音声等により行うことができる設備として、警報装置及び通信連絡設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。</p> <p>警報装置として、十分な数量の所内通信連絡設備（警報装置を含む。）並びに多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）として、十分な数量の所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末及び F A X）（「1 号機設備、1、2、3 号機共用」（以下同じ。）、無線通信設備（固定型）（「1 号機設備、1、2、3 号機共用」（以下同じ。）、衛星電話設備（固定型）（「1、2、3 号機共用」（以下同じ。）、有線式通信設備（有線式通信機）、無線通信設備（携帯型）（「1 号機設備、1、2、3 号機共用」（以下同じ。）及び衛星電話設備（携帯型）（「1、2、3 号機共用」（以下同じ。）を設置又は保管する設計とする。</p> <p>また、緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、安全パラメータ表示システム（SPDS）を一式設置する設計とする。</p> <p>なお、緊急時対策所内に設置又は保管する通信連絡設備は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。安全パラメータ表示システム（SPDS）は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。</p> <p>警報装置、通信連絡設備（発電所内）及び安全パラメータ表示システム（SPDS）については、非常用ディーゼル発電設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（発電所内）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するために必要な通信連絡設備（発電所内）として、必要な数量の衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）を中央制御室及び緊急時対策所内に設置し、必要な数量の有線式通信設備（有線式通信機）を中央制御室近傍の廃棄物処理建物内に保管する設計とする。また、必要な数量の衛星電話設備（携帯型）及び無線通信設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管する設計とする。</p> <p>なお、可搬型については必要な数量に加え、故障を考慮した数量の予備を保管する。</p> <p>緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送するための設備として安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバを、廃棄物処理建物内に一式設置し、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所内にそれぞれ一式設置する設計とする。なお、緊急時対策所内に設置又は保管する通信連絡設備（発電所内）は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。安全パラメータ表示システム（SPDS）は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。</p> <p>衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。</p> <p>また、中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、中央制御室待避室においても使用できる設計とする。</p> <p>中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。</p> <p>衛星電話設備（携帯型）、無線通信設備（携帯型）及び有線式通信設備（有線式通信機）は、充電式電池又は乾電池を使用する設計とする。</p> <p>充電式電池を使用する通信連絡設備（発電所内）については、予備の充電式電池と交換すること又は予備の端末を使用することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。また、乾電池を使用する通信連絡設備（発電所内）については、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設計とする。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ収集サーバは、非常用ディーゼル発電設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合に必要な通信連絡設備（発電所内）及び安全パラメータ表示システム（SPDS）については、基準地震動<math>S_s</math>による地震力に対し、地震時及び地震後においても通信連絡に係る機能を保持するため、固縛又は固定による転倒防止処置等を実施するとともに、信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等に敷設する設計とする。</p> <p>4.2 通信連絡設備（発電所外）</p> <p>設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本社、国、地方公共団体、その他関係機関の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる通信連絡設備（発電所外）として、十分な数量の電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）（「1号機設備、1、2、3号機共用」（以下同じ。）、）、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））（「1、2、3号機共用」（以下同じ。）、）、衛星電話設備（社内向）（衛星テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）（「1、2、3号機共用」（以下同じ。）、）を設置又は保管する設計とする。</p> <p>また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（「1、2、3号機共用」（以下同じ。）、）を一式設置する設計とする。</p> <p>なお、緊急時対策所に設置又は保管する通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。</p> <p>通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の通信回線に接続する。電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））、衛星電話設備（社内向）（衛星テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）及びデータ伝送設備は、専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。また、これらの専用通信回線の容量は通話及びデータ伝送に必要な容量に対し十分な余裕を確保した設計とする。</p> <p>通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、非常用ディーゼル発</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>電設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合において、データ伝送設備は、基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対し、地震時及び地震後においても、緊急時対策支援システム（ERS<sub>S</sub>）等へ必要なデータを伝送する機能を保持するため、固縛又は固定による転倒防止措置等を実施するとともに、信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等の電路に敷設する設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（発電所外）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有するために必要な通信連絡設備（発電所外）として、必要な数量の衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）を緊急時対策所内に設置又は保管する設計とする。なお、可搬型重大事故等対処設備については必要な数量に加え、故障を考慮した数量の予備を保管する。</p> <p>重大事故等が発生した場合において、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERS<sub>S</sub>）等へ必要なデータを伝送できる設備として、SPDS伝送サーバで構成するデータ伝送設備を緊急時対策所内に一式設置する設計とする。なお、緊急時対策所に設置又は保管する通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。</p> <p>衛星電話設備（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。</p> <p>衛星電話設備（携帯型）は、充電式電池を使用する設計とする。</p> <p>充電式電池を使用する通信連絡設備（発電所外）については、予備の充電式電池と交換すること又は予備の端末を使用することにより、継続して通話ができ、使用後の充電式電池は、緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。</p> <p>データ伝送設備は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合に必要な通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対し、地震時及び地震後においても通信連絡に係る機能を保持するため、固縛又は固定による転倒防止措置等を実施す</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>るとともに、信号ケーブル及び電源ケーブルは、耐震性を有する電線管等に敷設する設計とする。</p>	
<p>5. 制御用空気設備</p> <p>5.1 計装用圧縮空気系</p> <p>原子炉の運転に必要な圧縮空気を供給する制御用空気設備として、計装用圧縮空気系を設ける設計とする。</p> <p>計装用圧縮空気系は、計装用空気圧縮機、計装用空気槽、計装用空気槽安全弁、計装用空気脱湿塔、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、空気作動の弁、流量制御器等に圧縮空気を供給できる設計とする。</p> <p>計装用圧縮空気系の計装用空気圧縮機が故障した場合でも、所内用圧縮空気系の空気圧縮機によって、計装用圧縮空気系に圧縮空気を供給できる設計とする。</p> <p>所内用圧縮空気系は、所内用空気圧縮機、所内用空気槽、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、所内用空気槽を経て各使用先へ圧縮空気を供給できる設計とする。</p>	<p>5. 制御用空気設備</p> <p>5.1 計装用圧縮空気系</p> <p>変更なし</p> <p>5.2 逃がし安全弁窒素ガス供給系</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備として、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備を設ける設計とする。</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、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として使用する逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁用窒素ガスボンベにより逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。</p> <p>逃がし安全弁用窒素ガスボンベの圧力が低下した場合は、現場で逃がし安全弁用窒素ガスボンベの切替えが可能な設計とする。</p> <p>逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧設備の流路として、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び配管貫通部を重大事故等対処設備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設計する。</p>	
<p>6. 設備の共用</p> <p>通信連絡設備のうち、局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）及び無線通信設備（固定型）、無線通信設備（携帯型）は、1号機、2号機及び3号機で共用とするが、共用対象号機内で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設備とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>6. 設備の共用</p> <p>通信連絡設備のうち、局線加入電話設備（固定電話機及びFAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線通信設備（固定型）、無線通信設備（携帯型）及び専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））は、1号機、2号機及び3号機で共用とするが、共用対象号機内で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設備とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>中央制御室内に設置する無線通信設備（固定型）、衛星電話設備（固定型）、廃棄物処理建物内に設置する安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデー</p>	



変更前	変更後	記載しない理由
	<p>タ収集サーバ、緊急時対策所内に設置する無線通信設備（固定型）、無線通信設備（携帯型）、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置並びにデータ伝送設備は、号機の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、また、端末を変更する場合に生じる情報共有の遅延を防止することができ、安全性の向上が図れることから、1、2、3号機で共用する設計とする。</p> <p>これらの通信連絡設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、1、2、3号機に必要な容量を確保するとともに、号機の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。</p>	
<p>7. 主要対象設備 計測制御系統施設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>7. 主要対象設備 計測制御系統施設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>本系統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 計測制御系統施設の兼用設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は、要目表対象を示したリストに関する記載であるため、記載しない。</p>

6. 放射性廃棄物の廃棄施設の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<p>用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」, 「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>用語の定義は「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>本記載は概要であるため, 記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>放射性廃棄物の廃棄施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.7 内燃機関を除く。), 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>第1章 共通項目</p> <p>放射性廃棄物の廃棄施設の共通項目である「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 (5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件を除く。), 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>本記載は概要であるため, 記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 廃棄物貯蔵設備, 廃棄物処理設備等</p> <p>1.1 廃棄物貯蔵設備</p> <p>放射性廃棄物を貯蔵する設備の容量は, 通常運転時に発生する放射性廃棄物の発生量と放射性廃棄物処理設備の処理能力, また, 放射性廃棄物処理設備の稼働率を想定した設計とする。</p> <p>放射性廃棄物を貯蔵する設備は, 放射性廃棄物が漏えいし難い設計とする。また, 崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え, かつ, 放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響及び不純物の影響により著しく腐食しない設計とする。</p> <p>1.2 廃棄物処理設備</p> <p>放射性廃棄物を処理する設備は, 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度が, それぞれ, 「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた濃度限度以下となるように, 発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する設計とする。</p> <p>さらに, 発電所周辺の一般公衆の線量を合理的に達成できる限り低く保つ設計とし, 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を満足する設計とする。</p> <p>気体廃棄物処理設備は, 主として排ガス予熱器, 原子炉で発生する水素と酸素とを再結合させる排ガス再結合器, 排ガス復水器, 除湿冷却器, 脱湿塔, 活性炭式希ガスホールドアップ塔等で構成し, 排ガスは, 放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する設計とする。</p> <p>なお, 活性炭式希ガスホールドアップ塔は, キセノンを約30日間, クリプトンを約40時間保持する設計とする。</p> <p>液体廃棄物処理設備は, 廃液の性状により, 機器ドレン系 (1, 2号機共用 (以下同じ。)), 床ドレン化学廃液系 (1, 2号機共用 (以下同じ。)), ランドリドレン系 (1, 2号機共用 (以下同じ。)) 等で処理する設計とする。</p> <p>放射性物質を含む原子炉冷却材を通常運転時において原子炉冷却系統外に排出する場合</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 廃棄物貯蔵設備, 廃棄物処理設備等</p> <p>1.1 廃棄物貯蔵設備</p> <p>変更なし</p> <p>1.2 廃棄物処理設備</p> <p>放射性廃棄物を処理する設備は, 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度が, それぞれ, 「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた濃度限度以下となるように, 発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する設計とする。</p> <p>さらに, 発電所周辺の一般公衆の線量を合理的に達成できる限り低く保つ設計とし, 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を満足する設計とする。</p> <p>気体廃棄物処理設備は, 主として排ガス予熱器, 原子炉で発生する水素と酸素とを再結合させる排ガス再結合器, 排ガス復水器, 除湿冷却器, 脱湿塔, 活性炭式希ガスホールドアップ塔等で構成し, 排ガスは, 放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する設計とする。</p> <p>なお, 活性炭式希ガスホールドアップ塔は, キセノンを約30日間, クリプトンを約40時間保持する設計とする。</p> <p>液体廃棄物処理設備は, 廃液の性状により, 機器ドレン系 (1, 2号機共用 (以下同じ。)), 床ドレン化学廃液系 (1, 2号機共用 (以下同じ。)), ランドリドレン系 (1, 2号機共用 (以下同じ。)) 等で処理する設計とする。</p> <p>放射性物質を含む原子炉冷却材を通常運転時において原子炉冷却系統外に排出す</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>は、床ドレン及び機器ドレン系のサンプを介して、液体廃棄物処理系へ導く設計とする。</p> <p>固体廃棄物処理設備は、廃棄物の種類に応じて、濃縮廃液を固化材（プラスチック）と混合して固化するドラム詰装置（1, 2号機共用（以下同じ。)), 可燃性雑固体廃棄物、濃縮廃液、使用済樹脂及びフィルタスラッジを焼却する雑固体廃棄物焼却設備（1号機設備, 1, 2, 3号機共用（以下同じ。)), 不燃性雑固体廃棄物を圧縮減容する減容機（1号機設備, 1, 2号機共用（以下同じ。)), 不燃性雑固体廃棄物を熔融又はモルタル固化する雑固体廃棄物処理設備（1号機設備, 1, 2, 3号機共用（以下同じ。)) で処理する設計とする。</p> <p>放射性廃棄物を処理する設備は、放射性廃棄物以外の廃棄物を処理する設備と区別し、放射性廃棄物以外の流体状の廃棄物を流体状の放射性廃棄物を処理する設備に導かない設計とする。</p> <p>放射性廃棄物を処理する設備は、放射性廃棄物が漏えいし難い又は処理する過程において放射性物質が散逸し難い構造とし、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響及び不純物の影響により著しく腐食しない設計とする。</p> <p>気体状の放射性廃棄物は、フィルタを通し放射性物質の濃度を監視可能な排気筒等から放出する設計とする。</p> <p>また、フィルタは、放射性物質による汚染の除去又は交換に必要な空間を有するとともに、必要に応じて梯子等を設置し、取替が容易な設計とする。</p> <p>流体状の放射性廃棄物は、管理区域内で処理することとし、流体状の放射性廃棄物を管理区域外において運搬するための容器は設置しない。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性の固体状の放射性廃棄物（放射エネルギーが科技庁告示第5号第3条第1号に規定するA1値又はA2値を超えるもの（除染等により線量低減ができるものは除く））を管理区域外において運搬するための固体廃棄物移送容器（1, 2, 3号機共用（以下同じ。)) は、容易かつ安全に取り扱うことができ、かつ、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、亀裂、破損等が生じるおそれがない設計とする。</p> <p>また、固体廃棄物移送容器は、放射性廃棄物が漏えいし難い構造であり、崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響及び不純物の影響により著しく腐食しない設計とする。</p> <p>固体廃棄物移送容器は、内部に放射性廃棄物を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から1mの距離における線量当量率が「工場又は事業所における核燃料物質等の運搬に関する措置に係る技術的細目等を定める告示」に定められた線量当量率を超えない設計とする。</p>	<p>る場合は、床ドレン及び機器ドレン系のサンプを介して、液体廃棄物処理系へ導く設計とする。</p> <p>固体廃棄物処理設備は、廃棄物の種類に応じて、濃縮廃液を固化材（プラスチック）と混合して固化するドラム詰装置（1, 2号機共用（以下同じ。)), 可燃性雑固体廃棄物、濃縮廃液、使用済樹脂及びフィルタスラッジを焼却する雑固体廃棄物焼却設備（1号機設備, 1, 2, 3号機共用（以下同じ。)), 不燃性雑固体廃棄物を圧縮減容する減容機（1号機設備, 1, 2号機共用（以下同じ。)), 不燃性雑固体廃棄物を熔融又はモルタル固化する雑固体廃棄物処理設備（1号機設備, 1, 2, 3号機共用（以下同じ。)) で処理する設計とする。</p> <p>なお、火災評価の前提条件としてプラスチック固化材を考慮していないため、可燃性のプラスチック固化材はドラム詰装置内に保管しない設計とし、プラスチック固化材は2号機の発電用原子炉に燃料体を挿入する前までに撤去する。今後、プラスチック固化に関する機器等を撤去し、セメント固化専用の機器等を追設する。</p> <p>放射性廃棄物を処理する設備は、放射性廃棄物以外の廃棄物を処理する設備と区別し、放射性廃棄物以外の流体状の廃棄物を流体状の放射性廃棄物を処理する設備に導かない設計とする。</p> <p>放射性廃棄物を処理する設備は、放射性廃棄物が漏えいし難い又は処理する過程において放射性物質が散逸し難い構造とし、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響及び不純物の影響により著しく腐食しない設計とする。</p> <p>気体状の放射性廃棄物は、フィルタを通し放射性物質の濃度を監視可能な排気筒等から放出する設計とする。</p> <p>また、フィルタは、放射性物質による汚染の除去又は交換に必要な空間を有するとともに、必要に応じて梯子等を設置し、取替が容易な設計とする。</p> <p>流体状の放射性廃棄物は、管理区域内で処理することとし、流体状の放射性廃棄物を管理区域外において運搬するための容器は設置しない。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性の固体状の放射性廃棄物（放射エネルギーが科技庁告示第5号第3条第1号に規定するA1値又はA2値を超えるもの（除染等により線量低減ができるものは除く））を管理区域外において運搬するための固体廃棄物移送容器（1, 2, 3号機共用（以下同じ。)) は、容易かつ安全に取り扱うことができ、かつ、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、亀裂、破損等が生じるおそれがない設計とする。</p> <p>また、固体廃棄物移送容器は、放射性廃棄物が漏えいし難い構造であり、崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響及び不純物の影響により著しく腐食しない設計とする。</p> <p>固体廃棄物移送容器は、内部に放射性廃棄物を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から1mの距離における線量当量率が「工場又は事業所における核燃料物質等の運搬に関する措置に係る技術的細目等を定める告示」に定められた線量当量率を超えない設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>1.3 汚染拡大防止</p> <p>1.3.1 流体状の放射性廃棄物の漏えいし難い構造及び漏えいの拡大防止</p> <p>放射性液体廃棄物処理施設内部又は内包する放射性廃棄物の濃度が 37Bq/cm<sup>3</sup> を超える放射性液体廃棄物貯蔵施設内部のうち、流体状の放射性廃棄物の漏えいが拡大するおそれがある部分の漏えいし難い構造、漏えいの拡大防止、堰については、次のとおりとする。</p> <p>(1) 漏えいし難い構造</p> <p>全ての床面、適切な高さまでの壁面及びその両者の接合部は、耐水性を有する設計とし、流体状の放射性廃棄物が漏えいし難い構造とする。また、その貫通部は堰の機能を失わない構造とする。</p> <p>(2) 漏えいの拡大防止</p> <p>床面は、床面の傾斜又は床面に設けられた溝の傾斜により流体状の放射性廃棄物が排液受け口に導かれる構造とし、かつ、気体状のものを除く流体状の放射性廃棄物を処理又は貯蔵する設備の周辺部には、堰又は堰と同様の効果を有するものを施設し、流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止する設計とする。</p> <p>(3) 放射性廃棄物処理施設に係る堰の施設</p> <p>放射性廃棄物処理施設外に通じる出入口又はその周辺部には、堰を施設することにより、流体状の放射性廃棄物が施設外へ漏えいすることを防止する設計とする。</p> <p>施設外へ漏えいすることを防止するための堰は、処理する設備に係わる配管について、長さが当該設備に接続される配管の内径の 1/2、幅がその配管の肉厚の 1/2 の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大の漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止する設計とする。</p> <p>この場合の仮定は堰の能力を算定するためにのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備に 1ヶ所想定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることができるまでの時間とし、床ドレンファンネルの排出機能を考慮する。床ドレンファンネルは、その機能が確実なものとなるように設計する。</p> <p>(4) 放射性廃棄物貯蔵施設に係る堰の施設</p> <p>放射性廃棄物貯蔵施設外に通じる出入口又はその周辺部には、堰を施設することにより、流体状の放射性廃棄物が施設外へ漏えいすることを防止する設計とする。</p> <p>漏えいの拡大を防止するための堰及び施設外へ漏えいすることを防止するための堰は、開口を仮定する貯蔵設備が設置されている区画内の床ドレンファンネルの排出機能を考慮しないものとし、流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えいを防止できる能力をもつ設計とする。</p> <p>1.3.2 固体状の放射性廃棄物の汚染拡大防止</p> <p>固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される発電用原子炉施設は、固体状の放</p>	<p>1.3 汚染拡大防止</p> <p>変更なし</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>放射性廃棄物をドラム缶に詰める、容器に入れる又はタンク内に貯蔵することによる汚染拡大防止措置を講じることにより、放射性廃棄物による汚染が広がらない設計とする。</p> <p>1.4 排水路</p> <p>液体廃棄物処理設備、液体廃棄物貯蔵設備及びこれらに関連する施設を設ける建屋の床面下には、発電所外に管理されずに排出される排水が流れる排水路を施設しない設計とする。</p> <p>また、液体廃棄物処理設備、液体廃棄物貯蔵設備及びこれらに関連する施設を設ける建屋内部には発電所外に管理されずに排出される排水が流れる排水路に通じる開口部を設けない設計とする。</p>	<p>1.4 排水路</p> <p>変更なし</p>	
<p>2. 警報装置等</p> <p>流体状の放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合（床への漏えい又はそのおそれ（数滴程度の微少漏えいを除く。））を早期に検出するよう、タンクの水位、漏えい検知等によりこれらを確実に検出して自動的に警報（機器ドレン、床ドレンの容器又はサンプルの水位）を発信する装置を設けるとともに、表示ランプの点灯、ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。</p> <p>また、タンク水位の検出器、インターロック等の適切な計測制御設備を設けることにより、漏えいの発生を防止できる設計とする。</p> <p>放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備に係る主要な機械又は器具の動作状態を正確、かつ迅速に把握できるようポンプの運転停止状態、弁の開閉状態等を表示灯により監視できる設計とする。</p>	<p>2. 警報装置等</p> <p>変更なし</p>	
<p>3. 設備の共用</p> <p>液体廃棄物処理系のうち、ドレン移送系、機器ドレン系、床ドレン化学廃液系及びランドリドレン系は、1号機及び2号機で共用とするが、各号機における合計の予想発生量を考慮するとともに、号機間の接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>固体廃棄物処理系のうち、濃縮廃液系、使用済樹脂・フィルタスラッジ系、固化系及びランドリドレン濃縮廃液系は、1号機及び2号機で共用とするが、その処理量は各号機における合計の予想発生量を考慮するとともに、号機間の接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>固体廃棄物処理系のうち、雑固体廃棄物処理設備、雑固体廃棄物焼却設備、サイトバンカ及び固体廃棄物貯蔵所は、1号機、2号機及び3号機で共用とするが、その処理量は各号機における合計の予想発生量を考慮することで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>3. 設備の共用</p> <p>変更なし</p>	
<p>4. 主要対象設備</p> <p>放射性廃棄物の廃棄施設の対象となる主要な設備について、「表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>4. 主要対象設備</p> <p>放射性廃棄物の廃棄施設の対象となる主要な設備について、「表1 放射性廃棄物の廃棄施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は、要目表対象を示したりリストに関する記載であるため、記載しない。</p>

7. 放射線管理施設の基本設計方針

変更前	変更後	
<p>用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」、「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>用語の定義は「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>放射線管理施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.7 内燃機関を除く。), 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>第1章 共通項目</p> <p>放射線管理施設の共通項目である「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 (5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件を除く。), 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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 放射線管理施設</p> <p>1.1 放射線管理用計測装置</p> <p>発電用原子炉施設には、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、当該発電用原子炉施設における各系統の放射性物質の濃度、管理区域内等の主要箇所 の外部放射線に係る線量当量率等を監視、測定するために、プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備及び放射線サーベイ機器を設ける設計とする。</p> <p>出入管理関係設備（1，2号機共用）には、放射線業務従事者及び一時立入者の出入管理、汚染管理のための測定機器等を設ける設計とする。各系統の試料、放射性廃棄物の放出管理用試料及び環境試料の化学分析並びに放射能測定を行うため、試料分析関係設備（1，2，3号機共用）を設ける設計とする。</p> <p>発電所外へ放出する放射性物質の濃度、周辺監視区域境界付近の空間線量率等を監視するために、プロセスモニタリング設備、固定式周辺モニタリング設備及び移動式周辺モニタリング設備を設ける設計とする。また、風向、風速その他の気象条件を測定するため、環境測定装置を設ける設計とする。</p> <p>プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備及び固定式周辺モニタリング設備については、設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室（「1，2号機共用」（以下同じ。））に表示できる設計とする。</p> <p>設計基準対象施設は、発電用原子炉施設の機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合（原子炉建物内の放射能レベルが設定値を超えた場合、主蒸気管又は空気抽出器排ガス中の放射能レベルが設定値を超えた場合等）に、これらを確実に検出して自動的に警報（原子炉建物放射能高、主蒸気管放射能高等）を発信する装置を設ける設計とする。</p> <p>排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度、管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 放射線管理施設</p> <p>1.1 放射線管理用計測装置</p> <p>発電用原子炉施設には、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、当該発電用原子炉施設における各系統の放射性物質の濃度、管理区域内等の主要箇所の外部放射線に係る線量当量率等を監視、測定するために、プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備及び放射線サーベイ機器を設ける設計とする。</p> <p>出入管理関係設備（1，2号機共用）には、放射線業務従事者及び一時立入者の出入管理、汚染管理のための測定機器等を設ける設計とする。各系統の試料、放射性廃棄物の放出管理用試料及び環境試料の化学分析並びに放射能測定を行うため、試料分析関係設備（1，2，3号機共用）を設ける設計とする。</p> <p>発電所外へ放出する放射性物質の濃度、周辺監視区域境界付近の空間線量率等を監視するために、プロセスモニタリング設備、固定式周辺モニタリング設備及び移動式周辺モニタリング設備を設ける設計とする。また、風向、風速その他の気象条件を測定するため、環境測定装置を設ける設計とする。</p> <p>プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備及び固定式周辺モニタリング設備については、設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を中央制御室（「1，2号機共用」（以下同じ。））及び緊急時対策所に表示できる設計とする。</p> <p>設計基準対象施設は、発電用原子炉施設の機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合（原子炉建物内の放射能レベルが設定値を超えた場合、主蒸気管又は空気抽出器排ガス中の放射能レベルが設定値を超えた場合等）に、これらを確実に検出して自動的に警報（原子炉建物放射能高、主蒸気管放射能高等）を発信する装置を設ける設計とする。</p> <p>排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度、管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を</p>	

変更前	変更後	
<p>線量当量率及び周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率が著しく上昇した場合に、これらを確実に検出して自動的に中央制御室に警報（排気筒放射能高，エリア放射線モニタ放射能高及び周辺監視区域放射能高）を発信する装置を設ける設計とする。</p> <p>上記の警報を発信する装置は，表示ランプの点灯，ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。</p>	<p>必要とする場所をいう。)の線量当量率及び周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率が著しく上昇した場合に、これらを確実に検出して自動的に中央制御室に警報(排気筒放射能高, エリア放射線モニタ放射能高及び周辺監視区域放射能高)を発信する装置を設ける設計とする。</p> <p>上記の警報を発信する装置は，表示ランプの点灯，ブザー鳴動等により運転員に通報できる設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し，当該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して，原子炉格納容器内の線量当量率，最終ヒートシンクの確保の監視及び燃料プールの監視に必要なパラメータを計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障により，当該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を計測することが困難となった場合において，当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置する設計とする。</p> <p>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は，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータとし，計測する装置は「表1 放射線管理施設の主要設備リスト」のプロセスモニタリング設備に示す重大事故等対処設備，エリアモニタリング設備のうち燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）とする。</p> <p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置は，設計基準事故等に想定される変動範囲の最大値を考慮し，適切に対応するための計測範囲を有する設計とする。また，重大事故等が発生し，当該重大事故等に対処するために監視することが必要な原子炉格納容器の線量当量率等のパラメータの計測が困難となった場合に，代替パラメータにより推定ができる設計とする。</p> <p>また，重大事故等時に設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（計測可能範囲）を明確にするとともに，パラメータの計測が困難となった場合の代替パラメータによる推定等，複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を保安規定に定めて管理する。</p> <p>原子炉格納容器内の線量当量率等想定される重大事故等の対応に必要なパラメータは，計測又は監視できる設計とする。また，計測結果は中央制御室に指示又は表示し，記録できる設計とする。</p> <p>重大事故等の対応に必要なパラメータは，安全パラメータ表示システム（SPDS）（1，2，3号機共用（SPDSデータ収集サーバは1，2号機共用））のうちSPDS伝送サーバにて電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われないようにするとともに帳票が出力できる設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電</p>	

変更前	変更後	
<p>1.1.1 プロセスモニタリング設備</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，原子炉格納容器内の放射性物質の濃度及び線量当量率，主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度，排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度を計測するためのプロセスモニタリング設備を設け，計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また，計測結果を記録できる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材の放射性物質の濃度，排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度及び排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度は，試料採取設備により断続的に試料を採取し分析を行い，測定結果を記録する。</p> <p>放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がある排水路を施設しないことから，排水路の出口近傍における排水中の放射性物質の濃度を計測するための設備を設けない設計とする。</p> <p>プロセスモニタリング設備のうち，原子炉格納容器内の線量当量率を計測する格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッションチェンバ）は，それぞれ多重性，独立性を確保した設計とする。</p>	<p>用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する装置の電源は，非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において，代替電源設備として常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用できる設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するために，移動式周辺モニタリング設備を保管する設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合に発電所において，風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するために，環境測定装置を保管する設計とする。</p> <p>1.1.1 プロセスモニタリング設備</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，原子炉格納容器内の放射性物質の濃度及び線量当量率，主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度，排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度を計測するためのプロセスモニタリング設備を設け，計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また，計測結果を記録し，及び保存することができる設計とする。</p> <p>原子炉冷却材の放射性物質の濃度，排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度及び排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度は，試料採取設備により断続的に試料を採取し分析を行い，測定結果を記録し，及び保存する。</p> <p>放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がある排水路を施設しないことから，排水路の出口近傍における排水中の放射性物質の濃度を計測するための設備を設けない設計とする。</p> <p>プロセスモニタリング設備のうち，原子炉格納容器内の線量当量率を計測する格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッションチェンバ）は，それぞれ多重性，独立性を確保した設計とする。</p> <p>プロセスモニタリング設備のうち，燃料取替階放射線モニタは，外部電源が使用できない場合においても非常用ディーゼル発電設備からの電源供給により，線量当量率を計測することができる設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系の排出経路における放射線量率を測定し，放射性物質を含む気体の排気を検出及び放射性物質濃度を推定できるよう，第1ベントフィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）を設ける設計とする。</p>	



変更前	変更後	
<p>1.1.2 エリアモニタリング設備</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，管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所の線量当量率を計測するためのエリアモニタリング設備を設け，計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また，計測結果を記録できる設計とする。</p> <p>1.1.3 固定式周辺モニタリング設備</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，周辺監視区域境界付近の空間線量率を監視及び測定するための固定式周辺モニタリング設備としてモニタリングポスト（「1号機設備，1，2，3号機共用」（以下同じ。））を設け，中央制御室及び緊急時対策所に計測結果を表示できる設計とする。また，計測結果を記録できる設計とする。</p>	<p>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）は，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>1.1.2 エリアモニタリング設備</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，管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所の線量当量率を計測するためのエリアモニタリング設備を設け，計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また，計測結果を記録し，及び保存することができる設計とする。</p> <p>エリアモニタリング設備のうち，原子炉建物放射線モニタ（燃料取替階エリア）は，外部電源が使用できない場合においても非常用ディーゼル発電設備からの電源供給により，線量当量率を計測することができる設計とする。</p> <p>重大事故等時の燃料プールの監視設備として，燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）を設け，想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）は，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>エリアモニタリング設備のうち緊急時対策所等に設ける可搬式エリア放射線モニタ及び可搬式モニタリングポストは，重大事故等時に緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための判断ができるよう放射線量を監視，測定し，計測結果を記録及び保存できる設計とする。</p> <p>1.1.3 固定式周辺モニタリング設備</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，周辺監視区域境界付近の空間線量率を監視及び測定するための固定式周辺モニタリング設備としてモニタリングポスト（「1号機設備，1，2，3号機共用」（以下同じ。））を設け，中央制御室及び緊急時対策所に計測結果を表示できる設計とする。また，計測結果を記録し，及び保存することができる設計とする。</p> <p>モニタリングポストは，外部電源が使用できない場合においても，非常用ディーゼル発電設備により，空間線量率を計測することができる設計とする。さらに，モニタリングポストは，モニタリングポスト用無停電電源装置（1号機設備，1，2，3号機共用）及びモニタリングポスト用発電機（1号機設備，1，2，3号機共用）を有し，電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とし，重大事故等が発生した場合には，非常用ディーゼル発電設備に加えて，代替電源設備である常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。</p>	

変更前	変更後	
<p>モニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。</p> <p>1.1.4 移動式周辺モニタリング設備</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、周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度を計測するための移動式周辺モニタリング設備として、空気中の放射性粒子及び放射性よう素の濃度を測定するサンブラと測定器を備えた放射能観測車（「1号機設備、1,2,3号機共用、屋内に保管」（以下同じ。））を設け、測定結果を表示し、記録できる設計とする。</p> <p>ただし、放射能観測車による断続的な試料の分析は、従事者が測定結果を記録し、その記録を確認することをもって、これに代えるものとする。</p>	<p>モニタリングポストで計測したデータの伝送系は、モニタリングポスト設置場所から中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所間において有線系回線又は無線系回線により多様性を有する設計とする。</p> <p>モニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。</p> <p>1.1.4 移動式周辺モニタリング設備</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、周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度を計測するための移動式周辺モニタリング設備として、空気中の放射性粒子及び放射性よう素の濃度を測定するサンブラと測定器を備えた放射能観測車（「1号機設備、1,2,3号機共用、屋内に保管」（以下同じ。））を設け、測定結果を表示し、記録し、及び保存することができる設計とする。</p> <p>ただし、放射能観測車による断続的な試料の分析は、従事者が測定結果を記録し、及びこれを保存し、その記録を確認することをもって、これに代えるものとする。</p> <p>重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量を監視するための移動式周辺モニタリング設備として使用するNaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、<math>\alpha</math>・<math>\beta</math>線サーベイメータ及び電離箱サーベイメータを設け、測定結果を記録し、保存できるように測定値を表示できる設計とし、可搬式ダスト・よう素サンブラ（個数2（予備1））及び小型船舶（個数1（予備1））（原子炉格納施設の設備及び核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備と兼用）を保管する設計とする。</p> <p>放射能観測車のダスト・よう素サンブラ、よう素モニタ又はダストモニタが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として使用する可搬式ダスト・よう素サンブラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータを設け、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録し、保存できるように測定値を表示できる設計とし、放射能観測車を代替し得る十分な個数を保管する設計とする。</p> <p>モニタリングポストが機能喪失した場合にその機能を代替する移動式周辺モニタリング設備として使用する可搬式モニタリングポストを設け、重大事故等が発生した場合に、周辺監視区域境界付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。</p>	

変更前	変更後	
<p>1.1.5 環境測定装置</p> <p>周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度は、試料採取設備により断続的に試料を採取し分析を行い、測定結果を記録する。</p> <p>放射性気体廃棄物の放出管理、発電所周辺の一般公衆の線量評価、一般気象データ収集及び発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための気象観測設備（「1号機設備、1、2、3号機共用」（以下同じ。）」を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、発電所敷地内における風向及び風速の計測結果を記録できる設計とする。</p>	<p>可搬式モニタリングポストの記録は、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われず、必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>可搬式モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所海側及び緊急時対策所付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とするとともに、緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の浸入を低減又は防止するための判断に用いる設計とする。</p> <p>可搬式モニタリングポストは、モニタリングポストを代替し得る十分な個数を保管する設計とする。また、指示値は、衛星系回線により伝送し、緊急時対策所でデータ表示装置（可搬式モニタリングポスト用）にて監視できる設計とする。</p> <p>これらの設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。</p> <p>1.1.5 環境測定装置</p> <p>周辺監視区域境界付近の放射性物質の濃度は、試料採取設備により断続的に試料を採取し分析を行い、測定結果を記録し、及び保存する。</p> <p>放射性気体廃棄物の放出管理、発電所周辺の一般公衆の線量評価、一般気象データ収集及び発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための気象観測設備（「1号機設備、1、2、3号機共用」（以下同じ。）」を設け、計測結果を中央制御室に表示できる設計とする。また、発電所敷地内における風向及び風速の計測結果を記録し、及び保存することができる設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合に発電所において、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための設備として、可搬式気象観測装置（個数1（予備1））を設ける設計とする。</p> <p>気象観測装置が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として使用する可搬式気象観測装置は、重大事故等が発生した場合に発電所において、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設計とする。</p> <p>可搬式気象観測装置の記録は、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われず、必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>可搬式気象観測装置の指示値は、衛星系回線により伝送し、緊急時対策所でデータ表示装置（可搬式気象観測装置用）にて監視できる設計とする。</p>	
<p>2. 換気設備、生体遮蔽装置等</p> <p>2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な</p>	<p>2. 換気設備、生体遮蔽装置等</p> <p>2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置</p> <p>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室</p>	

変更前	変更後	
<p>操作及び措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽（「1 号機設備，1，2 号機共用」（以下同じ。））を透過する放射線による線量，中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が，中央制御室の気密性並びに中央制御室空調換気系，中央制御室遮蔽，原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の機能とあいまって、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づく被ばく評価により、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に示される 100mSv を下回る設計とする。また、運転員その他の従事者が中央制御室にとどまるため、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。</p>	<p>内にとどまり必要な操作及び措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽（「1 号機設備，1，2 号機共用」（以下同じ。））を透過する放射線による線量，中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が，中央制御室の気密性並びに中央制御室空調換気系，中央制御室遮蔽，原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽の機能とあいまって、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づく被ばく評価により、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に示される 100mSv を下回る設計とする。また、運転員その他の従事者が中央制御室にとどまるため、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室送風機，中央制御室非常用再循環送風機，中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ，中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ），中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽により、運転員が中央制御室にとどまることができる設計とする。</p> <p>運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な設備を施設し、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量，中央制御室に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が，全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室の気密性並びに中央制御室空調換気系，中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽，原子炉二次遮蔽，補助遮蔽及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）の機能とあいまって、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合における居住性に係る被ばく評価では、設計基準事故時の手法を参考にするとともに、炉心の著しい損傷が発生した場合に放出される放射性物質の種類，全交流動力電源喪失時の中央制御室空調換気系の起動遅れ等，炉心の著しい損傷が発生した場合の評価条件を適切に考慮する。</p> <p>炉心の著しい損傷後に格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出されるプルーム通過時に、運転員の被ばくを低減するため、中央制御室待避室には、遮蔽設備として、中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽を設ける設計とする。中央制御室待避室は、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。</p> <p>中央制御室空調換気系は、重大事故等時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ並びに中央制御室非常用再循環送風機からなる非常用ラインを設け、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通した外気を取り込み、</p>	

変更前	変更後	
	<p>中央制御室を正圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。</p> <p>中央制御室送風機及び中央制御室非常用再循環送風機は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。</p> <p>身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。</p> <p>重大事故等時に、身体サーベイ、作業服の着替え等に必要な照度の確保は、チェン징エリア用照明（個数2（予備1））によりできる設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調系の設備、可搬式モニタリングポスト及び可搬式エリア放射線モニタを設置又は保管する設計とする。</p> <p>緊急時対策所遮蔽は、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気空調系の機能とあいまって、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。</p> <p>緊急時対策所換気空調系の設備のうち、緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、可搬型ダクトを用いて緊急時対策所を正圧化し、放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）は、プルーム通過時において、緊急時対策所を正圧化し、希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所には、室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための判断ができるよう放射線量を監視、測定するため、さらに緊急時対策所換気空調系の設備による正圧化判断のために使用する可搬式エリア放射線モニタを緊急時対策所に保管する設計とするとともに、可搬式モニタリングポストを第1保管エリア及び第4保管エリアに保管する設計とする。</p> <p>緊急時対策所は、重大事故等が発生し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、要員が緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。</p> <p>身体サーベイの結果、要員の汚染が確認された場合は、要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。</p> <p>身体サーベイ、作業服の着替え等に必要な照度の確保は、緊急時対策所の非常用照明及び電源内蔵型照明によりできる設計とする。</p>	

変更前	変更後	
<p>2.2 換気設備</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、放射線障害を防止するため、発電所従業員に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質の除去・低減が可能な換気設備を設ける設計とする。</p> <p>換気設備は、放射性物質による汚染の可能性からみて区域を分け、それぞれ別系統とし、清浄区域に新鮮な空気を供給して、汚染の可能性のある区域に向って流れるようにし、排気は適切なフィルタを通して行う。また、各換気系統は、その容量が区域及び部屋の必要な換気及び除熱を十分行える設計とする。</p> <p>放射性物質を内包する換気ダクトは、溶接構造とし、耐圧試験に合格したものを使用することで、漏えいし難い構造とする。また、ファン、逆流防止用ダンパ等を設置し、逆流し難い構造とする。</p> <p>排出する空気を浄化するため、気体状の放射性よう素を除去するよう素用フィルタ及び放射性微粒子を除去する粒子用フィルタを設置する。</p> <p>これらのフィルタを内包するフィルタユニットは、フィルタの取替えが容易となるよう取替えに必要な空間を有するとともに、必要に応じて梯子等を設置し、取替えが容易な構造とする。</p> <p>吸気口は、放射性物質に汚染された空気を吸入し難いように、排気筒から十分離れた位置に設置する。</p> <p>2.2.1 中央制御室空調換気系</p> <p>中央制御室の換気及び冷暖房は、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ、中央制御室非常用再循環送風機等から構成する中央制御室空調換気系により行う。</p> <p>中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガスに対し、中央制御室空調換気系の外気取入れを手動で遮断し、系統隔離運転モードに切り替えることが可能な設計とする。</p> <p>中央制御室空調換気系は、通常のラインの他、粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ並びに中央制御室非常用再循環送風機からなる非常用ラインを設け、設計基準事故時には、中央制御室空調換気系の給気隔離弁及び排気隔離弁を閉とすることにより外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転モードとし、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができ、運転員を放射線被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用再循環処理装置フィルタで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。</p>	<p>2.2 換気設備</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、放射線障害を防止するため、発電所従業員に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質の除去・低減が可能な換気設備を設ける設計とする。</p> <p>換気設備は、放射性物質による汚染の可能性からみて区域を分け、それぞれ別系統とし、清浄区域に新鮮な空気を供給して、汚染の可能性のある区域に向って流れるようにし、排気は適切なフィルタを通して行う。また、各換気系統は、その容量が区域及び部屋の必要な換気及び除熱を十分行える設計とする。</p> <p>放射性物質を内包する換気ダクトは、溶接構造とし、耐圧試験に合格したものを使用することで、漏えいし難い構造とする。また、ファン、逆流防止用ダンパ等を設置し、逆流し難い構造とする。</p> <p>排出する空気を浄化するため、気体状の放射性よう素を除去するよう素用フィルタ及び放射性微粒子を除去する粒子用フィルタを設置する。</p> <p>これらのフィルタを内包するフィルタユニットは、フィルタの取替えが容易となるよう取替えに必要な空間を有するとともに、必要に応じて梯子等を設置し、取替えが容易な構造とする。</p> <p>吸気口は、放射性物質に汚染された空気を吸入し難いように、排気筒から十分離れた位置に設置する。</p> <p>2.2.1 中央制御室空調換気系</p> <p>中央制御室の換気及び冷暖房は、中央制御室送風機、中央制御室排風機、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ、中央制御室非常用再循環送風機等から構成する中央制御室空調換気系により行う。</p> <p>中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対し、中央制御室空調換気系の外気取入れを手動で遮断し、系統隔離運転モードに切り替えることが可能な設計とする。</p> <p>中央制御室空調換気系は、通常のラインの他、粒子用高効率フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ並びに中央制御室非常用再循環送風機からなる非常用ラインを設け、設計基準事故時には、中央制御室空調換気系の給気隔離弁及び排気隔離弁を閉とすることにより外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転モードとし、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができ、運転員を放射線被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用再循環処理装置フィルタで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。</p> <p>中央制御室空調換気系は、地震時及び地震後においても、中央制御室の気密</p>	

変更前	変更後	
	<p>性とあいまって、設計上の空気の流入率を維持でき、「2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷後に格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出されるプルーム通過時において、中央制御室空調換気系は中央制御室外気取入調節弁（MV264-1）を閉操作することで、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離可能な設計とする。</p> <p>中央制御室空調換気系の外気取入ダクト及び排気ダクトの一部は中央制御室等とともに中央制御室バウンダリを形成しており、重大事故等発生時において中央制御室内にとどまる運転員の被ばく線量を低減するために必要な気密性を有する設計とする。</p> <p>重要度が特に高い安全機能を有する系統において、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のうち、単一設計とする中央制御室空調換気系のダクトの一部及び中央制御室非常用再循環処理装置フィルタについては、当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する単一故障のうち、想定される最も過酷な条件として、ダクトについては全周破断、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタについては閉塞を想定しても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。</p> <p>想定される単一故障の発生に伴う中央制御室の運転員の被ばく量は保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価し、緊急作業時に係る線量限度を下回ることを確認する。また、単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する2日間を考慮し、修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。</p> <p>単一設計とする箇所的设计に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。</p> <p><b>2.2.2 緊急時対策所換気空調系</b></p> <p>緊急時対策所換気空調系の設備として、緊急時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）及び差圧計を設置又は保管する設計とする。</p> <p>空気ポンベ加圧設備（空気ポンベ）は、プルーム通過時において、緊急時対策所を正圧化し、希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量を保管する設計とする。</p> <p>緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニット</p>	

変更前	変更後	
<p>2.2.3 原子炉棟空調換気系</p> <p>原子炉棟空調換気系は、送風機及び排風機により、発電所通常運転中、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の換気を行い、各建物内を負圧に保ち、排気空気は、フィルタを通したのち、排気筒から放出する</p> <p>また、原子炉棟空調換気系の給気及び排気ダクトには、それぞれ2個の空気作動の隔離弁を設け、原子炉棟放射能高等の信号により、隔離弁を自動閉鎖するとともに原子炉棟空調換気系から非常用ガス処理系に切り替わることで放射性物質の放散を防ぐ設計とする。</p> <p>2.2.4 タービン建物空調換気系</p> <p>タービン建物空調換気系は、送風機及び排風機により、発電所通常運転中、タービン建物内の換気を行い、各建物内を負圧に保ち、汚染の可能性のある排気空気は、フィルタを通したのち、排気筒から放出する。</p> <p>2.2.5 廃棄物処理建物空調換気系</p> <p>廃棄物処理建物空調換気系は、送風機及び排風機により、発電所通常運転中、廃棄物処理建物内の換気を行い、各建物内を負圧に保ち、汚染の可能性のある排気空気は、フィルタを通したのち、排気筒から放出する。</p> <p>2.3 生体遮蔽装置等</p> <p>設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による発電所周辺の空間線量率が、放射線業務従事者等の放射線障害を防止するために必要な生体遮蔽等を適切に設置すること及び発電用原子炉施設と周辺監視区域境界までの距離とあいまって、発電所周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減し、周辺監視区域外における線量限度に比べ十分に下回る、空気カーマで年間50μGyを超えないような遮蔽設計とする。</p> <p>発電所内における外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場所には、通常運転時の放射線業務従事者の被ばく線量が適切な作業管理とあいまって、「核原料物質又は核燃</p>	<p>は、ブルーム通過後の緊急時対策所内を正圧化できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所換気空調系は、緊急時対策所の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。</p> <p>また、緊急時対策所外の火災により発生する燃焼ガス又はばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離及びその他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。</p> <p>緊急時対策所換気空調系は、基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに緊急時対策所の気密性とあいまって緊急時対策所の居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p> <p>2.2.3 原子炉棟空調換気系</p> <p>原子炉棟空調換気系は、送風機及び排風機により、発電所通常運転中、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の換気を行い、各建物内を負圧に保ち、排気空気は、フィルタを通したのち、排気筒から放出する。</p> <p>また、原子炉棟空調換気系の給気及び排気ダクトには、それぞれ2個の空気作動の隔離弁を設け、原子炉棟放射能高等の信号により、隔離弁を自動閉鎖するとともに原子炉棟空調換気系から非常用ガス処理系に切り替わることで放射性物質の放散を防ぐ設計とする。</p> <p>2.2.4 タービン建物空調換気系</p> <p>タービン建物空調換気系は、送風機及び排風機により、発電所通常運転中、タービン建物内の換気を行い、各建物内を負圧に保ち、汚染の可能性のある排気空気は、フィルタを通したのち、排気筒から放出する。</p> <p>2.2.5 廃棄物処理建物空調換気系</p> <p>廃棄物処理建物空調換気系は、送風機及び排風機により、発電所通常運転中、廃棄物処理建物内の換気を行い、各建物内を負圧に保ち、汚染の可能性のある排気空気は、フィルタを通したのち、排気筒から放出する。</p> <p>2.3 生体遮蔽装置等</p> <p>設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による発電所周辺の空間線量率が、放射線業務従事者等の放射線障害を防止するために必要な生体遮蔽等を適切に設置すること及び発電用原子炉施設と周辺監視区域境界までの距離とあいまって、発電所周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減し、周辺監視区域外における線量限度に比べ十分に下回る、空気カーマで年間50μGyを超えないような遮蔽設計とする。</p> <p>発電所内における外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場所には、通常運転時の放射線業務従事者の被ばく線量が適切な作業管理とあいまって、「核</p>	



変更前	変更後	
<p>料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」を満足できる遮蔽設計とする。</p> <p>生体遮蔽は、原子炉遮蔽、原子炉一次遮蔽、原子炉二次遮蔽、補助遮蔽、中央制御室遮蔽から構成し、想定する通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時に対し、地震時及び地震後においても、発電所周辺の空間線量率の低減及び放射線業務従事者の放射線障害防止のために、遮蔽性を維持する設計とする。</p> <p>生体遮蔽に開口部又は配管その他の貫通部があるものにあつては、必要に応じて次の放射線漏えい防止措置を講じた設計とするとともに、自重、付加荷重及び熱応力に耐える設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>開口部を設ける場合、人が容易に接近できないような場所（通路の行き止まり部、高所等）への開口部設置</li> <li>貫通部に対する遮蔽補強（スリーブと配管との間隙への遮蔽材の充てん等）</li> <li>線源機器と貫通孔との位置関係により、貫通孔から線源機器が直視できない措置</li> </ul> <p>遮蔽設計は、実効線量が1.3mSv/3月間を超えるおそれがある区域を管理区域としたうえで、日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程」（J E A C 4 6 1 5）の通常運転時の遮蔽設計に基づく設計とする。</p> <p>中央制御室遮蔽、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽は、「2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p>	<p>原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」を満足できる遮蔽設計とする。</p> <p>生体遮蔽は、原子炉遮蔽、原子炉一次遮蔽、原子炉二次遮蔽、補助遮蔽、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、緊急時対策所遮蔽から構成し、想定する通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時に対し、地震時及び地震後においても、発電所周辺の空間線量率の低減及び放射線業務従事者の放射線障害防止のために、遮蔽性を維持する設計とする。</p> <p>生体遮蔽に開口部又は配管その他の貫通部があるものにあつては、必要に応じて次の放射線漏えい防止措置を講じた設計とするとともに、自重、付加荷重及び熱応力に耐える設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>開口部を設ける場合、人が容易に接近できないような場所（通路の行き止まり部、高所等）への開口部設置</li> <li>貫通部に対する遮蔽補強（スリーブと配管との間隙への遮蔽材の充てん等）</li> <li>線源機器と貫通孔との位置関係により、貫通孔から線源機器が直視できない措置</li> </ul> <p>遮蔽設計は、実効線量が1.3mSv/3月間を超えるおそれがある区域を管理区域としたうえで、日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程」（J E A C 4 6 1 5）の通常運転時の遮蔽設計に基づく設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器等は、第1ベントフィルタ格納槽内に設置し、格納容器フィルタベント系使用後に高線量となる第1ベントフィルタスクラバ容器等の周囲には遮蔽体（第1ベントフィルタ格納槽遮蔽、配管遮蔽）を設け、格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。</p> <p>中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、緊急時対策所遮蔽、原子炉二次遮蔽及び補助遮蔽は、「2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p> <p>中央制御室遮蔽は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち多様性及び独立性並びに位置的分散の設計方針は適用しない。</p>	
<p>3. 設備の共用</p> <p>3.1 放射線管理施設</p> <p>固定式周辺モニタリング設備、移動式周辺モニタリング設備及び気象観測設備は、1号機、2号機及び3号機で共用とするが、発電所周辺における放射線量率等の監視に必要な仕様を満足する設備とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>液体廃棄物処理系排水モニタは、1号機及び2号機で共用とするが、共用の設備における排水の放射性物質濃度を測定する設備であり、放射性物質濃度を測定するために必要な仕様</p>	<p>3. 設備の共用</p> <p>3.1 放射線管理施設</p> <p>変更なし</p>	

変更前	変更後	
<p>を満足する設備とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>エリア放射線モニタリング設備のうち、中央制御室モニタ及び廃棄物処理制御室モニタは、1号機及び2号機で共用とするが、共用のエリアにおける放射線量率の測定を行う設備であり、放射線量率を測定するために必要な仕様を満足する設備とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>放射能測定設備は、1号機、2号機及び3号機で共用とするが、各号機で採取した管理区域内の水等に含まれる放射性物質の核種毎の濃度を測定する設備であり、採取した試料を測定するために必要な仕様を満足する設備とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>サイトバンカ建物排気モニタは、1号機、2号機及び3号機で共用とするが、共用の建物における放射線量率等の測定に必要な仕様を満足する設備とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>サイトバンカ建物エリアモニタは、1号機、2号機及び3号機で共用するが、共用のエリアにおける放射線量率の測定に必要な仕様を満足する設備とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>3.2 生体遮蔽装置</p> <p>中央制御室遮蔽は、1号機及び2号機で共用とするが、運転員を防護するために必要な居住性を有することで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>3.2 生体遮蔽装置</p> <p>中央制御室遮蔽は、1号機及び2号機で共用とするが、運転員を防護するために必要な居住性を有することで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>中央制御室遮蔽は、重大事故等時において、隣接する1号及び2号機の事故対応を1つの中央制御室として共用することによって、プラント状態に応じた運転員の融通により安全性が向上することから、1号及び2号機で共用する設計とする。</p>	
<p>4. 主要対象設備</p> <p>放射線管理施設の対象となる主要な設備について、「表1 放射線管理施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>4. 主要対象設備</p> <p>放射線管理施設の対象となる主要な設備について、「表1 放射線管理施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は、要目表対象を示したリストに関する記載であるため、記載しない。</p>

8. 原子炉格納施設の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<p>用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」, 「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>用語の定義は「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉格納施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.7 内燃機関の設計条件を除く。), 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>第1章 共通項目</p> <p>原子炉格納施設の共通項目である「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 (5.7 内燃機関及びガスタービンの設計条件を除く。), 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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 原子炉格納容器</p> <p>1.1 原子炉格納容器本体等</p> <p>原子炉格納施設は、設計基準対象施設として、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器は、上下部半球胴部円筒形のドライウエル、円環形のサプレッションチェンバ等からなる圧力抑制形であり、残留熱除去系（格納容器冷却モード）とあいまって原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定し、これにより放出される原子炉冷却材のエネルギーによる原子炉冷却材喪失時の圧力、温度及び設計上想定された地震荷重に耐える設計とする。</p> <p>また、原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において、原子炉格納容器に生じる動荷重に耐える設計とする。</p> <p>原子炉格納容器の開口部である出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保ち、原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つ設計とする。</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、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器は非延性破壊（脆性破壊）及び破断が生じない設計とする。</p> <p>非延性破壊（脆性破壊）に対しては、最低使用温度を考慮した破壊じん性試験を行い、規定値を満足した材料を使用する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する箇所及び出入口は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」（J E A C 4 2 0 3）に定める漏えい試験のうちB種試験ができる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）は、設計基準対象施設として容量約4700m<sup>3</sup>、個数1個を設置する。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 原子炉格納容器</p> <p>1.1 原子炉格納容器本体等</p> <p>原子炉格納施設は、設計基準対象施設として、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。</p> <p>原子炉格納容器は、上下部半球胴部円筒形のドライウエル、円環形のサプレッションチェンバ等からなる圧力抑制形であり、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定した場合であっても、残留熱除去系（格納容器冷却モード）とあいまって、配管破断により放出される原子炉冷却材のエネルギーによる原子炉冷却材喪失時の圧力、温度及び設計上想定された地震荷重に耐える設計とする。</p> <p>また、原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において、原子炉格納容器に生じる動荷重に耐える設計とする。</p> <p>原子炉格納容器の開口部である出入口及び貫通部を含めて原子炉格納容器全体の漏えい率を許容値以下に保ち、原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つ設計とする。</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、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器は非延性破壊（脆性破壊）及び破断が生じない設計とする。</p> <p>非延性破壊（脆性破壊）に対しては、最低使用温度を考慮した破壊じん性試験を行い、規定値を満足した材料を使用する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する箇所及び出入口は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」（J E A C 4 2 0 3）に定める漏えい試験のうちB種試験ができる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）は、設計基準対象施設として容量約4700m<sup>3</sup>、個数1個を設置する。</p> <p>原子炉格納容器は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設としての</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>1.2 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける隔離弁は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続するか、又は原子炉格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、原子炉冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測制御系統施設に関連する小口径配管を除いて、原則として原子炉格納容器の内側に1個、外側に1個の自動隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。</p> <p>ただし、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管、又は原子炉格納容器外側で閉じた系を構成した管で、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に、原子炉格納容器内で水封が維持され、かつ、原子炉格納容器外へ導かれた漏えい水による放射性物質の放出量が、原子炉冷却材喪失事故の原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べ十分小さい配管については、原子炉格納容器の内側又は外側に少なくとも1個の隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。</p> <p>原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管に設置する隔離弁は、遠隔操作にて閉止可能な弁を設置することも可能とする。</p> <p>貫通箇所の内側又は外側に設置する隔離弁は、一方の側の設置箇所における管であって、湿気や水滴等により駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある箇所、配管が狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所に設置できないことによりその機能が著しく低下するような箇所には、貫通箇所の外側であって近接した箇所に2個の隔離弁を設ける設計とする。</p> <p>設計基準事故の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）で原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合は、自動隔離弁を設けない設計とする。</p> <p>ただし、原則遠隔操作が可能であり、設計基準事故時に容易に閉鎖可能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。</p>	<p>最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力の2倍の圧力及び200℃の温度で閉じ込め機能を損なわない設計とする。</p> <p>1.2 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける隔離弁は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続するか、又は原子炉格納容器内に開口し、原子炉格納容器を貫通している各配管は、原子炉冷却材喪失事故時に必要とする配管及び計測制御系統施設に関連する小口径配管を除いて、原則として原子炉格納容器の内側に1個、外側に1個の自動隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。</p> <p>ただし、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管、又は原子炉格納容器外側で閉じた系を構成した管で、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に、原子炉格納容器内で水封が維持され、かつ、原子炉格納容器外へ導かれた漏えい水による放射性物質の放出量が、原子炉冷却材喪失事故の原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べ十分小さい配管については、原子炉格納容器の内側又は外側に少なくとも1個の隔離弁を原子炉格納容器に近接した箇所に設ける設計とする。</p> <p>原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管に設置する隔離弁は、遠隔操作にて閉止可能な弁を設置することも可能とする。</p> <p>貫通箇所の内側又は外側に設置する隔離弁は、一方の側の設置箇所における管であって、湿気や水滴等により駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある箇所、配管が狭隘部を貫通する場合であって貫通部に近接した箇所に設置できないことによりその機能が著しく低下するような箇所には、貫通箇所の外側であって近接した箇所に2個の隔離弁を設ける設計とする。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する配管には、圧力開放板を設けない設計とする。</p> <p>設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却設備及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）で原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合は、自動隔離弁を設けない設計とする。</p> <p>ただし、原則遠隔操作が可能であり、設計基準事故時及び重大事故等時に容易に閉鎖可能な隔離機能を有する弁を設置する設計とする。</p> <p>また、重大事故等時に使用する窒素ガス制御系の隔離弁については、設計基準事故時の隔離機能の確保を考慮し自動隔離弁とし、重大事故等時に容易に開可能な設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>原子炉格納容器を貫通する計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する小口径配管であって特に隔離弁を設けない場合には、隔離弁を設置したものと同等の隔離機能を有する設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される原子炉格納容器を貫通する計測系配管に隔離弁を設けない場合は、オリフィス又は過流量防止逆止弁を設置し、流出量抑制対策を講じる設計とする。</p> <p>隔離弁は、閉止後に駆動動力源が喪失した場合においても閉止状態が維持され隔離機能が喪失しない設計とする。また、隔離弁のうち、隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。</p> <p>隔離弁は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(J E A C 4 2 0 3)に定める漏えい試験のうちC種試験ができる設計とする。また、隔離弁は動作試験ができる設計とする。</p>	<p>とする。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する小口径配管であって特に隔離弁を設けない場合には、隔離弁を設置したものと同等の隔離機能を有する設計とする。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される原子炉格納容器を貫通する計測系配管に隔離弁を設けない場合は、オリフィス又は過流量防止逆止弁を設置し、流出量抑制対策を講じる設計とする。</p> <p>隔離弁は、閉止後に駆動動力源が喪失した場合においても閉止状態が維持され隔離機能が喪失しない設計とする。また、隔離弁のうち、隔離信号で自動閉止するものは、隔離信号が除去されても自動開とはならない設計とする。</p> <p>隔離弁は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件として、判定基準に適切な余裕係数を見込み、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(J E A C 4 2 0 3)に定める漏えい試験のうちC種試験ができる設計とする。また、隔離弁は動作試験ができる設計とする。</p>	
<p>2. 原子炉建物</p> <p>2.1 原子炉建物原子炉棟等</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)を設置する。</p> <p>原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)は、原子炉格納容器を完全に取り囲む構造となっており、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。</p> <p>原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)に開口部を設ける場合には、気密性を確保する設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫及び燃料プールは、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)内に設置する。</p>	<p>2. 原子炉建物</p> <p>2.1 原子炉建物原子炉棟等</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会)」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)を設置する。</p> <p>原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)は、原子炉格納容器を完全に取り囲む構造となっており、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。</p> <p>原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)に開口部を設ける場合には、気密性を確保する設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫及び燃料プールは、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)内に設置する。</p> <p>原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる設計とする。原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)の気密バウンダリの一部として原子炉建物原子炉棟(二次格納施設)に設置する主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル(浸水防護施設の設備で兼用)は、閉状態の維持が可能な設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>3.1 真空破壊装置</p> <p>原子炉冷却材喪失事故後、ドライウェル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より低下した場合にドライウェルとサブプレッションチェンバ間に設置された8個の真空破壊装置が、圧力差により自動的に働き、サブプレッションチェンバのプール水の逆流及びドライウェルの外圧による破損を防止できる設計とする。</p> <p>なお、発電用原子炉の運転時に原子炉格納容器に窒素を充てんしていることなどから、原子炉格納容器外面に受ける圧力が設計を超えることはない。</p> <p>3.2 原子炉格納容器安全設備</p> <p>3.2.1 原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード））</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備として、残留熱除去系（格納容器冷却モード）を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定した場合でも、放出されるエネルギーによる設計基準事故時の原子炉格納容器内圧力、温度が最高使用圧力、最高使用温度を超えないようにし、かつ、原子炉格納容器の内圧を速やかに下げて低く維持することにより、放射性物質の外部への漏えいを少なくする設計とする。</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として残留熱除去系（格納容器冷却モード）を設置する。</p> <p>残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、原子炉冷却材喪失事故時に、サブプレッションチェンバのプール水をドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることにより、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器安全設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、設計基準</p>	<p>3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>3.1 真空破壊装置</p> <p>原子炉冷却材喪失事故後、ドライウェル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より低下した場合にドライウェルとサブプレッションチェンバ間に設置された8個の真空破壊装置が、圧力差により自動的に働き、サブプレッションチェンバのプール水の逆流及びドライウェルの外圧による破損を防止できる設計とする。</p> <p>なお、発電用原子炉の運転時に原子炉格納容器に窒素を充てんしていることなどから、原子炉格納容器外面に受ける圧力が設計を超えることはない。</p> <p>想定される重大事故等時において、ドライウェル圧力がサブプレッションチェンバ圧力より低下した場合に、ドライウェルとサブプレッションチェンバ間に設置された8個の真空破壊装置が、圧力差により自動的に働き、サブプレッションチェンバのプール水の逆流及びドライウェルの外圧による破損を防止できる設計とする。</p> <p>3.2 原子炉格納容器安全設備</p> <p>3.2.1 原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（格納容器冷却モード））</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備として、残留熱除去系（格納容器冷却モード）を設ける設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の最も過酷な破断を想定した場合でも、放出されるエネルギーによる設計基準事故時の原子炉格納容器内圧力、温度が最高使用圧力、最高使用温度を超えないようにし、かつ、原子炉格納容器の内圧を速やかに下げて低く維持することにより、放射性物質の外部への漏えいを少なくする設計とする。</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として残留熱除去系（格納容器冷却モード）を設置する。</p> <p>残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、原子炉冷却材喪失事故時に、サブプレッションチェンバのプール水をドライウェル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることにより、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器安全設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>事故時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器冷却モード）の仕様は、設置（変更）許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、テストラインを構成することにより、発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また、設計基準事故時に動作する弁については、残留熱除去ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。</p>	<p>の性能評価により、設計基準事故時及び重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器冷却モード）の仕様は、設置（変更）許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、テストラインを構成することにより、発電用原子炉の運転中に試験ができる設計とする。また、設計基準事故時に動作する弁については、残留熱除去ポンプが停止中に開閉試験ができる設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備として、想定される重大事故等時に、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備のうち、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により復旧できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により復旧できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプによりサプレッションチェンバのプール水をドライウエル内及びサプレッションチェンバ内にスプレーすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。本システムに使用する冷却水は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（格納容器冷却モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器、原子炉格納容器（サプレッションチェンバ）及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、設計基準事故対処設備であるとともに重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>(1) 単一故障に係る設計</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>重要度が特に高い安全機能を有する系統において、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のうち、単一設計とする残留熱除去系（格納容器冷却モード）の原子炉格納容器スプレイ管（サブプレッションチェンバースプレイ管）については、想定される最も過酷な単一故障の条件として、配管 1 箇所全周破断を想定した場合においても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。</p> <p>また、このような場合においても、残留熱除去系の 1 系統をドライウェルスプレイ、もう 1 系統をサブプレッションプール水冷却モードで運転することで原子炉格納容器の冷却機能を代替できる設計とする。</p> <p>3.2.2 原子炉格納容器スプレイ設備（残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード））</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備として、想定される重大事故等において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備のうち、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により復旧できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により復旧できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器により、サブプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。本系統に使用する冷却水は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。</p> <p>残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は、設計基準事故対処設備であるとともに重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備</p>	



変更前	変更後	記載しない理由
	<p>としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>原子炉格納容器安全設備のうち、サプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに、冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によるろ過装置の性能評価により、重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>3.2.3 格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器の冷却</p> <p>原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p>(1) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備のうち、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が機能喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が機能喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。</p> <p>格納容器代替スプレイ系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に使用する電動弁は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>格納容器代替スプレイ系（常設）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>格納容器代替スプレイ系（常設）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器安全設備のうち、低圧原子炉代替注水槽を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、低圧原子炉代替注水槽の圧力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>a. 多様性、位置的分散及び独立性</p> <p>格納容器代替スプレイ系（常設）は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動できることで、非常用所内電気設備を経由した非常用ディーゼル発電設備からの給電により駆動する残留熱除去ポンプを用いた残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>格納容器代替スプレイ系（常設）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器代替スプレイ系（常設）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>また、格納容器代替スプレイ系（常設）は、低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで、サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して異なる水源を有する設計とする。低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及びサプレッションチェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>格納容器代替スプレイ系（常設）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器代替スプレイ系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計と</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>する。</p> <p>(2) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備のうち、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を經由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合及び全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を經由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。</p> <p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）のうち系統構成に使用する電動弁は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器安全設備のうち、輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）、海を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）、海の圧力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>a. 多様性、位置的分散及び独立性</p> <p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び格納容器代替スプレイ系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び格納容器代替スプレイ系（常設）に対して多様性を有する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用ディーゼル発電設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車は、代替淡水源を水源とすることで、サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び低圧原子炉代替注水槽を水源とする格納容器代替スプレイ系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>大量送水車は、原子炉建物及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p>3.2.4 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、残留熱代替除去系を設ける設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系は、残留熱代替除去ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p> <p>また、本系統に使用する冷却水は、原子炉補機代替冷却系により冷却できる設計とする。</p> <p>原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに、ベント管を経て、サブプレッションチェンバに戻ることで循環できる設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系の流路として、設計基準対象施設である原子炉压力容器、炉心支持構造物、原子炉压力容器内部構造物、原子炉格納容器、原子炉格納容器（サブプレッションチェンバ）及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>原子炉格納容器安全設備のうち、サブプレッションチェンバのプール水を水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響について「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係る過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））による過装置の性能評価により、重大事故等時に想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>(1) 多様性、位置的分散及び独立性</p> <p>残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却手段及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物附属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッションチェンバは原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に設置し、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1389 268 1804 302">限りの独立性を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1329 361 2101 394">3.2.5 ペDESTAL代替注水系による原子炉格納容器下部への注水</p> <p data-bbox="1389 403 2320 571">炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、ペDESTAL代替注水系（常設）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1389 579 2320 705">また、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下するまでに、原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保し、落下した熔融炉心の冷却が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1389 714 2320 840">なお、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合に、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制するため、コリウムシールドを設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1359 848 2202 882">(1) ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水</p> <p data-bbox="1389 890 2320 1150">原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として使用するペDESTAL代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ流入し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p data-bbox="1389 1159 2320 1327">ペDESTAL代替注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に使用する電動弁は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1389 1335 2320 1461">ペDESTAL代替注水系（常設）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備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 data-bbox="1389 1470 2320 1688">コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。コリウムシールドは、寸法が厚さ0.13m以上、材料がジルコニア（ZrO<sub>2</sub>）、個数が1個の設計とする。</p> <p data-bbox="1389 1696 2320 1864">原子炉格納容器安全設備のうち、低圧原子炉代替注水槽を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、低圧原子炉代替注水槽の圧力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p data-bbox="1359 1873 2231 1906">(2) ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水</p> <p data-bbox="1418 1915 2320 1948">原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>設備として使用するペDESTAL代替注水系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水をペDESTAL代替注水系を經由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>ペDESTAL代替注水系（可搬型）のうち系統構成に使用する電動弁は、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>ペDESTAL代替注水系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。コリウムシールドは、寸法が厚さ0.13m以上、材料がジルコニア（ZrO<sub>2</sub>）、個数が1個の設計とする。</p> <p>原子炉格納容器安全設備のうち、輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）、海を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）、海の圧力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>(3) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として使用する格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を經由して原子炉格納容器スプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ流入し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）のうち系統構成に使用する電動弁は、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p> <p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触すること</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>を防止できる設計とする。コリウムシールドは、寸法が厚さ 0.13m 以上、材料がジルコニア (ZrO<sub>2</sub>)、個数が 1 個の設計とする。</p> <p>原子炉格納容器安全設備のうち、輪谷貯水槽 (西 1)、輪谷貯水槽 (西 2)、海を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、輪谷貯水槽 (西 1)、輪谷貯水槽 (西 2)、海の圧力及び温度により、想定される最も小さい有効吸込水頭においても、正常に機能する能力を有する設計とする。</p> <p>(4) 多様性、位置的分散及び独立性</p> <p>ペDESTAL代替注水系 (常設)、ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ペDESTAL代替注水系 (常設) の低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の大量送水車をディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。</p> <p>ペDESTAL代替注水系 (常設) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、ペDESTAL代替注水系 (常設) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>また、ペDESTAL代替注水系 (常設) は低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで、代替淡水源を水源とするペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) に対して、異なる水源を有する設計とする。</p> <p>さらに、ペDESTAL代替注水系 (常設) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は、原子炉格納容器スプレイ管によるドライウェル内へのスプレイにより原子炉格納容器下部へ注水することで、原子炉格納容器下部に直接注水するペDESTAL代替注水系 (可搬型) の流路に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、大量送水車は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p>	



変更前	変更後	記載しない理由
	<p>大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>これらの多様性及びシステムの独立性並びに位置的分散によって、ペDESTAL代替注水系（常設）並びにペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p> <p>3.2.6 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための原子炉压力容器への注水及び注入</p> <p>(1) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（常設）を設ける設計とする。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉压力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、系統構成に使用する電動弁は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）の流路として、設計基準対象施設である原子炉压力容器、炉心支持構造物、原子炉压力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>(2) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を設ける設計とする。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉压力容器に注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち系統構成に使用する電動弁は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1389 268 2318 436"> <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">           低圧原子炉代替注水系（可搬型）の流路として、設計基準対象施設である原子炉压力容器、炉心支持構造物、原子炉压力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備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。         </span> </p> <p data-bbox="1350 493 2050 527">(3) 高圧原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水</p> <p data-bbox="1389 535 2318 703"> <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">           炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、高圧原子炉代替注水系を設ける設計とする。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入と並行して行う。         </span> </p> <p data-bbox="1389 716 2318 842"> <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">           高圧原子炉代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を原子炉隔離時冷却系等を経由して、原子炉压力容器へ注水することで熔融炉心を冷却できる設計とする。         </span> </p> <p data-bbox="1389 854 2318 980"> <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">           高圧原子炉代替注水系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室（「1，2号機共用」（以下同じ。））からの操作が可能な設計とする。         </span> </p> <p data-bbox="1389 993 2318 1161"> <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">           高圧原子炉代替注水系の流路として、設計基準対象施設である原子炉压力容器、炉心支持構造物、原子炉压力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備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。         </span> </p> <p data-bbox="1350 1215 2074 1249">(4) ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入</p> <p data-bbox="1389 1257 2318 1467"> <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">           炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を設ける設計とする。なお、この場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び高圧原子炉代替注水系のいずれかによる原子炉压力容器への注水と並行して行う。         </span> </p> <p data-bbox="1389 1480 2318 1606"> <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">           ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水を原子炉压力容器へ注入することで、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止する設計とする。         </span> </p> <p data-bbox="1389 1619 2318 1745"> <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">           ほう酸水注入系は、非常用ディーゼル発電設備に加え、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。         </span> </p> <p data-bbox="1389 1757 2318 1925"> <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">           ほう酸水注入系の流路として、設計基準対象施設である原子炉压力容器、炉心支持構造物、原子炉压力容器内部構造物及び配管貫通部を重大事故等対処設備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。         </span> </p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1323 310 1679 342">3.2.7 原子炉建物放水設備等</p> <p data-bbox="1347 357 2228 388">(1) 原子炉建物放水設備による大気への拡散抑制及び航空機燃料火災対応</p> <p data-bbox="1389 401 2318 569">炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備及び原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設備として、原子炉建物放水設備を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1412 581 1837 613">a. 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p data-bbox="1439 625 2318 749">大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車により海水を取水し、ホースを經由して放水砲から原子炉建物へ放水できる設計とする。</p> <p data-bbox="1463 762 2318 840">大型送水ポンプ車及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建物に向けて放水できる設計とする。</p> <p data-bbox="1412 852 1786 884">b. 航空機燃料火災への泡消火</p> <p data-bbox="1439 896 2318 1064">原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として使用する原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車により海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを經由して放水砲から原子炉建物周辺へ放水できる設計とする。</p> <p data-bbox="1439 1077 2318 1335">泡消火薬剤容器は、航空機燃料火災への泡消火に対応するために必要な容量の泡消火薬剤を保管できる設計とする。泡消火薬剤の保有量は、必要な容量である 646ℓ に対し余裕をみた 5000ℓ 確保し、故障時の予備用として 1000ℓ の計 6000ℓ を保管する。なお、泡消火薬剤容器の容量は 1000ℓ/個であり、確保された泡消火薬剤 5000ℓ を 1000ℓ 毎に分け 5 個、予備用の泡消火薬剤 1000ℓ を 1 個の計 6 個を保管する。</p> <p data-bbox="1347 1390 2071 1421">(2) 海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p data-bbox="1389 1434 2318 1558">炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋拡散抑制設備を設ける設計とする。</p> <p data-bbox="1389 1570 2318 1871">海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として使用する海洋拡散抑制設備は、シルトフェンス（屋外に保管）（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用）、放射性物質吸着材（屋外に保管）（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で兼用）等で構成し、シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する2箇所（2号機放水接合槽及び輪谷湾）に設置できる設計とし、輪谷湾は小型船舶（屋外に保管）個数1（予備1）（放射線管理施設の設備で兼用）により設置できる設計とする。</p> <p data-bbox="1412 1883 2318 1961">シルトフェンスは、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。必要数は、各設置場所に必要な幅に対して</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3.3 放射性物質濃度制御設備</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として非常用ガス処理系を設置する。</p> <p>3.3.1 非常用ガス処理系</p> <p>非常用ガス処理系は、湿分除去装置、粒子用高効率フィルタ、よう素用チャコールフィルタ等を含む非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタ及び非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタ並びに非常用ガス処理系排風機等から構成される。放射性物質の放出を伴う設計基準事故時には非常用ガス処理系で原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に保ちながら、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質を非常用ガス処理系を通して除去・低減した後、排気筒（非常用ガス処理系用）より放出できる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、原子炉冷却材喪失事故時に想定する原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系のうち、非常用ガス処理系フィルタ装置のよう素除去効率及び非常用ガス処理系の処理容量は、設置（変更）許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。</p>	<p>シルトフェンスを二重に設置することとし、2号機放水接合槽に計2本（高さ約10m、幅約10m）及び輪谷湾に計32本（高さ約7～20m（一重目は計16本（高さ約7m：3本、約10m：1本、約12m：2本、約14m：1本、約15m：2本、約16m：1本、約17m：1本、約18m：1本、約19m：2本、約20m：2本）、二重目は計16本（高さ約7m：3本、約10m：1本、約13m：2本、約15m：1本、約16m：1本、約17m：2本、約18m：1本、約19m：2本、約20m：3本）。）、幅約20m）を使用する設計とする。また、予備については、各設置場所に対して2本の計4本（2号機放水接合槽は2本（高さ約10m、幅約10m）、輪谷湾は2本（高さ約20m、幅約20m））を保管することとし、予備を含めた保有数として設置場所2箇所分の合計38本を保管する。</p> <p>放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、雨水排水路集水桝3箇所、約2280kg（雨水排水路集水桝（No. 3排水路）、約100kg（雨水排水路集水桝（2号機放水槽南）、約700kg（雨水排水路集水桝（2号機廃棄物処理建物南））を使用時に設置できる設計とする。</p> <p>放射性物質吸着材は、各設置場所に必要となる保有量に加え、予備として約2280kgを保管する。</p> <p>3.3 放射性物質濃度制御設備</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」に規定する線量を超えないよう、当該放射性物質の濃度を低減する設備として非常用ガス処理系を設置する。</p> <p>3.3.1 非常用ガス処理系</p> <p>非常用ガス処理系は、湿分除去装置、粒子用高効率フィルタ、よう素用チャコールフィルタ等を含む非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタ及び非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタ並びに非常用ガス処理系排風機等から構成される。放射性物質の放出を伴う設計基準事故時には非常用ガス処理系で原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に保ちながら、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質を非常用ガス処理系を通して除去・低減した後、排気筒（非常用ガス処理系用）より放出できる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、原子炉冷却材喪失事故時に想定する原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系のうち、非常用ガス処理系フィルタ装置のよう素除去効率及び非常用ガス処理系の処理容量は、設置（変更）許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>新燃料貯蔵庫及び燃料プールは、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、非常用ガス処理系により放射性物質の放出を低減できる設計とする。</p>	<p>新燃料貯蔵庫及び燃料プールは、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、非常用ガス処理系により放射性物質の放出を低減できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に、非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機により原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒（非常用ガス処理系用）から排気し、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減させることで、中央制御室にとどまる運転員の被ばくを低減することができる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生し、非常用ガス処理系を起動する際に、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（原子炉冷却系統施設の設備、浸水防護施設の設備で兼用）を閉止する必要がある場合には、中央制御室から原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置（個数2）を操作し、容易かつ確実に閉止できる設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は現場においても、人力により操作できる設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系は、非常用ディーゼル発電設備に加えて、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>非常用ガス処理系の流路として、設計基準対象施設である非常用ガス処理系前置ガス処理装置フィルタ、非常用ガス処理系後置ガス処理装置フィルタ、排気筒（非常用ガス処理系用）、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）、原子炉建物機器搬出入口及び原子炉建物エアロックを重大事故等対処設備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>(1) 単一故障に係る設計</p> <p>重要度が特に高い安全機能を有する系統において、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のうち、単一設計とする非常用ガス処理系の配管の一部については、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する単一故障のうち、想定される最も過酷な条件として、配管については全周破断を想定しても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。</p> <p>想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆に対する放射線被ばくは、保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価し、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を下回ることを確認する。また、単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する2日間を考慮し、修復作業に係る従事者</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3.4 可燃性ガス濃度制御設備</p> <p>3.4.1 可燃性ガス濃度制御系による可燃性ガス濃度の抑制</p> <p>原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応を防止するため、可燃性ガス濃度制御系を設け、窒素ガス制御系により原子炉格納容器内に窒素を充てんすることとあいまって、可燃限界に達しないための制限値である水素濃度 4vol%未満又は酸素濃度 5vol%未満に維持できる設計とする。</p>	<p>の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。</p> <p>単一設計とする箇所の設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。</p> <p>3.4 可燃性ガス濃度制御設備</p> <p>3.4.1 可燃性ガス濃度制御系による可燃性ガス濃度の抑制</p> <p>原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応を防止するため、可燃性ガス濃度制御系を設け、窒素ガス制御系により原子炉格納容器内に窒素を充てんすることとあいまって、可燃限界に達しないための制限値である水素濃度 4vol%未満又は酸素濃度 5vol%未満に維持できる設計とする。</p> <p>3.4.2 静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、水素濃度制御設備である静的触媒式水素処理装置を設ける設計とする。</p> <p>静的触媒式水素処理装置は、運転員の起動操作を必要とせずに、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の水素爆発を防止できる設計とする。</p> <p>また、試験により性能及び耐環境性が確認された型式品を設置する設計とする。静的触媒式水素処理装置は、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に漏えいした水素が滞留すると想定される原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）4階に設置することとし、静的触媒式水素処理装置の触媒反応時の高温ガスの排出が重大事故等時の対処に重要な計器・機器に悪影響がないよう離隔距離を設ける設計とする。</p> <p>静的触媒式水素処理装置の流路として、設計基準対象施設である原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）、原子炉建物機器搬出入口及び原子炉建物エアロックを重大事故等対処設備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>3.4.3 窒素ガス代替注入系による可燃性ガス濃度の抑制</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、窒素ガス代替注入系を設ける設計と</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>する。</p> <p>窒素ガス代替注入系は、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満にすることが可能な設計とする。</p> <p>可搬式窒素供給装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。</p> <p>窒素ガス代替注入系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>3.4.4 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるように、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備として、格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。</p> <p>原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として使用する格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水、金属フィルタ）、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量9.8kg/s（1Pdにおいて））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。</p> <p>第1ベントフィルタスクラバ容器は4個を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（系統待機時においてpH13以上）に維持する設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出するために使用する格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構（個数 5）（原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置の設備を放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備として兼用）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>また、排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>可搬式窒素供給装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>3.4.5 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガスの排出</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）への水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内の水素濃度の上昇を緩和するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備である格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系は、第 1 ベントフィルタスクラバ容器（スクラビング水、金属フィルタ）、第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器（銀ゼオライトフィルタ）、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第 1 ベントフィルタスクラバ容器及び第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 9.8kg/s（1Pd において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の水素ガスを大気に排出できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器から水素ガスを排出する格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計と</p>	



変更前	変更後	記載しない理由
	<p>する。また、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>可搬式窒素供給装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。</p> <p>第1ベントフィルタスクラバ容器は4個を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態(系統待機時においてpH13以上)に維持する設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系の使用後に再度、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構(個数5)(原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置の設備を放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備として兼用)によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁に設ける遠隔手動弁操作機構の操作場所は、原子炉建物付属棟内とすることで、放射線防護を考慮した設計とする。</p> <p>排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>系統内に設ける圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系はサプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッションチェンバ側からの排気ではサプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ドライウェル床面からの高さを確保するとともに燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3.5 原子炉格納容器調気設備</p> <p>3.5.1 窒素ガス制御系</p> <p>窒素ガス制御系は、水素及び酸素の反応を防止するため、あらかじめ原子炉格納容器内に窒素を充てんすることにより、水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に保つ設計とする。</p>	<p>格納容器フィルタベント系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>3.5 原子炉格納容器調気設備</p> <p>3.5.1 窒素ガス制御系</p> <p>窒素ガス制御系は、水素及び酸素の反応を防止するため、あらかじめ原子炉格納容器内に窒素を充てんすることにより、水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に保つ設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるように、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化する設計とする。</p> <p>3.6 圧力逃がし装置</p> <p>3.6.1 格納容器フィルタベント系</p> <p>(1) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、格納容器フィルタベント系を設ける設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器(スクラビング水、金属フィルタ)、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器(銀ゼオライトフィルタ)、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出(系統設計流量9.8kg/s(1Pdにおいて))することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</p> <p>第1ベントフィルタスクラバ容器は4個を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態(系統待機時においてpH13以上)に維持する設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系はサプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッションチェンバ側からの排気ではサプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保するとともに燃料棒有効長</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために使用する格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により、系統内を不活性ガス(窒素ガス)で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とする。また、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系の使用後に再度、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構(個数5)(原子炉冷却系統施設の設備、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備の設備で兼用)によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。</p> <p>また、排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。</p> <p>系統内に設ける圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</p> <p>可搬式窒素供給装置は、可搬式窒素供給装置用発電設備により給電できる設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁に設ける遠隔手動弁操作機構の操作場所は、原子炉建物付属棟内とすることで、放射線防護を考慮した設計とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系の流路として、設計基準対象施設である原子炉格納容器及び配管貫通部を重大事故等対処設備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>a. 多様性、位置的分散及び独立性</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却手段及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物附属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）内に設置し、格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。</p>	
<p>4. 主要対象設備</p> <p>原子炉格納施設の対象となる主要な設備について、「表1 原子炉格納施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>4. 主要対象設備</p> <p>原子炉格納施設の対象となる主要な設備について、「表1 原子炉格納施設の主要設備リスト」に示す。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 原子炉格納施設の兼用設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は、要目表対象を示したリストに関する記載であるため、記載しない。</p>

9. 非常用電源設備の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<p>用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」, 「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>用語の定義は「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>非常用電源設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.6 逆止め弁を除く。), 6. その他 (6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」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>第1章 共通項目</p> <p>非常用電源設備の共通項目である「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 (5.6 逆止め弁を除く。), 6. その他 (6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 非常用電源設備の電源系統</p> <p>1.1 非常用電源系統</p> <p>重要安全施設においては, 多重性を有し, 系統分離が可能である母線で構成し, 信頼性の高い機器を設置する。</p> <p>非常用高圧母線 (メタルクラッド開閉装置で構成) は, 多重性を持たせ, 3系統の母線で構成し, 工学的安全施設に関係する高圧補機と発電所の保安に必要な高圧補機へ給電する設計とする。</p> <p>また, 動力変圧器を通して降圧し, 非常用低圧母線 (ロードセンタ及びコントロールセンタで構成) へ給電する。非常用低圧母線も同様に多重性を持たせ3系統の母線で構成し, 工学的安全施設に関係する低圧補機と発電所の保安に必要な低圧補機へ給電する設計とする。</p> <p>また, 高圧及び低圧母線等で故障が発生した際は, 遮断器により故障箇所を隔離できる設計とし, 故障による影響が局所化できるとともに, 他の安全施設への影響を限定できる設計とする。</p> <p>さらに, 非常用所内電源系からの受電時の母線切替操作が容易な設計とする。</p> <p>これらの母線は, 独立性を確保し, それぞれ区画分離された部屋に配置する設計とする。</p> <p>安全保護系並びに工学的安全施設に関係する多重性を持つ動力回路に使用するケーブルは, 負荷の容量に応じたケーブルを使用し, 多重化したそれぞれのケーブルについて相互に物理的分離を図る設計とするとともに制御回路や計装回路への電氣的影響を考慮した設計とする。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 非常用電源設備の電源系統</p> <p>1.1 非常用電源系統</p> <p>重要安全施設においては, 多重性を有し, 系統分離が可能である母線で構成し, 信頼性の高い機器を設置する。</p> <p>非常用高圧母線 (メタルクラッド開閉装置で構成) は, 多重性を持たせ, 3系統の母線で構成し, 工学的安全施設に関係する高圧補機と発電所の保安に必要な高圧補機へ給電する設計とする。</p> <p>また, 動力変圧器を通して降圧し, 非常用低圧母線 (ロードセンタ及びコントロールセンタで構成) へ給電する。非常用低圧母線も同様に多重性を持たせ3系統の母線で構成し, 工学的安全施設に関係する低圧補機と発電所の保安に必要な低圧補機へ給電する設計とする。</p> <p>また, 高圧及び低圧母線等で故障が発生した際は, 遮断器により故障箇所を隔離できる設計とし, 故障による影響が局所化できるとともに, 他の安全施設への影響を限定できる設計とする。</p> <p>さらに, 非常用所内電源系からの受電時の母線切替操作が容易な設計とする。</p> <p>加えて, 重要安全施設への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤 (安全施設 (重要安全施設を除く。) への電力供給に係るものに限る。) について, 遮断器の遮断時間の適切な設定等により, 高エネルギーのアーチ放電によるこれらの電気盤の損壊の拡大を防止することができる設計とする。</p> <p>これらの母線は, 独立性を確保し, それぞれ区画分離された部屋に配置する設計とする。</p> <p>安全保護系並びに工学的安全施設に関係する多重性を持つ動力回路に使用するケーブルは, 負荷の容量に応じたケーブルを使用し, 多重化したそれぞれのケーブルについて相互に物理的分離を図る設計とするとともに制御回路や計装回路への電氣的影響を考慮した設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>1.2 所内電気系統</p> <p>非常用所内電気設備は、3系統の非常用母線等(メタルクラッド開閉装置(6900V, 1200Aのものを2個), 2HPCS-メタルクラッド開閉装置(6900V, 1200Aのものを1個), ロードセンタ(460V, 4000Aのものを2個), コントロールセンタ(460V, 800Aのものを2個, 460V, 600Aのものを7個, 460V, 400Aのものを2個), 2HPCSコントロールセンタ(460V, 800Aのものを1個), 動力変圧器(3200kVA, 6600/460Vのものを2個), 2HPCS-動力変圧器(500kVA, 6600/460Vのものを1個))により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。</p> <p>これとは別に設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替所内電気設備を使用できる設計とする。</p> <p>代替所内電気設備は、緊急用メタクラ(6900V, 1200Aのものを1個), メタクラ切替盤(6900V, 1200Aのものを2個), 高圧発電機車接続プラグ収納箱(6600V, 1200Aのものを2個), 緊急用メタクラ接続プラグ盤(6600V, 1200Aのものを1個), SAロードセンタ(460V, 1200Aのものを1個), SA1コントロールセンタ(460V, 400Aのものを1個), SA2コントロールセンタ(460V, 400Aのものを1個), 充電器電源切替盤(460V, 225Aのものを1個), SA電源切替盤(460V, 50Aのものを2個), 重大事故操作盤, 2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置, 電路, 計測制御装置等で構成し、常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。</p> <p>また、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。</p> <p>代替所内電気設備の緊急用メタクラ, メタクラ切替盤, 高圧発電機車接続プラグ収納箱, 緊急用メタクラ接続プラグ盤, SAロードセンタ, SA1コントロールセンタ, SA2コントロールセンタ, 充電器電源切替盤, SA電源切替盤及び重大事故操作盤は非常用所内電気設備とは異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替所内電気設備は、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの位置的分散及び電路の独立性によって、代替所内電気設備は非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>重大事故等対処施設の動力回路に使用するケーブルは、負荷の容量に応じたケーブルを使用し、非常用電源系統へ接続するか、非常用電源系統と独立した代替所内電気系統へ接続する設計とする。</p>	
<p>2. 交流電源設備</p> <p>2.1 非常用交流電源設備</p> <p>発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該</p>	<p>2. 交流電源設備</p> <p>2.1 非常用交流電源設備</p> <p>発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>重要安全施設に供給するため、電力系統に連系した設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設には、電線路及び当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機からの電力の供給が停止した場合において発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、内燃機関を原動力とする非常用電源設備を設ける設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置（非常用電源設備及びその燃料補給設備、燃料プールへの補給設備、原子炉格納容器内の圧力、温度、酸素・水素濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率の監視設備並びに中央制御室外からの原子炉停止設備）は、内燃機関を原動力とする非常用電源設備の非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）からの電源供給が可能な設計とする。</p> <p>非常用電源設備及びその付属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において、工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とする。</p> <p>非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）は、非常用高圧母線低電圧信号又は非常用炉心冷却設備作動信号で起動し、設置（変更）許可を受けた原子炉冷却材喪失事故における工学的安全施設の設備の作動開始時間を満足する時間である10秒（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備においては13秒）以内に電圧を確立した後は、各非常用高圧母線に接続し、負荷に給電する設計とする。</p> <p>設計基準事故時において、発電用原子炉施設に属する非常用所内電源設備及びその付属設備は、発電用原子炉ごとに単独で設置し、他の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。</p>	<p>を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系した設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設には、電線路及び当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機からの電力の供給が停止した場合において発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、内燃機関を原動力とする非常用電源設備を設ける設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置（非常用電源設備及びその燃料補給設備、燃料プールへの補給設備、原子炉格納容器内の圧力、温度、酸素・水素濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率の監視設備並びに中央制御室外からの原子炉停止設備）は、内燃機関を原動力とする非常用電源設備の非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）からの電源供給が可能な設計とする。</p> <p>非常用電源設備及びその付属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において、工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計とする。</p> <p>非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）は、非常用高圧母線低電圧信号又は非常用炉心冷却設備作動信号で起動し、設置（変更）許可を受けた原子炉冷却材喪失事故における工学的安全施設の設備の作動開始時間を満足する時間である10秒（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備においては13秒）以内に電圧を確立した後は、各非常用高圧母線に接続し、負荷に給電する設計とする。</p> <p>設計基準事故時において、発電用原子炉施設に属する非常用所内電源設備及びその付属設備は、発電用原子炉ごとに単独で設置し、他の発電用原子炉施設と共用しない設計とする。</p> <p>非常用交流電源設備は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用できる設計とする。</p> <p>非常用交流電源設備は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>非常用交流電源設備のうち非常用ディーゼル発電設備は、重大事故等時に ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、ほう酸水注入系、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）、格納容器代替スプレイ系（常設）、格納</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>容器代替スプレイ系（可搬型）、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）、中央制御室換気系、計装設備及び非常用ガス処理系へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>非常用交流電源設備のうち高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備は重大事故等時に、高圧炉心スプレイ系及び計装設備へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>2.2 常設代替交流電源設備</p> <p>設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な交流負荷へ電力を供給する重大事故等対処設備として常設代替交流電源設備を設ける設計とする。</p> <p>常設代替交流電源設備は、ガスタービン発電機（緊急用直流 115V 蓄電池及び緊急用直流 60V 蓄電池を含む。）（以下「ガスタービン発電機」という。）、ガスタービン発電機用サービスタンク、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、ガスタービン発電機用軽油タンク、電路、計測制御装置等で構成し、設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等に対処するためにガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し、代替所内電気設備を介して 2C-メタルクラッド開閉装置及び 2D-メタルクラッド開閉装置、又は SA ローダセンタ、SA1 コントロールセンタ及び SA2 コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。また、代替所内電気設備を介して、移動式代替熱交換設備へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ガスタービン発電機用発電機をガスタービンにより駆動することで、ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>常設代替交流電源設備のガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、原子炉建物から離れたガスタービン発電機建物内に設置することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電設備、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備、ディーゼル燃料デイトンク、原子炉建物近傍に設置する非常用ディーゼル発電設備の B-ディーゼル燃料移送ポンプ（以下「B-ディーゼル燃料移送ポンプ」という。）、タービン建物近傍に設置する非常用ディーゼル発電設備の A-ディーゼル燃料移送ポンプ（以下「A-ディーゼル燃料移送ポンプ」という。）及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備のディーゼル燃料移送ポンプ（以下「ディーゼル燃料移送ポンプ」という。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>常設代替交流電源設備は、ガスタービン発電機用発電機から 2C-メタルクラッド</p>	



変更前	変更後	記載しない理由
	<p>開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電設備の発電機から2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置までの系統並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から2HPCS-メタルクラッド開閉装置までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>2.3 可搬型代替交流電源設備</p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に、重大事故等の対応に必要なプラント監視機能を維持する設備等に電力を供給する重大事故等対処設備として、可搬型代替交流電源設備を使用できる設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備は、高圧発電機車、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電設備のA-ディーゼル燃料貯蔵タンク（以下「A-ディーゼル燃料貯蔵タンク」という。）、非常用ディーゼル発電設備のB-ディーゼル燃料貯蔵タンク（以下「B-ディーゼル燃料貯蔵タンク」という。）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備のディーゼル燃料貯蔵タンク（以下「ディーゼル燃料貯蔵タンク」という。）、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、高圧発電機車を、代替所内電気設備を経由して2C-メタルクラッド開閉装置、2D-メタルクラッド開閉装置、又はSAロードセンタ、SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>また、可搬型代替交流電源設備は、常設代替交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧発電機車用発電機をディーゼルエンジンにより駆動することで、ガスタービンにより駆動するガスタービン発電機用発電機を用いる常設代替交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは、屋外の原子炉建物から離れた場所に保管することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電設備、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備、ディーゼル燃料デイトンク、原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプ、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。また、可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは、ガスタービン発電機建物内に設置するガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプから離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよ</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>う、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備は、高圧発電機車用発電機から2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電設備の発電機から2C-メタルクラッド開閉装置及び2D-メタルクラッド開閉装置までの系統並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から2HPCS-メタルクラッド開閉装置までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>2.4 負荷に直接接続する電源設備</p> <p>2.4.1 可搬式窒素供給装置用発電設備</p> <p>可搬式窒素供給装置用発電設備は、可搬式窒素供給装置用発電設備用発電機1台により、1台の可搬式窒素供給装置に給電できる設計とする。</p> <p>2.4.2 緊急時対策所用発電設備</p> <p>緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤 (210V, 1200A のものを1個)、緊急時対策所 低圧受電盤 (460/210V, 800A のものを1個)、緊急時対策所 低圧母線盤 (210/105V, 800A のものを1個)、緊急時対策所 低圧分電盤1 (105V, 225A のものを1個)、緊急時対策所 低圧分電盤2 (105V, 225A のものを1個)、緊急時対策所 無停電交流電源装置 (35kVA, 210/210-105V のものを1個)、緊急時対策所 無停電分電盤1 (105V, 225A のものを1個)、緊急時対策所 直流115V充電器 (120V, 200A のものを1個)、可搬ケーブル (210V, 302A のものを1相分2本の3相分6本を4セット) を経由して緊急時対策所空気浄化送風機、衛星電話設備 (固定型) (1, 2, 3号機共用)、無線通信設備 (固定型) (1号機設備, 1, 2, 3号機共用)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP-電話機及びIP-FAX) (1, 2, 3号機共用) 及び安全パラメータ表示システム (SPDS) (1, 2, 3号機共用 (SPDSデータ収集サーバは1, 2号機共用)) 等へ給電できる設計とする。</p>	
<p>3. 直流電源設備及び計測制御用電源設備</p> <p>3.1 所内常設蓄電式直流電源設備</p> <p>設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備に対し、直流電源設備を施設する設計とする。</p>	<p>3. 直流電源設備及び計測制御用電源設備</p> <p>3.1 常設直流電源設備</p> <p>設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備に対し、直流電源設備を施設する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>直流電源設備は、短時間の全交流動力電源喪失時においても、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する230V系蓄電池(RCIC)、A-115V系蓄電池、高圧炉心スプレイ系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)及び原子炉中性子計装用蓄電池を設ける設計とする。</p> <p>非常用の直流電源設備は、直流115V 3系統(区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ)、230V 1系統(区分Ⅱ)及び±24V 2系統(区分Ⅰ、Ⅱ)の蓄電池、充電器、115V直流盤及び230V直流盤等で構成する。これらの3区分のうち1区分が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる設計とする。</p> <p>また、これらの区分は、多重性及び独立性を確保することにより、共通要因により同時に機能が喪失することのない設計とする。</p> <p>直流母線は115V、230V及び±24Vであり、非常用直流電源設備6組の電源の負荷は、工学的安全施設等の制御装置、電磁弁、計装用無停電母線に給電する非常用の計装用無停電交流電源装置等である。</p>	<p>直流電源設備は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約70分を包絡した約8時間に対し、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する230V系蓄電池(RCIC)、A-115V系蓄電池、高圧炉心スプレイ系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)及び原子炉中性子計装用蓄電池を設ける設計とする。</p> <p>非常用の直流電源設備は、直流115V 3系統(区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ)、230V 1系統(区分Ⅱ)及び±24V 2系統(区分Ⅰ、Ⅱ)の蓄電池、充電器、115V直流盤及び230V直流盤等で構成する。これらの3区分のうち1区分が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる設計とする。</p> <p>また、これらの区分は、多重性及び独立性を確保することにより、共通要因により同時に機能が喪失することのない設計とする。</p> <p>直流母線は115V、230V及び±24Vであり、非常用直流電源設備6組の電源の負荷は、工学的安全施設等の制御装置、電磁弁、計装用無停電母線に給電する非常用の計装用無停電交流電源装置等である。</p> <p>非常用直流電源設備の230V系蓄電池(RCIC)、230V系充電器(RCIC)(240V、200Aのものが1個)、A-115V系蓄電池、A-115V系充電器(130V、210Aのものが1個)、高圧炉心スプレイ系蓄電池、高圧炉心スプレイ系充電器(130V、80Aのものが1個)、B-115V系蓄電池、B-115V系充電器(120V、400Aのものが1個)、B1-115V系蓄電池(SA)、B1-115V系充電器(SA)、原子炉中性子計装用蓄電池、原子炉中性子計装用充電器(±28.8V、20Aのものが2個)、230V系直流盤(RCIC)(230V、800Aのものが1個)、115V直流盤(115V、500Aのものが4個)、原子炉中性子計装用分電盤(±24V、100Aのものが2個)は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用できる設計とする。</p> <p>非常用直流電源設備は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源が喪失(全交流動力電源喪失)した場合に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する重大事故等対処設備として、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を使用できる設計とする。</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備は、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)、SA用115V系蓄電池、B-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)、230V系充電器(RCIC)、SA用115V系充電器、B-115V系直流盤、B1-115V系直流盤(SA)、230V系直流盤(RCIC)、SA対策設備用分電盤(2)(115V、225Aのものを1個)、HPAC直流コントロールセンタ(115V、600Aのものを1個)、電路、計測制御装</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>置等で構成し、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）及びSA用115V系蓄電池は、直流母線へ電力を供給できる設計とする。</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備のB-115V系蓄電池は、全交流動力電源喪失から8時間後に、一部負荷の電源をB1-115V系蓄電池（SA）に切り替えると共に、不要な負荷の切離しを行うことで、全交流動力電源喪失から24時間にわたり、電力を供給できる設計とする。なお、230V系蓄電池（RCIC）及びSA用115V系蓄電池は負荷を切り離すことなく全交流動力電源喪失から24時間にわたり電力を供給できる設計とする。</p> <p>また、交流電源復旧後に、交流電源をB-115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）、230V系充電器（RCIC）及びSA用115V系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>常設代替直流電源設備は、SA用115V系蓄電池、SA用115V系充電器、SA対策設備用分電盤（2）、HPAC直流コントロールセンタ、電路、計測制御装置等で構成し、全交流動力電源喪失から24時間にわたり、SA用115V系蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源をSA用115V系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備は、原子炉建物及び廃棄物処理建物内の非常用直流電源設備3系統のうち2系統と異なる区画に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備3系統のうち2系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの位置的分散及び電路の独立性によって、所内常設蓄電式直流電源設備は非常用直流電源設備3系統のうち2系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>常設代替直流電源設備は、廃棄物処理建物内に設置し、非常用直流電源設備3系統のうち2系統と異なる区画に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>常設代替直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備3系統のうち2系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの位置的分散及び電路の独立性によって、常設代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>3.2 可搬型直流電源設備</p> <p>設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合に、重大事故等の</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>対応に必要な設備に直流電力を供給する重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備を使用できる設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備は、高圧発電機車、B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器、230V系充電器(常用)、B-115V系直流盤(SA)、SA対策設備用分電盤(2)、HPAC直流コントロールセンタ、230V系直流盤(常用)(230V,800Aものが1個)、ガスタービン発電機用軽油タンク、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク、ディーゼル燃料貯蔵タンク、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、高圧発電機車を代替所内電気設備、B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器及び230V系充電器(常用)を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備は、高圧発電機車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から24時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>また、B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器及び230V系充電器(常用)により交流電力を直流に変換できることで、230V系蓄電池(RCIC)、A-115V系蓄電池、高圧炉心スプレイ系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、原子炉中性子計装用蓄電池を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備の高圧発電機車、B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器、230V系充電器(常用)及びタンクローリは、屋外の原子炉建物から離れた場所及び廃棄物処理建物内に設置又は保管することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電設備、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備、ディーゼル燃料デイトンク、原子炉建物近傍のB-ディーゼル燃料移送ポンプ、タービン建物近傍のA-ディーゼル燃料移送ポンプ、ディーゼル燃料移送ポンプ及び廃棄物処理建物内の異なる区画に設置する充電器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備は、高圧発電機車用発電機から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電設備の発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備の発電機から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>可搬型直流電源設備の高圧発電機車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>3.4 計測制御用電源設備</p> <p>設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備に対し、計測制御用交流電源設備として、計装用無停電交流電源装置を施設する設計とする。</p> <p>非常用の計測制御用電源設備は、原子炉保護系母線 2 母線及び計装用無停電母線 2 母線で構成する。</p> <p>非常用の計測制御用電源設備は、非常用低圧母線と非常用直流母線に接続する計装用無停電交流電源装置及び計装用無停電母線等で構成し、原子炉核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態の確認が可能な設計とする。</p> <p>計装用無停電交流電源装置は、短時間の全交流動力電源喪失時においても、非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）から電力が供給されることにより、計装用無停電母線に対し電力供給を確保する設計とする。</p>	<p>3.3 主蒸気逃がし安全弁用可搬型直流電源設備</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、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を使用できる設計とする。</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、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、SRV 用電源切替盤（115V, 50A のものを 1 個）を切り替えることにより、逃がし安全弁（8 個）の作動に必要な電源を供給できる設計とする。</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、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として使用する主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、逃がし安全弁の作動回路に接続することにより、逃がし安全弁（2 個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。</p> <p>3.4 計測制御用電源設備</p> <p>設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備に対し、計測制御用交流電源設備として、計装用無停電交流電源装置を施設する設計とする。</p> <p>非常用の計測制御用電源設備は、原子炉保護系母線 2 母線及び計装用無停電母線 2 母線で構成する。</p> <p>非常用の計測制御用電源設備は、非常用低圧母線と非常用直流母線に接続する計装用無停電交流電源装置及び計装用無停電母線等で構成し、原子炉核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態の確認が可能な設計とする。</p> <p>B-計装用無停電交流電源装置は、外部電源喪失及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間においても、非常用直流電源設備である B-115V 系蓄電池から電力が供給されることにより、計装用無停電母線に対し電力供給を確保する設計とする。</p> <p>なお、A-計装用無停電交流電源装置は約 70 分、電力供給が可能な設計とする。</p>	
<p>4. 燃料設備</p> <p>4.1 非常用交流電源設備の燃料補給設備</p> <p>7 日間の外部電源喪失を仮定しても、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電設備 1 台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備 1 台を 7 日間運転することにより必要とする電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内の A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンクに貯蔵する設計とする。</p>	<p>4. 燃料設備</p> <p>4.1 非常用交流電源設備の燃料補給設備</p> <p>変更なし</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>4.2 ガスタービン発電機の燃料補給設備</p> <p>ガスタービン発電機の燃料は、ガスタービン発電機用サービスタンクから自重でガスタービン発電機に燃料を補給できる設計とする。</p> <p>また、ガスタービン発電機用サービスタンクの燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンクからガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。</p> <p>4.3 高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料補給設備</p> <p>重大事故等時に高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備の燃料を補給する設備として、ガスタービン発電機用軽油タンク、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク、ディーゼル燃料貯蔵タンク、タンクローリ及びホースを使用できる設計とする。</p> <p>高圧発電機車及び可搬式窒素供給装置用発電設備は、ガスタービン発電機用軽油タンク、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリ及びホースを用いて燃料を補給できる設計とする。</p> <p>ガスタービン発電機用軽油タンク、A-ディーゼル燃料貯蔵タンク、B-ディーゼル燃料貯蔵タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの軽油の補給は、ホースを用いる設計とする。</p> <p>燃料補給設備のタンクローリは、タービン建物近傍の A-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプ並びに原子炉建物近傍の B-ディーゼル燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、A-ディーゼル燃料移送ポンプ、B-ディーゼル燃料移送ポンプ及びディーゼル燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>ガスタービン発電機用軽油タンクは、タービン建物及び原子炉建物から離れた場所に設置することで、タービン建物近傍の A-ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル燃料貯蔵タンク並びに原子炉建物近傍の B-ディーゼル燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>4.4 緊急時対策所用発電機の燃料補給設備</p> <p>緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリへの軽油の補給は、ホースを用いる設計とする。</p> <p>燃料補給設備のタンクローリは、原子炉建物内のディーゼル燃料デイタンク並びにタービン建物近傍の A-ディーゼル燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、ディーゼル燃料デイタンク及び A-ディーゼル燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>緊急時対策所用燃料地下タンクは、タービン建物近傍の A-ディーゼル燃料貯蔵</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>タンクから離れた場所に設置することで、A-ディーゼル燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p>	
<p>—</p>	<p>5. 設備の共用</p> <p>非常用低圧母線のコントロールセンタについては、2号機非常用低圧母線のコントロールセンタと1号機の非常用低圧母線のコントロールセンタを相互に接続し、重大事故等発生時において1号機及び2号機の非常用低圧母線のコントロールセンタ遮断器の投入により、迅速かつ安全に電源融通を可能とすることで、相互接続することにより安全性が向上する設計とする。なお、これらの相互接続部については、各号機に設置している遮断器を通常時、切状態にして物理的に分離することで、自動で投入されることなく、1号機の電気故障が2号機に波及しないようにすることで要求される安全機能を満たすことができる設計とする。</p> <p>事故収束に必要な緊急時対策所 発電機接続プラグ盤、緊急時対策所 低圧受電盤、緊急時対策所 低圧母線盤、緊急時対策所 低圧分電盤1、緊急時対策所 低圧分電盤2、緊急時対策所 無停電交流電源装置、緊急時対策所 無停電分電盤1及び緊急時対策所 直流115V充電器は、二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。</p>	
<p>6. 主要対象設備</p> <p>非常用電源設備の対象となる主要な設備について、「表1 非常用電源設備の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>6. 主要対象設備</p> <p>非常用電源設備の対象となる主要な設備について、「表1 非常用電源設備の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は、要目表対象を示したリストに関する記載であるため、記載しない。</p>



10. 常用電源設備の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<p>用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」、「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>用語の定義は「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>常用電源設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く。), 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.2 材料及び構造等, 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.4 耐圧試験等, 5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関を除く。), 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>第1章 共通項目</p> <p>常用電源設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く。), 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.2 材料及び構造等, 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.4 耐圧試験等, 5.5 安全弁等, 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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 保安電源設備</p> <p>1.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保</p> <p>1.1.1 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止</p> <p>安全施設へ電力を供給する保安電源設備は, 電線路, 発電用原子炉施設において常時使用される発電機, 外部電源系及び非常用所内電源系から安全施設への電力の供給が停止することがないように, 発電機, 送電線, 変圧器, 母線等に保護継電器を設置し, 機器の損壊, 故障その他の異常を検知するとともに, 異常を検知した場合は, ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより, その拡大を防止する設計とする。</p> <p>特に, 重要安全施設に給電する系統においては, 多重性を有し, 系統分離が可能である母線で構成し, 信頼性の高い機器を設置する。</p> <p>常用高圧母線 (メタルクラッド開閉装置で構成) は, 2母線で構成し, 通常運転時に必要な負荷を各母線に振り分け給電する。それぞれの母線から動力変圧器を通して降圧し, 常用低圧母線 (ロードセンタ及びコントロールセンタで構成) へ給電する。</p> <p>また, 高圧及び低圧母線等で故障が発生した際は, 遮断器により故障箇所を隔離できる設計とし, 故障による影響を局所化できるとともに, 他の安全施設への影響を限定できる設計とする。</p> <p>モニタリングポスト用発電機 (1号機設備, 1, 2, 3号機共用) 及びモニタリングポスト用無停電電源装置 (1号機設備, 1, 2, 3号機共用) は, 機器の過電流を検知し, 機関及び装置を停止し故障箇所を隔離することによって, 故障による影響を局所化できるとともに, 他の安全機能へ影響のない設計とする。</p> <p>常用の直流電源設備は, 蓄電池, 充電器, 直流盤等で構成する。</p> <p>常用の直流電源設備は, タービンの非常用油ポンプ, 発電機の非常用密封油ポンプ等へ給電する設計とする。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 保安電源設備</p> <p>1.1 発電所構内における電気系統の信頼性確保</p> <p>1.1.1 機器の損壊, 故障その他の異常の検知と拡大防止</p> <p>安全施設へ電力を供給する保安電源設備は, 電線路, 発電用原子炉施設において常時使用される発電機, 外部電源系及び非常用所内電源系から安全施設への電力の供給が停止することがないように, 発電機, 送電線, 変圧器, 母線等に保護継電器を設置し, 機器の損壊, 故障その他の異常を検知するとともに, 異常を検知した場合は, ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより, その拡大を防止する設計とする。</p> <p>特に, 重要安全施設に給電する系統においては, 多重性を有し, 系統分離が可能である母線で構成し, 信頼性の高い機器を設置する。</p> <p>常用高圧母線 (メタルクラッド開閉装置で構成) は, 2母線で構成し, 通常運転時に必要な負荷を各母線に振り分け給電する。それぞれの母線から動力変圧器を通して降圧し, 常用低圧母線 (ロードセンタ及びコントロールセンタで構成) へ給電する。</p> <p>また, 高圧及び低圧母線等で故障が発生した際は, 遮断器により故障箇所を隔離できる設計とし, 故障による影響を局所化できるとともに, 他の安全施設への影響を限定できる設計とする。</p> <p>モニタリングポスト用発電機 (1号機設備, 1, 2, 3号機共用) 及びモニタリングポスト用無停電電源装置 (1号機設備, 1, 2, 3号機共用) は, 機器の過電流を検知し, 機関及び装置を停止し故障箇所を隔離することによって, 故障による影響を局所化できるとともに, 他の安全機能へ影響のない設計とする。</p> <p>常用の直流電源設備は, 蓄電池, 充電器, 直流盤等で構成する。</p> <p>常用の直流電源設備は, タービンの非常用油ポンプ, 発電機の非常用密封油ポンプ等へ給電する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>常用の計測制御用電源設備は、一般計装母線及び計算機用無停電交流電源装置で構成する。</p> <p>常用電源設備の動力回路のケーブルは、負荷の容量に応じたケーブルを使用する設計とし、多重化した非常用電源設備の動力回路のケーブルの系統分離対策に影響を及ぼさない設計とするとともに、制御回路や計装回路への電氣的影響を考慮した設計とする。</p> <p>1.2 電線路の独立性及び物理的分離</p> <p>発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系した設計とする。</p> <p>設計基準対象施設は、送受電可能な回線として220kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社第二島根原子力幹線）1ルート2回線（「1，2，3号機共用」（以下同じ。））及び受電専用の回線として66kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社鹿島線を分岐した鹿島支線）1ルート1回線（「1号機設備，1，2号機共用」（以下同じ。））の合計2ルート3回線にて、電力系統に接続する設計とする。</p> <p>220kV送電線2回線は、中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所に連系する設計とする。</p> <p>また、66kV送電線1回線は、中国電力ネットワーク株式会社津田変電所に連系する設</p>	<p>常用の計測制御用電源設備は、一般計装母線及び計算機用無停電交流電源装置で構成する。</p> <p>常用電源設備の動力回路のケーブルは、負荷の容量に応じたケーブルを使用する設計とし、多重化した非常用電源設備の動力回路のケーブルの系統分離対策に影響を及ぼさない設計とするとともに、制御回路や計装回路への電氣的影響を考慮した設計とする。</p> <p>1.1.2 1相の電路の開放に対する検知及び電力の安定性回復</p> <p>変圧器一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合に検知できるよう、変圧器一次側の電路は、電路を筐体に内包する変圧器やガス絶縁開閉装置等により構成し、3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合に保護継電器にて自動で、故障箇所の隔離及び非常用母線の受電切替ができる設計とし、電力の供給の安定性を回復できる設計とする。</p> <p>送電線において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合、220kV送電線は1回線での電路の開放時に、安全施設への電力の供給が不安定にならないよう、多重化した設計とする。また、電力送電時、保護装置による3相の電流不平衡監視にて常時自動検知できる設計とする。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで、保護装置による検知が期待できない場合の1相開放故障の発見や、その兆候を早期に検知できる設計とする。</p> <p>66kV送電線は、各相の不足電圧継電器にて常時自動検知できる設計とする。さらに保安規定に定めている巡視点検を加えることで、保護継電器による検知が期待できない場合の1相開放故障や、その兆候を早期に検知できる設計とする。</p> <p>220kV送電線及び66kV送電線において1相の電路の開放を検知した場合は、自動又は手動操作で、故障箇所の隔離及び非常用母線の受電切替ができる設計とし、電力の供給の安定性を回復できる設計とする。</p> <p>1.2 電線路の独立性及び物理的分離</p> <p>発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系した設計とする。</p> <p>設計基準対象施設は、送受電可能な回線として220kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社第二島根原子力幹線）1ルート2回線（「1，2，3号機共用」（以下同じ。））及び受電専用の回線として66kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社鹿島線を分岐した鹿島支線）1ルート1回線（「1号機設備，1，2号機共用」（以下同じ。））の合計2ルート3回線にて、電力系統に接続する設計とする。</p> <p>220kV送電線2回線は、中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所に連系する設計とする。</p> <p>また、66kV送電線1回線は、中国電力ネットワーク株式会社津田変電所に連系す</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>計とする。</p>	<p>る設計とする。</p> <p>上記 2 ルート 3 回線の送電線の独立性を確保するため、万一、送電線の上流側接続先である中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所が停止した場合でも、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、中国電力ネットワーク株式会社の広島変電所から松江変電所及び津田変電所を経由するルートで本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。</p> <p>また、中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所が停止した場合の、中国電力ネットワーク株式会社広島変電所から本発電所への電力供給については、あらかじめ定められた手順、体制等に基づき、昼夜を問わず、確実に実施する。</p> <p>なお、中国電力ネットワーク株式会社津田変電所が停止した場合には、外部電源系からの電力供給が可能となるよう、中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所を経由するルートで、本発電所に電力を供給することが可能な設計とする。</p> <p>中国電力ネットワーク株式会社津田変電所からの 66kV 送電線（中国電力ネットワーク株式会社鹿島線）は、本発電所から約 1km 離れた中国電力ネットワーク株式会社鹿島変電所に鹿島線 2 回線（1L, 2L）で連系しており、中国電力ネットワーク株式会社鹿島支線として鹿島線 2L を分岐して本発電所と連系している。</p> <p>鹿島支線は、鹿島線 2L の点検時又は事故時に鹿島線 1L から鹿島変電所を経由して連系することが可能である。</p> <p>設計基準対象施設は、電線路のうち少なくとも 1 回線は、同一の送電鉄塔に架線されていない、他の回線と物理的に分離された送電線から受電する設計とする。</p> <p>また、大規模な盛土の崩壊、大規模な地滑り、急傾斜地の崩壊に対し鉄塔基礎の安定性が確保され、台風等による強風発生時及び着氷雪の事故防止対策が図られ、送電線の近接箇所においては、必要な絶縁距離を確保し、仮に鉄塔が倒壊しても、線路の張力方向に倒壊することを考慮すると、近接している送電線は互いに影響を与える可能性はなく、万一、倒壊の影響があったとしても、近接していない健全な他の送電線から受電する設計とする。</p> <p><b>1.3 発電用原子炉施設への電力供給確保</b></p> <p>設計基準対象施設に接続する電線路は、いずれの 2 回線が喪失した場合においても電力系統から同一の発電所内の発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しない設計とし、220kV 送電線 2 回線は 220kV 開閉所を介して接続するとともに 66kV 送電線 1 回線は 66kV 開閉所を介して接続する設計とする。</p> <p>開閉所から主発電機側の送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置するとともに、耐震性の高い、可とう性のある懸垂碍子並びに重心の低いガス絶縁開閉装置及びガス絶縁複合開閉装置を設置する設計とする。</p> <p>さらに、防波壁により津波の影響を受けないエリアに設置するとともに、塩害を考慮し、送電線引留部の碍子に対しては、碍子洗浄ができる設計とし、遮断器等に対しては、電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置及びガス絶縁複合開閉装置</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	を設置し、ガス絶縁複合開閉装置の架線部については屋内に設置する。	
<p>2. 設備の共用</p> <p>220kV 送電線及び 220kV 開閉所は、1 号機、2 号機及び 3 号機で共用とするが、1 号機、2 号機及び 3 号機で必要な容量を十分確保し、1 号機、2 号機及び 3 号機各々に遮断器を設け、地絡若しくは短絡等の故障が発生した場合は、影響を局所化できる設計とする。また、220kV 開閉所が使用不能の場合は 66kV 開閉所から重要安全施設への電気供給が可能な設計とし、共用箇所の故障により外部電源を受電できなくなった場合は、各号機の非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）にて、それぞれの非常用所内電源系に給電できる設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>66kV 送電線、66kV 開閉所及び予備変圧器は、1 号機及び 2 号機で共用とするが、1 号機及び 2 号機で必要な容量を十分確保し、1 号機及び 2 号機各々に遮断器を設け、地絡若しくは短絡等の故障が発生した場合は、影響を局所化できる設計とする。また、共用箇所の故障により外部電源を受電できなくなった場合は、各号機の非常用ディーゼル発電設備（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備を含む。）にて、それぞれの非常用所内電源系に給電できる設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>2. 設備の共用</p> <p>変更なし</p>	
<p>3. 主要対象設備</p> <p>常用電源設備の対象となる主要な設備について、「表 1 常用電源設備の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>3. 主要対象設備</p> <p>常用電源設備の対象となる主要な設備について、「表 1 常用電源設備の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は、要目表対象を示したリストに関する記載であるため、記載しない。</p>

11. 補助ボイラーの基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<p>用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」,「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>用語の定義は「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>補助ボイラーの共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く), 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.2 材料及び構造等, 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.4 耐圧試験等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関の設計条件を除く。), 6. その他 (6.3 安全避難通路等, 6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」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>第1章 共通項目</p> <p>補助ボイラーの共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く), 3. 火災, 4. 溢水等, 5. 設備に対する要求 (5.2 材料及び構造等, 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.4 耐圧試験等, 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を除く。), 6. その他 (6.3 安全避難通路等, 6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 補助ボイラー</p> <p>1.1 補助ボイラーの機能</p> <p>発電用原子炉施設には, 設計基準事故に至るまでの間に想定される使用条件として, 液体廃棄物処理系, タンクの保温用等並びに原子炉施設の起動及び停止時の主蒸気圧力が低く, 主蒸気を使用できない場合のタービングランドのシール及び空気抽出器駆動に必要な蒸気を供給する能力を有する補助ボイラー (「1, 2号機共用」(以下同じ。)) を設置する。</p> <p>補助ボイラーは, 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>1.2 補助ボイラーの設計条件</p> <p>補助ボイラーは, ボイラー本体, 重油燃焼装置, 通風装置, 給水設備, 自動燃焼制御装置, 缶水処理装置等で構成し, 蒸気を蒸気だめより所内蒸気系母管を経て, 蒸気を使用する各機器に供給できる設計とする。蒸気使用機器で使用される蒸気のうち回収できるものは, 所内蒸気回収ドレンより補助ボイラーの給水タンクに集め, ボイラー用水として再使用し, 給水使用量を低減できる設計とする。</p> <p>補助ボイラーは, 長期連続運転及び負荷変動に対応できる設計とし, 設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において, その機能を発揮できる設計とするとともに, 補助ボイラーの健全性及び能力を確認するため, 必要な箇所の保守点検 (試験及び検査を含む。) ができるよう設計する。</p> <p>設計基準対象施設に施設する補助ボイラー及びその附属設備の耐圧部分に使用する材料は, 安全な化学的成分及び機械的強度を有するとともに, 耐圧部分の構造は, 最高使用圧力及び最高使用温度において, 発生する応力に対して安全な設計とする。</p> <p>設計基準対象施設に施設する補助ボイラーに属する主要な耐圧部の溶接部は, 次のとおり</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 補助ボイラー</p> <p>1.1 補助ボイラーの機能</p> <p>変更なし</p> <p>1.2 補助ボイラーの設計条件</p> <p>変更なし</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>とし、使用前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> <p>(1) 不連続で特異な形状でない設計とする。</p> <p>(2) 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。</p> <p>(3) 適切な強度を有する設計とする。</p> <p>(4) 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> <p>補助ボイラの缶体には、圧力の上昇による設備の損傷防止のため、最大蒸発量と同等容量以上の安全弁を設ける設計とする。</p> <p>補助ボイラの缶体には、圧力の上昇による設備の損傷防止のため、ドラム内水位、ドラム内圧力等の運転状態を計測する装置を設ける設計とする。</p> <p>補助ボイラは、補助ボイラの最大連続蒸発時において、熱的損傷が生ずることのないよう水を供給できる適切な容量の給水設備を設け、給水の入口及び蒸気の出口については、流路を速やかに遮断できる設計とする。</p> <p>補助ボイラは、ボイラ水の濃縮を防止し、及び水位を調整するために、補助ボイラ水を抜くことができる設計とする。</p> <p>補助ボイラから排出されるばい煙については、良質燃料（A重油）を使用することにより、硫黄酸化物排出量、窒素酸化物濃度及びばいじん濃度を低減する設計とする。</p>		
<p>2. 設備の共用</p> <p>補助ボイラ設備は、1号機及び2号機で共用とするが、各号機に必要な容量をそれぞれ確保することで、安全性を損なわない設計とする。</p>	<p>2. 設備の共用</p> <p>補助ボイラ設備は、1号機及び2号機で共用とするが、各号機に必要な容量をそれぞれ確保することで、共用により安全性を損なわない設計とする。</p> <p>所内蒸気系は、1号機及び2号機間で相互に接続するが、連絡時以外においては、号機間の接続部の弁を常時閉とすることにより物理的に分離し、安全性を損なわない設計とする。連絡時においても、各号機にて設計する圧力に差異を生じさせず、安全性を損なわない設計とする。</p>	

12. 火災防護設備の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<p>用語の定義は「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>用語の定義は「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」, 「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」及びこれらの解釈並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」による。</p>	<p>本記載は概要であるため, 記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>火災防護設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く。), 5. 設備に対する要求, 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>第1章 共通項目</p> <p>火災防護設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く。), 5. 設備に対する要求, 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>本記載は概要であるため, 記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 火災防護設備の基本方針</p> <p>火災発生により原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため, 日本電気協会「原子力発電所の火災防護指針」(J E A G 4 6 0 7) に準じ, 火災発生の防止, 火災検知および消火, ならびに火災の影響の軽減を組合せ, 原子炉施設の防火計画を行うものとする。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 火災防護設備の基本設計方針</p> <p>設計基準対象施設は, 火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう, 火災防護上重要な機器等を設置する火災区域及び火災区画に対して, 火災防護対策を講じる。</p> <p>発電用原子炉施設は, 火災によりその安全性を損なわないように, 適切な火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を講じる対象として「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」のクラス1, クラス2及び安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物, 系統及び機器とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等は, 上記構築物, 系統及び機器のうち原子炉の高温停止及び低温停止を達成し, 維持するために必要な構築物, 系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物, 系統及び機器とする。</p> <p>原子炉の高温停止及び低温停止を達成し, 維持するために必要な構築物, 系統及び機器は, 発電用原子炉施設において火災が発生した場合に, 原子炉の高温停止及び低温停止を達成し, 維持するために必要な以下の機能を確保するための構築物, 系統及び機器とする。</p> <p>①原子炉冷却材圧力バウンダリ機能</p> <p>②過剰反応度の印加防止機能</p> <p>③炉心形状の維持機能</p> <p>④原子炉の緊急停止機能</p> <p>⑤未臨界維持機能</p> <p>⑥原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能</p> <p>⑦原子炉停止後の除熱機能</p> <p>⑧炉心冷却機能</p> <p>⑨工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能</p> <p>⑩安全上特に重要な関連機能</p> <p>⑪安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能</p> <p>⑫事故時のプラント状態の把握機能</p> <p>⑬制御室外からの安全停止機能</p> <p>放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物, 系統及び機器は, 発電用原子炉施設において火災が発生した場合に, 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を確保するた</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>めに必要な構築物，系統及び機器とする。</p> <p>重大事故等対処施設は，火災により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないよう，重大事故等対処施設を設置する火災区域及び火災区画に対して，火災防護対策を講じる。</p> <p>建物等の火災区域は，耐火壁により囲まれ，他の区域と分離されている区域を，火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設の配置を系統分離も考慮して設定する。</p> <p>建物内のうち，火災の影響軽減の対策が必要な火災防護上重要な機器等を設置する火災区域は，3時間以上の耐火能力を有する耐火壁として，3時間耐火に設計上必要なコンクリート壁厚である 123mm 以上の壁厚を有するコンクリート壁や火災耐久試験により 3時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁（耐火障壁，貫通部シール，防火扉，防火ダンパ）により隣接する他の火災区域と分離するように設定する。</p> <p>火災区域又は火災区画のフェネルは，煙の流入防止装置の設置によって，他の火災区域又は火災区画からの煙の流入を防止する設計とする。</p> <p>屋外の火災区域は，他の区域と分離して火災防護対策を実施するために，火災防護上重要な機器等を設置する区域及び重大事故等対処施設の配置を考慮するとともに，火災区域外への延焼防止を考慮した管理を踏まえた区域を火災区域として設定する。この延焼防止を考慮した管理については，保安規定に定めて，管理する。</p> <p>火災区画は，建物内及び屋外で設定した火災区域を系統分離の状況及び壁の設置状況並びに重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置に応じて分割して設定する。</p> <p>設定する火災区域及び火災区画に対して，以下に示す火災の発生防止，火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。</p> <p>なお，発電用原子炉施設のうち，火災防護上重要な機器等又は重大事故等対処施設に含まれない構築物，系統及び機器は，「消防法」，「建築基準法」及び一般社団法人日本電気協会電気技術規程・指針に基づき設備に応じた火災防護対策を講じる設計とする。</p> <p>発電用原子炉施設の火災防護上重要な機器等は，火災の発生防止，火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の 3 つの深層防護の概念に基づき，必要な運用管理を含む火災防護対策を講じることを保安規定に定めて，管理する。</p> <p>重大事故等対処施設は，火災の発生防止，火災の早期感知及び消火の必要な運用管理を含む火災防護対策を講じることを保安規定に定めて，管理する。</p> <p>重大事故等対処設備のうち，可搬型重大事故等対処設備に対する火災防護対策についても保安規定に定めて，管理する。</p> <p>その他の発電用原子炉施設については，「消防法」，「建築基準法」及び一般社団法人日本電気協会電気技術規程・指針に基づき設備に応じた火災防護対策を講じることを保安規定に定めて，管理する。</p> <p>外部火災については，設計基準対象施設及び重大事故等対処施設を外部火災から防護するための運用等について保安規定に定めて，管理する。</p>	



変更前	変更後	記載しない理由
<p>2. 設計方針</p> <p>2.1 火災の発生防止</p> <p>2.1.1 予防措置</p> <p>(1) 可燃性または引火性の気体または液体を内包する系統は、下記のような方法を採用し、火災の発生を防止する。</p> <p>a. 可燃性または引火性の気体または液体を内包する系統は、原則として溶接構造とする。止むを得ず機器等の接続部でフランジまたはネジ込み継手を使用し、下部に引火点を越える高温機器、配管等が設置されている場合には漏えいによる引火を防止するためオイルパン等を設ける。</p> <p>b. 可燃性または引火性の気体または液体を内包する系統は、プラントの運転に先立ち、完成後耐圧試験および水張試験等により漏えいのないことを確認する。</p> <p>c. 多量の可燃性または引火性の液体を内包する機器には、その損傷時、可燃物が流出しないよう原則として100%以上の容量の防油堤またはカーブを設ける。</p> <p>d. タービン発電機用水素の貯蔵設備は原子炉建物、タービン建物および廃棄物処理建物等の本館外に設置し、自然換気による換気を行う。</p> <p>e. 格納容器内雰囲気モニタ校正用、オフガス校正用水素ポンベは、その貯蔵量が少ないため、本館内の十分に換気された場所に設置する。</p> <p>f. バッテリ室には水素の蓄積を防止するために必要量以上の換気風量を確保する。</p>	<p>1.1 火災発生防止</p> <p>1.1.1 火災の発生防止対策</p> <p>火災の発生防止における発火性又は引火性物質に対する火災の発生防止対策は、火災区域又は火災区画に設置する潤滑油又は燃料油を内包する設備及び水素ガスを内包する設備を対象とする。</p> <p>潤滑油又は燃料油を内包する設備は、溶接構造、シール構造の採用による漏えいの防止及び防爆の対策を講じるとともに、堰等を設置し、漏えいした潤滑油又は燃料油が拡大することを防止する設計とし、潤滑油又は燃料油を内包する設備の火災により発電用原子炉施設の安全機能及び重大事故等に対処する機能を損なわないよう、壁等の設置及び隔離による配置上の考慮を行う設計とする。</p> <p>潤滑油又は燃料油を内包する設備を設置する火災区域又は火災区画は、換気空調設備による機械換気又は自然換気を行う設計とする。</p> <p>潤滑油又は燃料油を貯蔵する設備は、貯蔵量を一定時間の運転に必要な量を貯蔵することを考慮した設計とする。</p> <p>水素ガスを内包する設備のうち気体廃棄物処理設備、発電機水素ガス供給設備及び水素・酸素注入設備の配管等は溶接構造によって、水素ガスの漏えいを防止し、弁グランド部から水素ガスの漏えいの可能性のある弁は、ベローズ弁等を用いて防爆の対策を行う設計とし、水素ガスを内包する設備の火災により、発電用原子炉施設の安全機能及び重大事故等に対処する機能を損なわないよう、壁等の設置による配置上の考慮を行う設計とする。</p> <p>水素ガスを内包する設備である蓄電池、気体廃棄物処理設備、発電機水素ガス供給設備、水素・酸素注入設備及び水素ガスポンベを設置する火災区域又は火災区画は、送風機及び排風機による機械換気を行い、水素濃度を燃焼限界濃度以下とする設計とする。</p> <p>水素ガスポンベは、運転上必要な量を考慮し貯蔵する設計とする。また、使用時を除きポンベ元弁を閉とする運用として保安規定に定めて、管理する。</p> <p>火災の発生防止における水素ガス漏えい検出は、蓄電池、発電機水素ガス供給設備、水素・酸素注入設備及び格納容器雰囲気モニタ校正用水素ガスポンベを設置する部屋の上部に水素濃度検知器を設置し、水素ガスの燃焼限界濃度である4vol%の1/4に達する前の濃度にて中央制御室（「1、2号機共用」（以下同じ。))に警報を発報する設計とする。</p> <p>気体廃棄物処理設備内の水素濃度については、燃焼限界濃度以下となるよう設計するとともに、水素濃度計により中央制御室で常時監視ができる設計とし、水素濃度が上昇した場合には中央制御室に警報を発報する設計とする。</p> <p>蓄電池室の換気空調設備が停止した場合には、中央制御室に警報を発する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>(2) 電気系統には適切に短絡または過電流を検出し、自動的に故障区間の切り離しを行う保護装置を設け、また、重要な電気系統には地絡検出器を設け、地絡電流による過熱を未然に防止できる設計とする。</p>	<p>また、蓄電池室には、直流開閉装置やインバータを設置しない。</p> <p>放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備において、崩壊熱が発生し、火災事象に至るような放射性廃棄物を貯蔵しない設計とする。また、放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂、チャコールフィルタ及びHEPAフィルタは、固体廃棄物として処理を行うまでの間、金属容器や不燃シートに包んで保管することを保安規定に定めて、管理する。</p> <p>放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備を設置する火災区域又は火災区画の換気空調設備は、他の火災区域又は火災区画や環境への放射性物質の放出を防ぐために、換気空調設備を停止し、風量調整ダンパを閉止し、隔離できる設計とする。</p> <p>火災の発生防止のため、火災区域又は火災区画において有機溶剤を使用する場合は必要量以上持ち込まない運用として保安規定に定めて、管理するとともに、可燃性の蒸気が滞留するおそれがある場合は、使用する作業場所において、換気、通風、拡散の措置を行うとともに、建物の送風機及び排風機による機械換気により滞留を防止する設計とする。</p> <p>火災区域又は火災区画において、発火性又は引火性物質を内包する設備は、溶接構造の採用及び機械換気等により、「電気設備に関する技術基準を定める省令」第六十九条及び「工場電気設備防爆指針」で要求される爆発性雰囲気とならない設計とするとともに、当該の設備を設ける火災区域又は火災区画に設置する電気・計装品の必要な箇所には、接地を施す設計とする。</p> <p>火災の発生防止のため、可燃性の微粉が発生する設備及び静電気が溜まるおそれがある設備を火災区域又は火災区画に設置しないことによって、可燃性の微粉及び静電気による火災の発生を防止する設計とする。</p> <p>火災の発生防止のため、発火源への対策として、設備を金属製の筐体内に収納する等、火花が設備外部に出ない設計とするとともに、高温部分を保温材で覆うことによって、可燃性物質との接触防止や潤滑油等可燃物の過熱防止を行う設計とする。</p> <p>火災の発生防止のため、発電用原子炉施設内の電気系統は、保護継電器及び遮断器によって故障回路を早期に遮断し、過電流による過熱及び焼損を防止する設計とする。</p> <p>電気室は、電源供給のみに使用する設計とする。</p> <p>火災の発生防止のため、放射線分解により水素ガスが発生する火災区域又は火災区画における、水素ガスの蓄積防止対策として、一般社団法人火力原子力発電技術協会「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（平成17年10月）」等に基づき、原子炉の安全性を損なうおそれがある場合には水素ガスの蓄積を防止する設計とする。</p> <p>重大事故等時の原子炉格納容器内及び建物内の水素ガスについては、重大事故等対処施設にて、蓄積防止対策を行う設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>2.1.2 難燃性材料および不燃性材料の使用</p> <p>安全上重要な構築物，系統および機器は，実用上可能な限り不燃性または難燃性材料を選択し使用する。</p> <p>(1) 機器，配管およびこれらの支持構造物等の主要な構造材は不燃性材料を使用する。</p> <p>(2) 安全上重要な系統および機器は，非常用ガス処理系チャコール・フィルタ，ディーゼル発電機燃料，機器潤滑油，制御盤内記録紙等，実用上，難燃化，不燃化が困難なものを除いて，難燃性または不燃性のものを使用する。</p> <p>(3) 塗料は，実用可能な限り，不燃性または難燃性のものを使用する。</p> <p>(4) 保温材は，ロックウール等の不燃性材料を使用することを原則とする。</p> <p>(5) 防露材は，難燃性材料を使用する。</p> <p>(6) ケーブルは，米国 I E E E 規格 3 8 3（原子力発電所用ケーブル等の型式試験）の垂直トレイ試験に合格した難燃性ケーブルを使用する。</p> <p>(7) 原子炉格納容器内，高放射線区域（F 区域）および高温区域には可燃性材料の集積を行わない。 ここにいう可燃性材料の集積とは運手上ならびに保守上の要求に見合う量以上の油類，木材，紙およびケーブル等を指すものとする。</p> <p>(8) 回転機器の潤滑油とディーゼル用燃料油等の油類は，運転上の要求に見合う量以上貯蔵しない設計とする。</p> <p>(9) 屋内設置トランスは全て乾式とする。</p>	<p>1.1.2 不燃性材料又は難燃性材料の使用</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は，不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とし，不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は，不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下「代替材料」という。）を使用する設計，若しくは，当該構築物，系統及び機器の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合は，当該構築物，系統及び機器における火災に起因して他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち，機器，配管，ダクト，トレイ，電線管，盤の筐体及びこれらの支持構造物の主要な構造材は，原則，ステンレス鋼，低合金鋼，炭素鋼等の金属材料又はコンクリート等の不燃性材料を使用する設計とする。</p> <p>ただし，配管のパッキン類は，その機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難であるため，金属で覆われた狭隙部に設置し直接火炎にさらされることのない設計とする。</p> <p>金属に覆われたポンプ及び弁等の駆動部の潤滑油並びに金属に覆われた機器躯体内部に設置する電気配線は，発火した場合でも他の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に延焼しないことから，不燃性材料又は難燃性材料でない材料を使用する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用する保温材は，原則，平成 12 年建設省告示第 1 4 0 0 号に定められたもの，「建築基準法」の不燃材料認定品又は「建築基準法」に基づく試験により不燃性材料であることを確認したものを使用する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する建物の内装材は，原則，「建築基準法」で不燃性材料として認められたものを使用する設計とする。</p> <p>ただし，管理区域や非管理区域の床や，原子炉格納容器内の床や壁に使用する耐放射線性，除染性，防塵性又は耐腐食性のコーティング剤は，不燃性材料であるコンクリート表面に塗布すること，難燃性が確認された塗料であること，加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらないこと，原子炉格納容器内を含む建物内に設置する火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は，不燃性又は難燃性の材料を使用し，その周辺における可燃物を管理することから，難燃性材料を使用する設計とする。</p> <p>また，中央制御室の床面は，防災性能を有するカーペットを使用する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に使用するケーブルは，実</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>2.1.3 自然事象による火災発生防止</p> <p>原子炉施設内の構築物，系統および機器は，落雷，地震等の自然事象により火災を生ずることがないように防護した設計とする。</p> <p>(1) 安全上重要な構築物，系統および機器を内蔵した建物ならびにその他の建物には建築基準法に基づき避雷設備を設ける。</p> <p>(2) 安全上重要な構築物，系統および機器は「耐震設計基本方針」に基づき設計し，破損または倒壊を防ぐことにより火災発生を防止する。</p> <p>(3) 安全上重要な構築物，系統および機器は，それ以外の設備の破損・発火によっても悪影響を受けないよう適切な配置設計，耐震設計を行う。</p> <p>2.2 火災検知および消火</p> <p>2.2.1 火災検出装置および消火装置</p> <p>火災検出装置および消火装置は，安全上重要な構築物，系統および機器に対する火災の悪影響を限定し，早期消火を行える設計とする。</p>	<p>証試験により自己消火性（UL垂直燃焼試験）及び延焼性（IEEE383（光ファイバケーブルの場合はIEEE1202）垂直トレイ燃焼試験）を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち，換気空調設備のフィルタはチャコールフィルタを除き，日本規格協会「繊維製品の燃焼性試験方法」（JIS L 1091）又は公益社団法人日本空気清浄協会「空気清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針」（JACA No. 11A）を満足する難燃性材料を使用する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設のうち，建物内の変圧器及び遮断器は，可燃性物質である絶縁油を内包していないものを使用する設計とする。</p> <p>1.1.3 落雷，地震等の自然現象による火災の発生防止</p> <p>自然現象として，地震，津波，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り・土石流，火山の影響，生物学的事象及び森林火災を考慮する。</p> <p>これらの自然現象のうち，火災を発生させるおそれのある落雷，地震，竜巻（風（台風）を含む。）及び森林火災について，これらの現象によって火災が発生しないように，以下のとおり火災防護対策を講じる設計とする。</p> <p>落雷によって，発電用原子炉施設内の構築物，系統及び機器に火災が発生しないよう，避雷設備の設置及び接地網の布設を行う設計とする</p> <p>火災防護上重要な機器等は，耐震クラスに応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに，「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日原子力規制委員会）に従い，耐震設計を行う設計とする。</p> <p>重大事故等対処施設は，施設の区分に応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置する設計とするとともに，「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日原子力規制委員会）に従い，耐震設計を行う設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設は，森林火災から，防火帯による防護等により，火災発生防止を講じる設計とし，竜巻（風（台風）を含む。）から，竜巻防護対策施設の設置及び固縛により，火災の発生防止を講じる設計とする。</p> <p>1.2 火災の感知及び消火</p> <p>火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は，火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に対して火災の影響を限定し，早期の火災感知及び消火を行う設計とする。</p> <p>火災感知設備及び消火設備は，「1.1.3 落雷，地震等の自然現象による火災の発生</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>(1) 火災検出装置</p> <p>a. 自動火災報知設備の火災感知器の種類は、可燃物の火災による性質、放射線、温度、湿度、空気流等、環境条件を考慮したうえで煙感知器、熱感知器等の種類を決定する。</p> <p>b. 自動火災報知設備の電源には、常用電源が喪失した場合でも、本設備を有効に10分間作動できる容量以上の蓄電池設備を設ける。</p> <p>c. 自動火災報知設備の受信機は中央制御室に設置する。</p> <p>d. 受信機の警報装置はプラントの警報と混同しないように設計する。</p> <p>e. 空調換気系のダクトには必要に応じて熱または煙感知器と連動する防火ダンパを設置する。</p>	<p>防止」で抽出した自然現象に対して、火災感知及び消火の機能、性能が維持できる設計とする。</p> <p>火災感知設備及び消火設備については、火災区域及び火災区画に設置された火災防護上重要な機器等の耐震クラス及び重大事故等対処施設の区分に応じて、地震に対して機能を維持できる設計とする。</p> <p>1.2.1 火災感知設備</p> <p>火災感知設備の火災感知器は、火災区域又は火災区画における放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件、予想される火災の性質を考慮し、火災感知器を設置する火災区域又は火災区画の火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設の種類の種類に応じ、火災を早期に感知できるよう、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器、又は炎が発する赤外線又は紫外線を感知するため炎が生じた時点で感知することができ火災の早期感知が可能である非アナログ式の炎感知器から、異なる感知方式の火災感知器を組み合わせで設置する設計とする。</p> <p>なお、基本設計のとおり火災感知器を設置できない箇所は、上記感知器の代わりに環境条件や火災の性質を考慮し、光電分離型煙感知器、煙吸引式検出設備、熱感知カメラ、非アナログ式の防爆型煙感知器、非アナログ式の防爆型熱感知器及び非アナログ式の熱感知器も含めた組合せで設置する設計とする。</p> <p>火災感知器については、「消防法施行規則」に従い設置する、又は火災区域内の感知器の網羅性及び「火災報知設備の感知器及び発信機に係る技術上の規格を定める省令」に定める感知性能と同等以上の方法により設置する設計とする。</p> <p>ただし、火災感知器を設置する場所の環境条件により火災感知器を「消防法施行規則」に従い設置できない又は設置することが適切ではない場合は、火災感知器を適切な場所に設置することにより、発生する火災をもれなく確実に感知できる設計とする。</p> <p>非アナログ式の火災感知器は、環境条件等を考慮することにより誤作動を防止する設計とする。</p> <p>なお、光電分離型煙感知器、熱感知カメラ及び炎感知器は、監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。</p> <p>また、発火源となるようなものがない火災区域又は火災区画は、可燃物管理により可燃物を持ち込まない運用として保安規定に定めて、管理することから、火災感知器を設置しない設計とする。</p> <p>火災感知設備のうち火災受信機盤は中央制御室に設置し、火災感知設備の作動状況を常時監視できる設計とする。また、火災受信機盤は、構成されるアナログ式の受信機により作動した火災感知器を1つずつ特定できる設計とする。</p> <p>屋外区域熱感知カメラの火災受信機盤においては、カメラ機能による映像監視（熱サーモグラフィ）により火災発生箇所の特定が可能な設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>(2) 消火装置</p> <p>a. 消火用水供給系</p> <p>(a) 消火用タンクは耐震設計の指針に従い耐震設計を行う。</p> <p>(b) 消火用タンクの水源容量は、消防法に基づき20分以上放水可能な容量以上確保する。</p> <p>(c) 消火用タンクを他設備の水源と共用している場合は、常に前項(b)の要求容量を確保する。</p> <p>(d) 消火用タンクは1サイトで2基以上設置する。</p> <p>(e) 消火ポンプの定格吐出量は、各消火設備に必要量のうち、最大必要消火設備へ供給可能なように設計する。</p> <p>(f) 消火ポンプの定格揚程は、消防法で要求される必要圧力が供給可能なように設計する。</p> <p>(g) 消火水系が他のユーティリティ系と共用している場合は、ユーティリティ系分岐部に隔離弁（手動弁で可）を設置する。</p> <p>(h) 消火ポンプの構成は、十分に多重性を持たせた設計とする。</p> <p>(i) 消火ポンプの故障時には中央制御室に警報を表示する。</p> <p>(j) 消火ポンプの構成は、常用電源が喪失してもその機能を失うことのないように設計する。</p> <p>(k) 屋外の消火水供給母管はループ状とし破断等でその機能を失うことのないように設計する。</p> <p>b. 消火器および消火栓設備</p> <p>(a) 消火器および屋内消火栓は、原則として、原子炉建物（原子炉格納容器内</p>	<p>火災感知器は、自動試験機能又は遠隔試験機能により点検ができる設計とする。自動試験機能又は遠隔試験機能を持たない火災感知器は、機能に異常がないことを確認するため、「消防法施行規則」に準じ、煙等の火災を模擬した試験を実施する。</p> <p>火災感知設備は、外部電源喪失時又は全交流動力電源喪失時においても火災の感知が可能となるように蓄電池を設け、電源を確保する設計とする。また、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備の電源は、非常用電源からの受電も可能な設計とする。</p> <p>火災区域又は火災区画の火災感知設備は、凍結等の自然現象によっても、機能、性能が維持できる設計とする。</p> <p>屋外に設置する火災感知設備は-8.7℃まで気温が低下しても使用可能な火災感知設備を設置する設計とする。</p> <p>屋外の火災感知設備は、火災感知器の予備を保有し、万一、風水害の影響を受けた場合にも、早期に取替えを行うことにより機能及び性能を復旧する設計とする。</p> <p>1.2.2 消火設備</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、原子炉を安全に停止させるための機能又は重大事故等に対処するために必要な機能を有する電気及び機械設備に影響を与えない設計とし、火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるところは、自動消火設備又は中央制御室からの手動起動による固定式消火設備である全域ガス消火設備又はケーブルトレイ消火設備を設置して消火を行う設計とする。</p> <p>火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならないところは、消火器、移動式消火設備又は消火栓により消火を行う設計とする。</p> <p>なお、消火設備の破損、誤作動又は誤操作に伴う溢水による安全機能及び重大事故等に対処する機能への影響については、浸水防護施設の基本設計方針にて示す。</p> <p>原子炉格納容器は、運転中は窒素ガスに置換され火災は発生せず、内部に設置された火災防護上重要な機器等が火災により機能を損なうおそれはないことから、原子炉起動中並びに低温停止中の状態に対して措置を講じる設計とし、消火については、消火器又は消火栓を用いた設計とし、運転員及び初期消火要員による速やかな初期消火活動を行う設計とする。</p> <p>なお、原子炉格納容器内において火災が発生した場合、原子炉格納容器の空間体積（7900m<sup>3</sup>）に対してページ用排風機の容量が25000m<sup>3</sup>/hであることから、煙が充満しないため、消火活動が可能であることから、消火器又は消火栓を用いた消火ができる設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>は除く)、タービン建物および廃棄物処理建物の各階に設置する。</p> <p>(b) 屋外消火栓は、原則として、原子炉建物、タービン建物および廃棄物処理建物の周囲に設置する。</p> <p>(c) 消火器は、防火対象物の危険性等を考慮し、適切な選定および配置を行う。</p> <p>c. 固定特殊消火設備</p> <p>(a) ハロゲン化物消火設備は、ディーゼル発電機室、ディーゼル発電機デイトンク室、廃棄物処理建物ケーブル処理室およびPLRポンプMGセット室等に設置する。</p> <p>(b) 二酸化炭素消火設備は、制御室建物ケーブル処理室に設置する。</p> <p>(c) 警報装置は、起動スイッチの作動と連動して自動的に警報を発するようにする。</p> <p>(d) 音響装置は、防護対象室内にいるすべての人に消火剤が放出される旨を有効に報知できるように設ける。</p> <p>2.2.2 消火装置の破損、誤動作および誤操作対策</p> <p>消火装置は、その破損、誤動作または誤操作によって安全上重要な構築物、系統および機器の安全機能を失わない設計とする。</p> <p>(1) 消火栓配管のうち、安全上重要な構築物、系統および機器の設置エリアを通過する配管については、耐震性を考慮した配管サポート設計を行う。</p> <p>(2) 安全上重要な構築物、系統および機器が配置されているエリアのドレン系は多重性のある安全系の機能を同時に阻害しないよう分離する。</p> <p>(3) ディーゼル発電機室については、ハロゲン化物消火設備の破損、誤動作または誤操作により、ただちにディーゼル発電機の機能を損なうことのないように、ディーゼルエンジンの吸排気口をディーゼル発電機室外に設置する。</p> <p>(4) 消火水等、汚染の可能性がある水のプラント外への流出を防止するため、放射性物質を内包する建物またはエリアの屋外出入口部にはカーブまたはスロープ付カーブを設ける。</p>	<p>中央制御室は、消火器で消火を行う設計とし、中央制御室制御盤内の火災については、電気機器への影響がない二酸化炭素消火器で消火を行う設計とする。</p> <p>また、中央制御室及び補助盤室の床下のケーブル処理室及び計算機室については、中央制御室からの手動操作により早期の起動も可能な全域ガス消火設備を設置する設計とする。</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の消火設備は、以下の設計を行う。</p> <p>(1) 消火設備の消火剤の容量</p> <p>消火設備の消火剤は、想定される火災の性質に応じた十分な容量を確保するため、「消防法施行規則」又は試験結果に基づく容量を配備する設計とする。</p> <p>消火用水供給系は、2時間の最大放水量を確保する設計とする。</p> <p>屋内、屋外の消火栓は、「消防法施行令」に基づく最大放水量を確保する設計とする。</p> <p>(2) 消火設備の系統構成</p> <p>a. 消火用水供給系の多重性又は多様性</p> <p>消火用水供給系の水源は、2号炉廻り消火系に補助消火水槽を2基、44m盤消火系に44m盤消火タンクを2基、45m盤消火系に45m盤消火タンクを2基、サイトバンカ建物消火系にサイトバンカ建物消火タンクを2基、50m盤消火系に50m盤消火タンクを2基設置し多重性を有する設計とする。</p> <p>消火用水供給系の消火ポンプは、2号炉廻り消火系、44m盤消火系、45m盤消火系、サイトバンカ建物消火系及び50m盤消火系に対して電動機駆動消火ポンプを2台ずつ設置し、多重性を有する設計とする。</p> <p>b. 系統分離に応じた独立性</p> <p>原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な構築物、系統及び機器の相互の系統分離を行うために設けられた火災区域又は火災区画に設置される全域ガス消火設備は、以下に示すとおり系統分離に応じた独立性を備えた設計とする。</p> <p>(a) 動的機器である選択弁は多重化する。</p> <p>(b) 容器弁及びポンペを必要数より1つ以上多く設置する。</p> <p>重大事故等対処施設は、重大事故に対処する機能と設計基準事故対処設備の安全機能が単一の火災によって同時に機能喪失しないよう、区分分離や位置的分散を図る設計とする。</p> <p>重大事故等対処施設のある火災区域又は火災区画、及び設計基準事故対処設備のある火災区域又は火災区画に設置する全域ガス消火設備は、上記の区分分離や位置的分散に応じた独立性を備えた設計とする。</p> <p>c. 消火用水の優先供給</p> <p>消火用水供給系は、水道水系等と共用する場合には、隔離弁を設置して遮断する措置により、消火用水供給系の供給を優先する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>(3) 消火設備の電源確保</p> <p>電動機駆動消火ポンプは、外部電源喪失時にも起動できるように非常用電源により電源を確保する設計とする。</p> <p>全域ガス消火設備は、外部電源喪失時にも消火ができるように、非常用電源から受電するとともに、設備の動作に必要な電源を供給する蓄電池も設け、全交流動力電源喪失時にも電源を確保する設計とする。ケーブルトレイ消火設備については、動作に電源が不要な設計とする。</p> <p>(4) 消火設備の配置上の考慮</p> <p>a. 火災による二次的影響の考慮</p> <p>全域ガス消火設備のボンベ及び制御盤は、火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさないよう、消火ガス放出エリアとは別のエリアに設置する設計とする。</p> <p>また、全域ガス消火設備は、電気絶縁性の高いガスを採用し、火災の火炎、熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体、断線及び爆発等の二次的影響が、火災が発生していない火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>ケーブルトレイ消火設備は、電気絶縁性の高いガスを採用するとともに、ケーブルトレイ内に消火剤を留める設計とする。</p> <p>消火設備のボンベは、火災による熱の影響を受けても破損及び爆発が発生しないよう、ボンベに接続する安全弁によりボンベの過圧を防止する設計とする。</p> <p>また、防火ダンパを設け、煙の二次的影響が火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>b. 管理区域内からの放出消火剤の流出防止</p> <p>管理区域内で放出した消火水は、放射性物質を含むおそれがあることから、管理区域外への流出を防止するため、管理区域と非管理区域の境界に堰等を設置するとともに、各フロアのドレン系により液体廃棄物処理系に回収し、処理する設計とする。</p> <p>c. 消火栓の配置</p> <p>火災防護上重要な機器等及び重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画に設置する屋内、屋外の消火栓は、「消防法施行令」に準拠し、配置する設計とする。</p> <p>(5) 消火設備の警報</p> <p>a. 消火設備の故障警報</p> <p>電動機駆動消火ポンプ、全域ガス消火設備及びケーブルトレイ消火設備は、電源断等の故障警報を中央制御室に発する設計とする。</p> <p>b. 固定式ガス消火設備の職員退避警報</p> <p>全域ガス消火設備は、作動前に職員等の退出ができるように警報を発する設計とする。</p>	



変更前	変更後	記載しない理由
<p>2.2.3 自然事象による消火装置の機能維持</p> <p>消火装置は、火災と同時に有意に起こると考えられる自然事象によっても、その機能が著しく阻害されることがないように「耐震設計基本方針」に基づき耐震Cクラスで設置する。</p>	<p>ケーブルトレイ消火設備は、消火剤に毒性がなく、消火時に生成されるフッ化水素は延焼防止シートを設置したケーブルトレイ内に留まり、外部に有意な影響を及ぼさないため、消火設備作動前に退避警報を発しない設計とする。</p> <p>(6) 消火設備に対する自然現象の考慮</p> <p>a. 凍結防止対策</p> <p>屋外消火設備の配管は、保温材等により配管内部の水が凍結しない設計とする。</p> <p>屋外消火栓は、凍結を防止するため、自動排水機構により消火栓内部に水が溜まらないような構造とする設計とする。</p> <p>b. 風水害対策</p> <p>消火用水供給系の消火設備を構成する電動機駆動消火ポンプ、全域ガス消火設備及びケーブルトレイ消火設備は、風水害により性能が著しく阻害されることがないように、建物内に設置する設計とする。</p> <p>c. 地盤変位対策</p> <p>地震時における地盤変位対策として、屋外消火配管は、タンクと配管の継手部へのフレキシブル継手を採用することで、地盤変位による変形を配管系統全体で吸収する設計とする。</p> <p>さらに、屋外消火配管が破断した場合でも移動式消火設備を用いて屋内消火栓へ消火水の供給ができるよう、建物に連結送水口を設置する設計とする。</p> <p>(7) その他</p> <p>a. 移動式消火設備</p> <p>移動式消火設備は、恒設の消火設備の代替として消火ホース等の資機材を備え付けている化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車を配備する設計とする。</p> <p>b. 消火用の照明器具</p> <p>建物内の消火栓、消火設備現場盤の設置場所及び設置場所までの経路には、移動及び消火設備の操作を行うため、「消防法」で要求される消火継続時間 20 分に現場への移動等の時間も考慮し、8 時間以上の容量の蓄電池を内蔵する照明器具を設置する設計とする。</p> <p>c. ポンプ室の煙の排気対策</p> <p>火災発生時の煙の充満により消火活動が困難となるポンプ室には、消火活動によらなくとも迅速に消火できるように固定式消火設備を設置し、鎮火の確認のために運転員や消防隊員がポンプ室に入る場合については、再発火するおそれがあることから、十分に冷却時間を確保した上で扉の開放、換気空調設備及び可搬型排煙装置により換気する設計とする。</p> <p>d. 使用済燃料貯蔵設備及び新燃料貯蔵設備</p> <p>使用済燃料貯蔵設備は、水中に設置されたラックに燃料を貯蔵することで未臨界性が確保される設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵設備については、消火活動により消火水が噴霧され、水分雰囲気に満たされた状態となっても未臨界性が確保される設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>2.3 火災の影響軽減</p> <p>2.3.1 火災の影響軽減対策</p> <p>安全上重要な構築物、系統および機器を含む区域はその重要度に応じ、隣接区域の火災による影響も含めて火災の影響を軽減するため耐火壁、隔壁、間隔、消火設備を設ける設計とする。</p> <p>(1) 火災の影響を軽減するために耐火壁のみを利用する場合には、耐火壁は火災影響評価により算定した火災荷重に基づく耐火能力を有する設計とする。</p> <p>配管、ケーブルが耐火壁を貫通する場合、貫通部の耐火能力も耐火壁と同等とする。また、必要に応じて空調換気系ダクトの貫通部には防火ダンパを設置する。</p> <p>(2) 火災の影響を軽減するために耐火壁を利用する場合にも適切な消火設備を設ける。</p> <p>(3) 火災の影響を軽減するため耐火壁、間隔、隔壁および消火装置の組合せを利用する火災区域では、火災の影響評価を行う。</p> <p>(4) 空調換気系に利用するフィルタは、火災の延焼から防護するために、ダンパによる隔離または不燃性材料の使用等の処置を行う。</p> <p>(5) 火災による煙の処理は、通常空調換気系で行うものとする。</p> <p>ただし、排煙を空調換気系の設計ベースとはしない。</p> <p>(6) 中央制御室の空調換気系は、他の区域において発生した火災の煙による影響を受けないように設計する。</p> <p>(7) 火災に関連した爆発の潜在的可能性を可能な限り排除する。</p> <p>(8) 原子炉施設周辺には、可燃性物質の配置を少なくし、外部での火災の影響がないよう配慮する。</p> <p>(9) 軽油、重油タンクは、消防法に準じ建物から離して設置し、必要な消火装置を設ける。</p> <p>(10) 空調換気系の外気取入口近傍には、可燃性物質をできるだけ配置しないよう配慮する。</p>	<p>e. ケーブル処理室</p> <p>ケーブル処理室は、消火活動のため2箇所の入口を設置する設計とする。</p> <p>1.3 火災の影響軽減</p> <p>1.3.1 火災の影響軽減対策</p> <p>火災の影響軽減対策の設計に当たり、発電用原子炉施設において火災が発生した場合に、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な火災防護上重要な機器等及び火災防護上重要な機器等に使用するケーブル（以下「火災防護対象ケーブル」という。）並びにこれらに関連する非安全系ケーブルを火災防護対象機器等とする。</p> <p>火災が発生しても原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するためには、プロセスを監視しながら原子炉を停止し、冷却を行うことが必要であり、このためには、手動操作に期待してでも原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するために必要な機能を少なくとも1つ確保するように系統分離対策を講じる必要がある。</p> <p>このため、火災防護対象機器等に対して、以下に示す火災の影響軽減対策を講じる設計とする。</p> <p>(1) 火災防護対象機器等の系統分離対策</p> <p>中央制御室、補助盤室及び原子炉格納容器内を除いて、火災防護対象機器等は、原則として安全系区分Ⅱとその他の区分を境界とし、以下の系統分離によって、火災の影響を軽減するための対策を講じる。</p> <p>a. 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等</p> <p>互いに相違する系列の火災防護対象機器等は、火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を確認した隔壁等で分離する設計とする。</p> <p>b. 1時間耐火隔壁等、火災感知設備及び自動消火設備</p> <p>互いに相違する系列の火災防護対象機器等は、火災耐久試験により1時間以上の耐火能力を確認した隔壁等で分離する設計とする。</p> <p>火災感知設備は、自動消火設備を動作させるために設置し、自動消火設備の誤作動防止を考慮した火災感知器の作動信号により自動消火設備を動作させる設計とする。</p> <p>(2) 中央制御室の火災の影響軽減のための対策</p> <p>中央制御室制御盤内の火災防護対象機器等は、実証試験結果に基づく離隔距離等による分離対策、高感度煙検出設備の設置による早期の火災感知及び中央制御室に常駐する運転員による早期の消火活動に加え、火災により中央制御室制御盤の1つの区画の安全機能がすべて喪失しても、他の区画の制御盤は機能が維持されることを確認することにより、原子炉の高温停止及び低温停止の達成、維持ができることを確認し、上記(1)と同等の火災の影響軽減対策を講じる設計とする。</p> <p>離隔距離等による分離として、中央制御室制御盤については、安全系区分ごと</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>に別々の盤で分離する設計とし、1つの制御盤内に複数の安全系区分のケーブルや機器を設置しているものは、安全系区分間に金属製の仕切りを設置する。ケーブルは、当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲へ火災の影響を与えない金属外装ケーブル、難燃ビニル電線、テフゼル電線及び難燃性ポリフレックス電線を使用し、操作スイッチの離隔等により系統分離する設計とする。</p> <p>中央制御室内には、異なる感知方式の火災感知器を設置する設計とするとともに、火災発生時には中央制御室に常駐する運転員による早期の消火活動によって、異なる安全系区分への影響を軽減する設計とする。これらの火災感知器は、アナログ機能を有するものとする。これに加えて盤内へ高感度煙検出設備を設置する設計とする。</p> <p>火災の発生箇所の特定が困難な場合も想定し、サーモグラフィカメラの配備によって、火災の発生箇所を特定できる設計とする。</p> <p>(3) 補助盤室の火災の影響軽減のための対策</p> <p>補助盤室制御盤内の火災防護対象機器等は、実証試験結果に基づく離隔距離等による分離対策、高感度煙検出設備の設置による早期の火災感知及び全域ガス消火設備による消火に加え、火災により補助盤室制御盤の1つの区画の安全機能がすべて喪失しても、他の区画の制御盤は機能が維持されることを確認することにより、原子炉の高温停止及び低温停止の達成、維持ができることを確認し、上記(1)と同等の火災の影響軽減対策を講じる設計とする。</p> <p>離隔距離等による分離として、補助盤室制御盤については、安全系区分ごとに別々の盤で分離する設計とし、1つの制御盤内に複数の安全系区分のケーブルや機器を設置しているものは、安全系区分間に金属製の仕切りを設置する。ケーブルは、当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲へ火災の影響を与えない金属外装ケーブル、難燃ビニル電線、テフゼル電線及び難燃性ポリフレックス電線を使用し、操作スイッチの離隔により系統分離する設計とする。</p> <p>補助盤室内には、異なる感知方式の火災感知器を設置する設計とするとともに、火災発生時には全域ガス消火設備による消火によって、異なる安全系区分への影響を軽減する設計とする。これらの火災感知器は、アナログ機能を有するものとする。これに加えて盤内へ高感度煙検出設備を設置する設計とする。</p> <p>(4) 原子炉格納容器内の火災の影響軽減のための対策</p> <p>原子炉格納容器内は、プラント運転中は窒素ガスが封入され、火災の発生は想定されない。窒素ガスが封入されていない期間のほとんどは原子炉が低温停止期間であるが、わずかに低温停止状態ではない期間もあることを踏まえ、上記(1)と同等の火災の影響軽減対策を講じる設計とする。</p> <p>また、原子炉格納容器内への持込み可燃物は、持込み期間、可燃物量等、運用について保安規定に定めて、管理する。</p> <p>a. 原子炉格納容器内の火災防護対象機器等の系統分離は以下のとおり対策を行う設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>(a) 火災防護対象機器等は、難燃ケーブルを使用するとともに、耐火性能を確認した電線管又は金属製の蓋付ケーブルトレイの使用により火災の影響軽減対策を行う設計とする。</p> <p>(b) 原子炉格納容器内の火災防護対象機器等は、系統分離の観点から安全系区分Ⅰと安全系区分Ⅱ機器を可能な限り離隔して配置し、異なる安全系区分の機器間にある介在物（ケーブル、電磁弁）については、金属製の筐体に収納することで延焼防止対策を行う設計とする。</p> <p>(c) 原子炉格納容器内の火災防護対象ケーブルは、1m以上の距離的分離を図る設計とする。</p> <p>(d) 原子炉圧力容器下部においては、火災防護上重要な機器等である中性子源領域計装の核計装ケーブルを一部露出して布設するが、火災の影響軽減の観点から、中性子源領域計装はチャンネルごとに位置的分散を図って設置する設計とする。</p> <p>b. 火災感知設備については、異なる感知方式の火災感知器を設置する設計とする。 これらの火災感知器は、アナログ機能を有するものとする。</p> <p>c. 原子炉格納容器内の消火については、運転員及び初期消火要員による消火器又は消火栓を用いた速やかな消火活動により消火ができる設計とする。 なお、原子炉格納容器内点検終了後から窒素ガス置換完了までの間で原子炉格納容器内の火災が発生した場合には、火災による延焼防止の観点から窒素ガス封入作業の継続による窒息消火を行う。</p> <p>(5) 換気設備に対する火災の影響軽減のための対策 火災防護上重要な機器等を設置する火災区域又は火災区画に関連する換気空調設備には、他の火災区域又は火災区画からの境界となる箇所に3時間耐火性能を有する防火ダンパを設置する設計とする。 換気空調設備のフィルタは、チャコールフィルタを除き難燃性のものを使用する設計とする。</p> <p>(6) 煙に対する火災の影響軽減のための対策 運転員が常駐する中央制御室には、火災発生時の煙を排気するため、「建築基準法」に準拠した容量の排煙設備を設置する設計とする。 火災防護上重要な機器等を設置する火災区域又は火災区画のうち、電気ケーブルや引火性液体が密集する火災区域又は火災区画については、全域ガス消火設備による早期の消火により火災発生時の煙の発生が抑制されることから、煙の排気は不要である。 なお、引火性液体が密集するディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、屋外の地下埋設構造であり、上部の開口部であるマンホールの隙間等から煙が大気に放出されることから、排煙設備を設置しない設計とする。</p> <p>(7) 油タンクに対する火災の影響軽減のための対策 火災区域又は火災区画に設置される油タンクは、換気空調設備による排気又は</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>ベント管により屋外に排気する設計とする。</p> <p>(8) ケーブル処理室に対する火災の影響軽減のための対策</p> <p>ケーブル処理室は、異なる区分のケーブルトレイが布設されているため、IEE384に基づき、互いに相違する系列間を水平方向0.9m、垂直方向1.5mの最小分離距離を確保する設計とする。</p> <p>1.3.2 原子炉の安全確保</p> <p>(1) 原子炉の安全停止対策</p> <p>a. 火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定した設計</p> <p>発電用原子炉施設内の火災によって、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災が発生した火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の動的機能喪失を想定しても、火災の影響軽減のための系統分離対策によって、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止及び低温停止が達成できる設計とする。</p> <p>b. 設計基準事故等に対処するための機器に単一故障を想定した設計</p> <p>発電用原子炉施設内の火災によって運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合に、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器に単一故障を想定しても、制御盤間の離隔距離、盤内の延焼防止対策又は現場操作によって、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止、低温停止を達成できる設計とする。</p> <p>(2) 火災の影響評価</p> <p>a. 火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定した設計に対する評価</p> <p>設備等の設置状況を踏まえた可燃性物質の量等を基に想定される発電用原子炉施設内の火災によって、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持できることを、以下に示す火災影響評価により確認する。</p> <p>(a) 隣接する火災区域又は火災区画に影響を与えない場合</p> <p>当該火災区域又は火災区画に設置される不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても、原子炉の高温停止及び低温停止の達成、維持が可能であることを確認する。</p> <p>(b) 隣接する火災区域又は火災区画に影響を与える場合</p> <p>当該火災区域又は火災区画と隣接火災区域又は火災区画の2区画内の火災防護対象機器等の有無の組み合わせに応じて、火災区域又は火災区画内に設置さ</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>れる不燃性材料で構成される構築物、系統及び機器を除く全機器の機能喪失を想定しても、原子炉の高温停止及び低温停止の達成、維持が可能であることを確認する。</p> <p>b. 設計基準事故等に対処するための機器に単一故障を想定した設計に対する評価</p> <p>内部火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生する可能性があるため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器に対し単一故障を想定しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止及び低温停止を達成できることを火災影響評価により確認する。</p>	
-	<p>2. 設備の共用</p> <p>消火設備のうち、2号炉廻り消火系及びサイトバンカ建物消火系は、1号機及び2号機間で相互に接続するが、号機間の接続部に逆止弁を設ける設計とすることで、1号機側において何らかの要因で設備が破損した場合にも、2号機側に影響を及ぼすことはなく、安全性を損なわない設計とする。</p>	
<p>3. 主要対象設備</p> <p>火災防護設備の対象となる主要な設備について、「表1 火災防護設備の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>3. 主要対象設備</p> <p>火災防護設備の対象となる主要な設備について、「表1 火災防護設備の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は、要目表対象を示したリストに関する記載であるため、記載しない。</p>

13. 浸水防護施設の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
-	用語の定義は「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」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」並びにこれらの解釈による。	本記載は概要であるため、記載しない。
-	<p>第1章 共通項目</p> <p>浸水防護施設の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く。), 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.5 安全弁等, 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>	本記載は概要であるため、記載しない。
-	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 津波による損傷の防止</p> <p>1.1 耐津波設計の基本方針</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処施設が設置 (変更) 許可を受けた基準津波によりその安全性又は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よう, 遡上への影響要因及び流入経路等を考慮して, 設計時にそれぞれの施設に対して入力津波を設定するとともに津波防護対象設備に対する入力津波の影響を評価し, 影響に応じた津波防護対策を講じる設計とする。</p> <p>1.1.1 津波防護対象設備</p> <p>設計基準対象施設が, 基準津波により, その安全性が損なわれるおそれがないよう, 津波から防護を検討する対象となる設備は, クラス1, クラス2及びクラス3設備並びに耐震Sクラスに属する設備 (津波防護施設, 浸水防止設備及び津波監視設備を除く。) とする。このうち, クラス3設備については, 安全評価上その機能を期待する設備は, 津波に対してその機能を維持できる設計とし, その他の設備は損傷した場合を考慮して, 代替設備により必要な機能を確保する等の対応を行う設計とする。これより, 津波から防護すべき施設は, 設計基準対象施設のうち「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」で規定されているクラス1及びクラス2に該当する構築物, 系統及び機器 (以下「津波防護対象設備」という。) とする。</p> <p>津波防護対象設備の防護設計においては, 津波により津波防護対象設備に波及的影響を及ぼすおそれのある津波防護対象設備以外の施設についても考慮する。また, 重大事故等対処施設についても, 設計基準対象施設と同時に必要な機能が損なわれるおそれがないよう, 津波防護対象設備に含める。</p> <p>さらに, 津波が地震の随伴事象であることを踏まえ, 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を除く。) を含めて津波防護対象設備とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p>1.2 入力津波の設定</p> <p>各施設・設備の設計又は評価に用いる入力津波として、敷地への遡上に伴う津波（以下「遡上波」という。）による入力津波と取水路、放水路等の経路からの流入に伴う津波（以下「経路からの津波」という。）による入力津波を設定する。</p> <p>入力津波の設定の諸条件の変更により、評価結果が影響を受けないことを確認するために、評価条件変更の都度、津波評価を実施する運用とする。</p> <p>なお、各施設・設備の設計又は評価において、津波が到達する場合は、津波荷重と余震荷重の重畳の要否を検討する必要があるが、海域活断層を波源とする水位上昇側の基準津波が策定されていないことから、海域活断層上昇側最大ケースの津波についても、入力津波の検討対象とする。</p> <p>(1) 遡上波による入力津波については、遡上への影響要因として、敷地及び敷地周辺の地形、標高及び河川等の存在、設備等の設置状況並びに地震による広域的な隆起・沈降を考慮して、遡上波の回り込みを含め敷地への遡上の可能性を評価する。</p> <p>遡上する場合は、基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される津波高さとして設定する。また、地震による変状又は繰返し来襲する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を評価する。</p> <p>(2) 経路からの津波による入力津波については、流入経路を特定し、基準津波の波源から各施設・設備の設置位置において算定される時刻歴波形及び津波高さとして設定する。</p> <p>(3) 上記(1)及び(2)においては、水位変動として、朔望平均満潮位EL 0.58m、朔望平均干潮位EL-0.02mを考慮する。</p> <p>上昇側の水位変動に対しては、潮位のばらつきとして朔望平均満潮位の標準偏差0.14mを考慮して設定する。</p> <p>下降側の水位変動に対しては、潮位のばらつきとして朔望平均干潮位の標準偏差0.17mを考慮して設定する。</p> <p>地殻変動については、津波波源となる海域活断層から想定される地震による地殻変動を考慮するとともに、津波が起きる前に基準地震動<math>S_s</math>の震源となる敷地周辺の活断層から想定される地震が発生した場合を想定し、宍道断層及び海域活断層から想定される地震による地殻変動を考慮する。なお、日本海東縁部に想定される地震による津波については、起因となる波源が敷地から十分に離れており、敷地への地震による地殻変動の影響は十分に小さいため、地殻変動量を考慮しない。</p> <p>敷地地盤の地殻変動量は、Mansinha and Smylie(1971)の方法により算定しており、海域活断層から想定される地震による地殻変動量は0.34mの隆起を考慮する。また、宍道断層から想定される地震による地殻変動量は0.02m以下の沈降であり、敷地への影響が十分小さいことから考慮しない。</p>	



変更前	変更後	記載しない理由
-	<p data-bbox="1389 268 2297 390">基準地震動 <math>S_s</math> の評価における検討用地震の震源において最近地震は発生していないことから、広域的な余効変動は生じておらず、津波に対する安全性評価に影響を及ぼすことはない。</p> <p data-bbox="1389 403 2297 478">下降側の水位変動に対して安全側に評価するため、地殻変動量について、海域活断層から想定される地震による0.34mの隆起を考慮する。</p> <p data-bbox="1389 491 2297 567">また、基準津波による入力津波が有する数値計算上の不確かさを考慮することを基本とする。</p> <p data-bbox="1299 625 1525 659">1.3 津波防護対策</p> <p data-bbox="1329 672 2297 1020">「1.2 入力津波の設定」で設定した入力津波による津波防護対象設備への影響を、津波の敷地への流入の可能性の有無、漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無、地震による溢水に加えて津波の流入の重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無並びに水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無の観点から評価することにより、津波防護対策が必要となる箇所を特定して必要な津波防護対策を実施する設計とする。</p> <p data-bbox="1329 1033 2297 1108">入力津波の変更が津波防護対策に影響を与えないことを確認することとし、定期的な評価及び改善に関する手順を定める。</p> <p data-bbox="1329 1163 1810 1197">1.3.1 敷地への流入防止（外郭防護1）</p> <p data-bbox="1347 1209 1893 1243">(1) 遡上波の地上部からの到達、流入の防止</p> <p data-bbox="1389 1255 2297 1558">遡上波による敷地周辺の遡上の状況を加味した浸水の高さ分布を基に、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地において、遡上波の地上部からの到達、流入の可能性の有無を評価する。流入の可能性に対する裕度評価において、高潮ハザードの再現期間100年に対する期待値と、入力津波で考慮した朔望平均満潮位及び潮位のばらつきを踏まえた水位の合計との差を参照する裕度として、設計上の裕度の判断の際に考慮する。</p> <p data-bbox="1389 1570 2297 1822">評価の結果、遡上波が地上部から到達し流入する可能性があるため、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画が設置された敷地に、津波による遡上波の地上部から到達、流入を防止するため、津波防護施設として、防波壁及び防波壁通路防波扉を設置する。また、津波防護施設の防波壁通路防波扉は、遡上波の地上部からの到達、流入を防止するため、扉の閉止運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p data-bbox="1347 1835 1970 1869">(2) 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止</p> <p data-bbox="1389 1881 2297 1957">津波の流入の可能性のある経路につながる循環水系、海水系、排水管及びそれ以外の屋外排水路の標高に基づき、許容される津波高さと経路からの津波高</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>さを比較することにより、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画の設置された敷地への津波の流入の可能性の有無を評価する。流入の可能性に対する裕度評価において、高潮ハザードの再現期間100年に対する期待値と、入力津波で考慮した朔望平均満潮位及び潮位のばらつきを踏まえた水位の合計との差を参照する裕度とし、設計上の裕度の判断の際に考慮する。</p> <p>評価の結果、流入する可能性のある経路が特定されたことから、津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画への流入を防止するため、津波防護施設として、流路縮小工を設置し、浸水防止設備として、防水壁、水密扉、屋外排水路逆止弁及び床ドレン逆止弁を設置し、貫通部止水処置を実施する設計とする。また、浸水防止設備の水密扉は、経路からの津波の流入を防止するため、扉の閉止運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>上記(1)及び(2)において、外郭防護として設置する津波防護施設及び浸水防止設備については、各施設の入力津波に対し、設計上の裕度を考慮する。</p> <p>1.3.2 漏水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護2）</p> <p>(1) 漏水対策</p> <p>経路からの津波が流入する可能性のある取水・放水設備の構造上の特徴を考慮し、取水・放水施設、地下部等において、津波による漏水が継続することによる浸水の範囲を想定し、当該想定される浸水範囲（以下「浸水想定範囲」という。）の境界において浸水想定範囲外に流出する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して、浸水防止設備を設置することにより、浸水範囲を限定する設計とする。</p> <p>さらに、浸水想定範囲及びその周辺にある津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）に対しては、浸水防止設備として、防水区画化するための設備を設置するとともに、防水区画内への浸水による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響の有無を評価する。</p> <p>評価の結果、浸水想定範囲における長期間の浸水が想定される場合は、重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響がないよう、排水設備を設置する設計とする。</p> <p>1.3.3 重要な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有する施設の隔離（内郭防護）</p> <p>(1) 浸水防護重点化範囲の設定</p> <p>津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建物及び区画を浸水防護重点化範囲として設定する。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p>(2) 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策</p> <p>経路からの津波の流入を考慮した浸水範囲及び浸水量を基に、浸水防護重点化範囲に流入する可能性の有無を評価する。浸水範囲及び浸水量については、地震による溢水の影響も含めて確認する。地震による溢水のうち、津波による影響を受けない範囲の評価については、「2. 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止」に示す。</p> <p>評価の結果、浸水防護重点化範囲に流入する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）が特定されたことから、地震による設備の損傷箇所からの津波の流入を防止するための浸水防止設備として、防水壁、水密扉、床ドレン逆止弁及び隔離弁を設置するとともに、バウンダリ機能を保持するポンプ及び配管を設置し、貫通部止水処置を実施する設計とする。</p> <p>隔離弁のうち、タービン補機海水ポンプ出口弁は、浸水防護重点化範囲への津波の流入を防止するため、タービン補機海水系隔離システム（漏えい検知器、タービン補機海水ポンプ出口弁及び制御盤で構成し、タービン補機海水系配管の破損箇所からの溢水を検知し、漏えい検知信号及び地震大信号（原子炉スクラム信号）発信後約60秒で自動閉止するインターロック）により、津波来襲前に閉止する設計とする。タービン補機海水ポンプ出口弁は、浸水防護重点化範囲への津波の流入を防止する重要な設備であり、津波来襲前に確実に閉止するため、多重化を図るとともに地震時に想定される溢水に対し機能を保持する設計とする。</p> <p>また、浸水防止設備として設置する水密扉については、津波の流入を防止するため、扉の閉止運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>1.3.4 水位変動に伴う取水性低下及び津波の二次的な影響による重要な安全機能及び重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止</p> <p>(1) 原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ並びに大型送水ポンプ車及び大量送水車の付属品である水中ポンプの取水性</p> <p>原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプについては、評価水位として、取水槽での下降側水位と同ポンプ取水可能水位を比較し、評価水位が同ポンプ取水可能水位を下回る可能性の有無を評価する。</p> <p>評価の結果、日本海東縁部に想定される地震による津波の取水槽の下降側の評価水位が原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの取水可能水位に対して余裕がないため、大津波警報が発令された際には、津波到達予想時刻の5分前までに循環水ポンプを停止することで、取水性を確保する設計とする。</p> <p>また、大津波警報が発令された場合に循環水ポンプを停止する手順を保安規定に定めて管理する。</p> <p>原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプについては、津</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
<p>—</p>	<p>波による上昇側の水位変動に対しても、取水機能が保持できる設計とする。</p> <p>大型送水ポンプ車及び大量送水車の付属品である水中ポンプについても、入力津波の水位に対して、取水性を確保できるものを用いる設計とする。</p> <p>(2) 津波の二次的な影響による原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ並びに大型送水ポンプ車及び大量送水車の付属品である水中ポンプの機能保持確認</p> <p>基準津波による水位変動に伴う海底の砂移動・堆積に対して、取水口、取水管及び取水槽が閉塞することなく取水口、取水管及び取水槽の通水性が確保できる設計とする。</p> <p>また、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、取水時に浮遊砂が軸受に混入した場合においても、軸受部の異物逃がし溝から浮遊砂を排出することで、機能を保持できる設計とする。</p> <p>大型送水ポンプ車、大量送水車及びその付属品である水中ポンプは、浮遊砂の混入に対して、取水性能が保持できるものを用いる設計とする。</p> <p>漂流物に対しては、発電所構内及び構外で漂流物となる可能性のある施設・設備を抽出し、抽出された漂流物となる可能性のある施設・設備が漂流した場合に、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプへの衝突並びに取水口、取水管及び取水槽の閉塞が生じることがなく原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの取水性確保並びに取水口、取水管及び取水槽の通水性が確保できる設計とする。</p> <p>また、漂流物化させない運用を行う施設・設備については、漂流物化防止対策の運用を保安規定に定めて管理する。発電所敷地内及び敷地外の人工構造物については、設置状況を定期的に確認し評価する運用を保安規定に定めて管理する。さらに、従前の評価結果に包絡されない場合は、漂流物となる可能性、原子炉補機海水ポンプ等の取水性及び浸水防護施設の健全性への影響評価を行い、影響がある場合は漂流物対策を実施する。</p> <p>1.3.5 津波監視</p> <p>津波監視設備として、敷地への津波の繰返しの来襲を察知するとともに、来襲状況を把握し、津波防護施設及び浸水防止設備の機能を確実に確保するため、津波監視カメラ及び取水槽水位計を設置する。</p> <p>1.3.6 漂流防止</p> <p>漂流防止装置として、漂流物のうち燃料輸送船及びLLW輸送船（以下「燃料等輸送船」という。）を漂流させない機能を確実に確保するため、漂流防止装置（係船柱）を設置する。</p> <p>1.4 津波防護対策に必要な浸水防護施設の設計</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p>1.4.1 設計方針</p> <p>津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び漂流防止装置については、 「1.2 入力津波の設定」で設定している繰返しの来襲を想定した入力津波に対 して、津波防護対象設備の要求される機能を損なうおそれがないよう以下の機 能を満足する設計とする。</p> <p>(1) 津波防護施設</p> <p>津波防護施設は、津波の流入及び漏水を防止する設計とする。</p> <p>津波防護施設として設置する防波壁、防波壁通路防波扉及び流路縮小工につ いては、津波による水位上昇に対して、敷地への津波の流入を防止する設計と する。また、流路縮小工は、1号機の性能維持施設である1号機原子炉補機海 水ポンプの取水機能に影響を与えない設計とする。</p> <p>主要な構造体の境界部には、想定される荷重の作用及び相対変位を考慮し、 試験等にて止水性を確認した止水目地等を設置し、止水処置を講じる設計とす る。</p> <p>(2) 浸水防止設備</p> <p>浸水防止設備は、浸水想定範囲等における津波や浸水による荷重等に対する 耐性等を評価し、津波の流入による浸水及び漏水を防止する設計とする。</p> <p>また、津波防護対象設備を内包する建物及び区画に浸水時及び浸水後に津波 が流入することを防止するため、当該区画への流入経路となる開口部に浸水防 止設備を設置し、止水性を保持する設計とする。</p> <p>屋外排水路の浸水防止設備については、外郭防護としてEL 12.6m以下の流入 経路となる開口部に設置する設計とする。</p> <p>取水槽の浸水に対する浸水防止設備については、外郭防護としてEL 11.3m 以下の流入経路となる開口部に設置する設計とし、内郭防護としてEL 11.3m 以下の流入経路となる開口部に設置する設計とする。</p> <p>放水槽の浸水に対する浸水防止設備については、外郭防護としてEL 8.6m以 下の流入経路となる開口部に設置する設計とし、内郭防護としてEL 8.6m以 下の流入経路となる開口部に設置する設計とする。</p> <p>タービン建物（復水器を設置するエリア）の浸水に対する浸水防止設備につ いては、内郭防護としてEL 5.3m以下の流入経路となる開口部に設置する設計 とする。</p> <p>浸水防止設備は、耐性等を評価又は試験等により止水性を確認した方法によ り止水性を保持する設計とする。</p> <p>(3) 津波監視設備</p> <p>津波監視設備は、津波の来襲状況を監視可能な設計とする。津波監視カメラ は、波力及び漂流物の影響を受けない位置、取水槽水位計は波力及び漂流物の 影響を受けにくい位置に設置し、津波監視機能が十分に保持できる設計とす る。また、基準地震動S<sub>s</sub>に対して、機能を喪失しない設計とする。設計にあ</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>たつては、自然条件（風、積雪）との組合せを適切に考慮する。</p> <p>津波監視設備のうち津波監視カメラは、非常用電源設備から給電し、暗視機能を有したカメラにより、昼夜にわたり中央制御室から監視可能な設計とする。</p> <p>津波監視設備のうち取水槽水位計は、非常用電源設備から給電し、EL-9.3m～EL 10.7mを測定範囲として、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが設置された取水槽の上昇側及び下降側の水位を中央制御室から監視可能な設計とする。</p> <p>(4) 漂流防止装置</p> <p>漂流防止装置は、海域活断層に想定される地震による津波に対して、燃料等輸送船を係留する機能を保持する設計とする。</p> <p>1.4.2 荷重の組合せ及び許容限界</p> <p>津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び漂流防止装置の設計にあつては、津波による荷重及び津波以外の荷重を適切に設定し、それらの組合せを考慮する。また、想定される荷重に対する部材の健全性及び構造安定性について適切な許容限界を設定する。</p> <p>(1) 荷重の組合せ</p> <p>津波と組み合わせる荷重については、原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」のうち「2.3 外部からの衝撃による損傷の防止」で設定している自然条件（風、積雪）及び余震として考えられる地震に加え、漂流物による荷重を考慮する。津波による荷重の設定にあつては、各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさを考慮し、余裕の程度を検討した上で安全側の設定を行う。</p> <p>(2) 許容限界</p> <p>津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び漂流防止装置の許容限界は、地震後、津波後の再使用性や、津波の繰返し作用を想定し、施設・設備を構成する材料がおおむね弾性状態にとどまることを基本とする。</p> <p>また、浸水防止設備のうち、機器・配管系に属する隔離弁、ポンプ及び配管は、基準地震動<math>S_s</math>による地震力に対しては、塑性ひずみが生じる場合であっても塑性ひずみが小さなレベルにとどまることを基本とし、弾性設計用地震動<math>S_d</math>による地震力又は<math>S</math>クラスの施設に適用する静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しては、おおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられることを確認する。津波荷重（余震荷重含む）に対しては、機器・配管系を構成する材料が弾性域内に収まることを基本とする。隔離弁については、基準地震動<math>S_s</math>による応答に対して、当該機器に要求される機能を保持する設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p>2. 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止</p> <p>2.1 溢水防護等の基本方針</p> <p>設計基準対象施設が、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、その安全性を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>そのために、溢水防護に係る設計時に発電用原子炉施設内で発生が想定される溢水の影響を評価（以下「溢水評価」という。）し、運転状態にある場合には、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計とする。</p> <p>また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計とする。さらに、燃料プールにおいては、燃料プール冷却機能及び燃料プールへの給水機能を維持できる設計とする。</p> <p>これらの機能を維持するために必要な設備（以下「溢水防護対象設備」という。）が、発生を想定する没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なうおそれがない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその機能を損なうおそれがない設計）とする。</p> <p>また、溢水の影響により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その溢水の影響を考慮した上で、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき必要な機器の単一故障を考慮しても発生が予想される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故について安全解析を行い、炉心損傷に至ることなく当該事象を収束できる設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備の機能については、溢水影響を受けて設計基準対象施設の安全機能並びに燃料プールの燃料プール冷却機能及び燃料プールへの給水機能と同時に機能を損なうおそれがないよう、没水、被水及び蒸気の影響に対しては可能な限り設計基準事故対処設備等の配置を含めて位置的分散を図る設計とする。溢水影響に対し防護すべき設備（以下「防護すべき設備」という。）として溢水防護対象設備及び重大事故等対処設備を設定する。</p> <p>発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備（ポンプ、弁、燃料プール、サイトバンカ貯蔵プール、原子炉ウェル、気水分離器・蒸気乾燥器ピット）から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止する設計とする。</p> <p>2.2 防護すべき設備の抽出</p> <p>溢水によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、「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「重要度分類審査指針」という。）における分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器とする。この中から、溢水防護上必要な機能を有する構築物、系統及び機器を選定する。具体的には、運転状態にある場合には原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止及び放射性物質の閉じ込め機能を維持するため、</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p>また、停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するため、燃料プールの燃料プール冷却機能及び燃料プールへの給水機能を維持するために必要となる、重要度分類審査指針における分類のクラス1, 2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出する。以上を踏まえ、防護すべき設備のうち溢水防護対象設備として、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器、並びに、燃料プールの燃料プール冷却機能及び燃料プールへの給水機能を維持するために必要な構築物、系統及び機器を抽出する。</p> <p>また、重大事故等対処設備は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心、燃料プール内の燃料体等及び運転停止中における原子炉の燃料体の著しい損傷を防止するために、また、重大事故が発生した場合においても、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な放出を防止するために必要な設備を防護すべき設備として抽出する。</p> <p>2.3 溢水源及び溢水量の設定</p> <p>溢水影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水（以下「想定破損による溢水」という。）、発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水（以下「消火水の放水による溢水」という。）及び地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（燃料プール等のスロッシングにより生じる溢水を含む。）（以下「地震起因による溢水」という。）を踏まえ、溢水源及び溢水量を設定する。</p> <p>また、その他の要因（地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等）により生じる溢水（以下「その他の溢水」という。）の影響も評価する。</p> <p>想定破損による溢水では、単一の配管の破損による溢水を想定して、配管の破損箇所を溢水源として設定する。</p> <p>また、破損を想定する配管は、内包する流体のエネルギーに応じて、高エネルギー配管又は低エネルギー配管に分類する。</p> <p>高エネルギー配管は、「完全全周破断」、低エネルギー配管は、「配管内径の1/2の長さ」と配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック」（以下「貫通クラック」という。）を想定した溢水量とし、想定する破損箇所は溢水影響が最も大きくなる位置とする。</p> <p>ただし、高エネルギー配管については、ターミナルエンド部を除き応力評価の結果により、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリの配管については発生応力が許容応力の0.8倍以下であれば破損を想定せず、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ以外の配管については発生応力が許容応力の0.4倍を超え0.8倍以下であれば「貫通クラック」による溢水を想定した評価とし、0.4倍以下であれば破損は想定しない。また、低エネルギー配管については、発生応力が許容応力の0.4倍以下であれば破損は想定しない。</p>	



変更前	変更後	記載しない理由
-	<p>発生応力と許容応力の比較により破損形状の想定を行う配管は、評価結果に影響するような配管減肉がないことを確認するために、継続的な肉厚管理を実施する。</p> <p>高エネルギー配管として運転している割合が、当該系統の運転している時間の 2% 又はプラント運転期間の 1% より小さい場合には、低エネルギー配管として扱う。</p> <p>消火水の放水による溢水については、発電用原子炉施設内に設置される消火設備からの放水を溢水源として設定する。発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置されるスプリンクラ及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）からの溢水については、防護すべき設備が溢水影響を受けない設計とする。</p> <p>地震起因による溢水については、流体を内包することで溢水源となり得る機器のうち、基準地震動 <math>S_s</math> による地震力により破損するおそれがある機器及び燃料プール等のスロッシングによる漏えい水を溢水源として設定する。</p> <p>S クラス機器については、基準地震動 <math>S_s</math> による地震力によって破損は生じないことから溢水源として想定しない。また、B 及び C クラス機器のうち耐震対策工事の実施又は設計上の裕度の考慮により、基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対して耐震性が確保されるものについては溢水源として想定しない。</p> <p>溢水量の算出にあたっては、漏水が生じるとした機器のうち防護すべき設備への溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして評価する。溢水源となる配管は完全全周破断を考慮した溢水量とする。溢水源となる容器については全保有水量を溢水量とする。</p> <p>漏えい検知等による漏えい停止を期待する場合は、漏えい停止までの適切な隔離時間を考慮し、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定する。</p> <p>また、定期事業者検査中においては、燃料プール、原子炉ウェル及び気水分離器・蒸気乾燥器ピットのスロッシングによる漏えい水を溢水源とし溢水量を算出する。</p> <p>その他の溢水については、地下水の流入、降水、屋外タンクの竜巻による飛来物の衝突による破損に伴う漏えい等の地震以外の自然現象に伴う溢水、機器の誤作動、弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象等を想定する。</p> <p><b>2.4 溢水防護区画及び溢水経路の設定</b></p> <p>溢水影響を評価するために、溢水防護区画及び溢水経路を設定する。</p> <p>溢水防護区画は、防護すべき設備が設置されているすべての区画並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路とし、壁、扉、堰、床段差等、又はそれらの組合せによって他の区画と分離される区画として設定する。</p> <p>溢水経路は、溢水防護区画内外で発生を想定する溢水に対して、当該区画内の溢水水位が最も高くなるように設定する。</p> <p>溢水経路を構成する水密扉に関しては、扉の閉止運用を保安規定に定めて管理する。</p> <p>常設している堰の取り外し及び止水性を有するハッチの開放に係る運用を保安</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p>規定に定めて管理する。</p> <p>また、消火活動により区画の扉を開放する場合は、開放した扉からの消火水の伝播を考慮した溢水経路とする。</p> <p>2.5 防護すべき設備を内包する建物内及びエリア内で発生する溢水に関する溢水評価及び防護設計方針</p> <p>2.5.1 没水の影響に対する評価及び防護設計方針</p> <p>発生を想定する溢水量、溢水防護区画及び溢水経路から算出される溢水水位と防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を評価し、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>また、溢水の流入状態、溢水源からの距離、人員のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、機能喪失高さは、溢水による水位に対して裕度を確保する設計とする。</p> <p>没水の影響により、防護すべき設備が溢水による水位に対し機能喪失高さを確保できないおそれがある場合は、溢水水位を上回る高さまで、溢水により発生する水圧に対して止水性（以下「止水性」という。）を維持する壁、扉、堰、床ドレン逆止弁及び貫通部止水処置により溢水伝播を防止するための対策を実施する。</p> <p>復水輸送系配管、制御棒駆動系配管、消火系配管及び補給水系配管の破損による溢水量低減については、地震時に各配管の破損箇所からの溢水を自動隔離するため、大型タンク隔離システム（大型タンク遮断弁及び制御盤）により、地震大信号（原子炉スクラム）発信後約 1 分で大型タンク遮断弁を自動閉止する設計とする。</p> <p>燃料プール冷却系配管の破損による溢水量低減については、地震時に燃料プール冷却系配管の破損箇所からの溢水を自動隔離するため、燃料プール冷却系弁閉止システム（燃料プール冷却系弁及び制御盤）により、地震大信号（原子炉スクラム）発信後約 1 分で燃料プール冷却系弁を自動閉止する設計とする。</p> <p>止水性を維持する浸水防護施設については、試験又は構造健全性評価にて止水性を確認する設計とする。</p> <p>2.5.2 被水の影響に対する評価及び防護設計方針</p> <p>発生を想定する溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水並びに天井面の開口部若しくは貫通部からの被水が、防護すべき設備に与える影響を評価し、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>防護すべき設備のうち、浸水に対する保護構造を有している設備は、評価された被水条件を考慮しても要求される機能を損なうおそれがない設計とする。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1389 268 2297 436">浸水に対する保護構造を有していない設備は、機能を損なうおそれがない配置、保護カバーによる要求される機能を損なうおそれがない設計又は被水の影響がないよう、水消火を行わない消火手段（全域ガス消火設備等）を採用する等により、被水の影響がない設計とする。</p> <p data-bbox="1329 491 1911 525">2.5.3 蒸気の影響に対する評価及び防護設計方針</p> <p data-bbox="1389 533 2297 701">発生を想定する漏えい蒸気、区画間を拡散する漏えい蒸気及び破損想定箇所近傍での漏えい蒸気の直接噴出による影響について、設定した空調条件や解析区画条件により防護すべき設備に与える影響を評価し、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p data-bbox="1389 714 2297 840">また、漏えい蒸気による環境条件（温度、湿度及び圧力）を想定した蒸気曝露試験又は机上評価により、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計又は配置とする。</p> <p data-bbox="1389 852 2297 1062">漏えい蒸気の影響により、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがある場合は、発生を想定する漏えい蒸気による影響を緩和するための対策を実施する。具体的には、蒸気条件を考慮した蒸気曝露試験で性能を確認した保護カバーを設置し、蒸気影響を緩和することにより防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p data-bbox="1389 1075 2297 1331">また、主蒸気管破断事故時等には、原子炉建物内外の差圧による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（設置枚数2枚、開放差圧6.9kPa以下）（原子炉格納施設の設備を浸水防護施設の設備として兼用）及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル（設置枚数71枚、開放差圧7.36kPa以上、12.26kPa以下）（原子炉格納施設の設備を浸水防護施設の設備として兼用）の開放により、溢水防護区画内において蒸気影響を軽減する設計とする。</p> <p data-bbox="1329 1386 2297 1465">2.5.4 燃料プールのスロッシング後の機能維持に関する溢水評価及び防護設計方針</p> <p data-bbox="1389 1478 2297 1780">燃料プールのスロッシングによる溢水量の算出にあたっては、基準地震動Ssによる地震力によって生じるスロッシング現象を3次元流動解析により評価し、燃料プール外へ漏えいする水量を考慮する。その際、燃料プールの初期水位は、スキマサージタンクへのオーバーフロー水位として評価する。算出した溢水量からスロッシング後の燃料プールの水位低下を考慮しても、燃料プールの燃料プール冷却機能及び燃料プールへの給水機能を確保し、それらを用いることにより適切な水温及び遮蔽水位を維持できる設計とする。</p> <p data-bbox="1299 1835 2297 1915">2.6 防護すべき設備を内包する建物外及びエリア外からの流入防止に関する溢水評価及び防護設計方針</p> <p data-bbox="1389 1927 2297 1961">防護すべき設備を内包する建物外及びエリア外で発生を想定する溢水である循</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p>環水系配管等の破損による溢水、屋外タンクで発生を想定する溢水等の影響を評価し、防護すべき設備を内包する建物内及びエリア内へ溢水が流入し伝播しない設計とする。</p> <p>具体的には、止水性を維持する壁、扉、堰の設置及び貫通部止水処置を実施し、溢水の伝播を防止する設計とする。</p> <p>循環水系配管の破損による溢水量低減については、地震時に循環水系配管の破損箇所からの溢水を早期に検知し、自動隔離を行うために、循環水系隔離システム(漏えい検知器、循環水系弁及び制御盤)により、漏えい検知信号及び地震大信号(原子炉スクラム)発信後約1分で循環水系弁を自動閉止する設計とする。</p> <p>なお、タービン補機海水系配管の破損による溢水量低減については、「1. 津波による損傷の防止」にて設置するタービン補機海水系隔離システムを考慮する。</p> <p>また、地下水に対しては、地下水位低下設備の停止により建物周囲の水位が周辺の地下水位まで上昇することを想定し、建物外周部における壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包する建物内への流入を防止する設計とし、防護すべき設備が要求される機能を損なうおそれがない設計とする。さらに、耐震性を有する地下水位低下設備(施設共通(地震)の設備を浸水防護施設の設備として兼用)により地下水の水位上昇を抑制し、溢水防護区画を内包する建物内へ伝播しない設計とする。</p> <p>止水性を維持する浸水防護施設については、試験又は机上評価にて止水性を確認する設計とする。</p> <p>2.7 管理区域外への漏えい防止に関する溢水評価及び防護設計方針</p> <p>放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備(ポンプ、弁、燃料プール、サイトバンカ貯蔵プール、原子炉ウェル、気水分離器・蒸気乾燥器ピット)からあふれ出る放射性物質を含む液体の溢水量、溢水防護区画及び溢水経路により溢水水位を評価し、放射性物質を含む液体が管理区域外に漏えいすることを防止し伝播しない設計とする。</p> <p>なお、地震時における放射性物質を含む液体の溢水量の算出については、要求される地震力を用いて設定する。</p> <p>放射性物質を含む液体が管理区域外に伝播するおそれがある場合には、管理区域外への溢水伝播を防止するため、止水性を維持する壁、扉、堰の設置及び貫通部止水処置を実施する。</p> <p>2.8 溢水防護上期待する浸水防護施設の構造強度設計</p> <p>溢水防護区画及び溢水経路の設定並びに溢水評価において期待する浸水防護施設の構造強度設計は、以下のとおりとする。</p> <p>止水に期待する壁、扉、堰、床ドレン逆止弁及び貫通部止水処置のうち、地震起因による溢水から防護する設備については、基準地震動<math>S_s</math>による地震力に対し、地震時及び地震後においても、溢水伝播を防止する機能を損なうおそれがない設計</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
-	<p>とする。ただし、放射性物質を含む液体が管理区域外に伝播することを防止するために設置する堰については、要求される地震力に対し、地震時及び地震後においても、溢水伝播を防止する機能を損なうおそれがない設計とする。想定破損による溢水及び消火水の放水による溢水から防護する設備については、要求される荷重に対して溢水伝播を防止する機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>地下水位低下設備については、基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対し、地震時及び地震後においても、地下水を処理し、溢水伝播を防止する機能を損なうおそれがない設計とする。</p> <p>通水扉のうち、地震時及び地震後において期待する通水扉については、基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対し、発生を想定する溢水に対する排水機能を損なうおそれがない設計とする。</p>	
-	<p>3. 主要対象設備 浸水防護施設の対象となる主要な設備について、「表1 浸水防護施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は、要目表対象を示したリストに関する記載であるため、記載しない。</p>

14. 補機駆動用燃料設備の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
—	用語の定義は「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」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」並びにこれらの解釈による。	本記載は概要であるため、記載しない。
—	第1章 共通項目 補機駆動用燃料設備の共通項目である「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 (5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.8 電気設備の設計条件を除く。), 6. その他 (6.3 安全避難通路等, 6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」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。	本記載は概要であるため、記載しない。
—	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 補機駆動用燃料設備</p> <p>大量送水車又は大型送水ポンプ車のポンプ駆動用燃料は, 大量送水車付燃料タンク又は大型送水ポンプ車付燃料タンクに貯蔵する。</p> <p>ガスタービン発電機用軽油タンク, 非常用ディーゼル発電設備の A-ディーゼル燃料貯蔵タンク (以下「A-ディーゼル燃料貯蔵タンク」という。), 非常用ディーゼル発電設備の B-ディーゼル燃料貯蔵タンク (以下「B-ディーゼル燃料貯蔵タンク」という。 ) 及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備のディーゼル燃料貯蔵タンク (以下「ディーゼル燃料貯蔵タンク」という。 ) は, 大量送水車及び大型送水ポンプ車の燃料を貯蔵できる設計とする。</p> <p>大量送水車及び大型送水ポンプ車は, ガスタービン発電機用軽油タンク, A-ディーゼル燃料貯蔵タンク, B-ディーゼル燃料貯蔵タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリ及びホースを用いて燃料を補給できる設計とする。</p>	
—	2. 主要対象設備 補機駆動用燃料設備 (非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。 ) の対象となる主要な設備について, 「表1 補機駆動用燃料設備 (非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。 ) の主要設備リスト」に示す。	本記載は, 要目表対象を示したリストに関する記載であるため, 記載しない。

15. 非常用取水設備の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<p>用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」、「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>用語の定義は「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>非常用取水設備の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象, 3. 火災, 5. 設備に対する要求 (5.2 材料及び構造等, 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.4 耐圧試験等, 5.5 安全弁等, 5.6 逆止め弁, 5.7 内燃機関の設計条件, 5.8 電気設備の設計条件を除く。), 6. その他 (6.3 安全避難通路等, 6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」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>第1章 共通項目</p> <p>非常用取水設備の共通項目である「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 (5.2 材料及び構造等, 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.4 耐圧試験等, 5.5 安全弁等, 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 (6.3 安全避難通路等, 6.4 放射性物質による汚染の防止を除く。)」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>本記載は概要であるため、記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 非常用取水設備の基本設計方針</p> <p>設計基準事故に対処するために必要となる原子炉補機冷却系及び高圧炉心スプレイ補機冷却系の冷却用の海水を取水し, 導水するための流路を構築するため, 取水口, 取水管及び取水槽を設置することにより冷却に必要な海水を確保できる設計とする。なお, 取水口, 取水管及び取水槽は, 海と接続しており容量に制限がなく必要な取水容量を十分に有している。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 非常用取水設備の基本設計方針</p> <p>設計基準事故に対処するために必要となる原子炉補機冷却系及び高圧炉心スプレイ補機冷却系の冷却用の海水を取水し, 導水するための流路を構築するため, 取水口, 取水管及び取水槽を設置することにより冷却に必要な海水を確保できる設計とする。なお, 取水口, 取水管及び取水槽は, 海と接続しており容量に制限がなく必要な取水容量を十分に有している。</p> <p>また, 入力津波に対して, 原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが引き波時においても機能保持できるよう, 海水ポンプを長尺化することにより冷却に必要な海水が確保できる設計とする。</p> <p>非常用取水設備の取水口, 取水管及び取水槽は, 設計基準事故対処設備の一部を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>2. 主要対象設備</p> <p>非常用取水設備の対象となる主要な設備について, 「表1 非常用取水設備の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>2. 主要対象設備</p> <p>非常用取水設備の対象となる主要な設備について, 「表1 非常用取水設備の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は, 要目表対象を示したりリストに関する記載であるため, 記載しない。</p>

16. 敷地内土木構造物の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
—	用語の定義は「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」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」並びにこれらの解釈による。	本記載は概要であるため、記載しない。
—	<p>第1章 共通項目</p> <p>敷地内土木構造物の共通項目である「5. 設備に対する要求(5.2 材料及び構造等, 5.3 使用中の亀裂等による破壊の防止, 5.4 耐圧試験等, 5.5 安全弁等, 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。)」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>	本記載は概要であるため、記載しない。
—	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 敷地内土木構造物(保管場所)</p> <p>保管場所のうち第3保管エリアの敷地下斜面は、敷地内土木構造物である抑止杭を設置することで、地震によるすべりを防止できる設計とする。</p>	「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。
—	<p>2. 敷地内土木構造物(屋外アクセスルート)</p> <p>屋外アクセスルートのうち第3保管エリア周辺のアクセスルート周辺斜面は、敷地内土木構造物である抑止杭を設置することで、地震によるすべりを防止できる設計とする。</p>	「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」の要求事項であり、「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」の要求事項でないため、記載しない。
—	<p>3. 主要対象設備</p> <p>敷地内土木構造物の対象となる主要な設備について、「表1 敷地内土木構造物の主要設備リスト」に示す。</p>	本記載は、要目表対象を示したりリストに関する記載であるため、記載しない。



17. 緊急時対策所の基本設計方針

変更前	変更後	記載しない理由
<p>用語の定義は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」, 「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>用語の定義は「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」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」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>本記載は概要であるため記載しない。</p>
<p>第1章 共通項目</p> <p>緊急時対策所の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く。), 5. 設備に対する要求, 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>第1章 共通項目</p> <p>緊急時対策所の共通項目である「1. 地盤等, 2. 自然現象 (2.2 津波による損傷の防止を除く。), 5. 設備に対する要求, 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>本記載は概要であるため記載しない。</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 緊急時対策所</p> <p>1.1 緊急時対策所の設置等</p> <p>1.1.1 緊急時対策所の設置</p> <p>発電用原子炉施設には, 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため, 緊急時対策所機能を備えた緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>1. 緊急時対策所</p> <p>1.1 緊急時対策所の設置等</p> <p>1.1.1 緊急時対策所の設置</p> <p>発電用原子炉施設には, 原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため, 緊急時対策所機能を備えた緊急時対策所を中央制御室 (「1, 2号機共用」(以下同じ。)) 以外の場所として, 敷地高さ標高50mの高台に設置する設計とする。</p> <p>1.1.2 設計方針</p> <p>緊急時対策所は, 重大事故等が発生した場合においても, 当該事故等に対処するための適切な措置が講じることができるよう, 緊急時対策所機能に係る設備を含め, 以下の設計とする。</p> <p>(1) 耐震性及び耐津波性</p> <p>緊急時対策所は, 重大事故等が発生した場合においても, 当該事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう, その機能に係る設備を含め, 基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対し, 機能を喪失しないよう設計するとともに, 基準津波の影響を受けない設計とする。</p> <p>(2) 中央制御室に対する独立性</p> <p>緊急時対策所の機能に係る設備は, 共通要因により中央制御室と同時に機能喪失しないよう, 中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに, 中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する設計とする。</p> <p>(3) 代替交流電源の確保</p> <p>緊急時対策所は, 全交流動力電源が喪失した場合に, 代替交流電源設備であ</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1418 285 2424 415">る緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。なお、緊急時対策所用発電機は、ブルーム通過時において、燃料を補給せずに運転できる設計とする。</p> <p data-bbox="1418 428 2424 611">緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料補給時の切替えを考慮して、合計2台を緊急時対策所に接続することで多重性を有するとともに、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として予備機を2台保管する設計とする。</p> <p data-bbox="1377 674 1792 705">(4) 緊急時対策所の機能の確保</p> <p data-bbox="1418 722 2424 800">緊急時対策所は、以下の措置を講じること又は設備を備えることにより緊急時対策所機能を確保する。</p> <p data-bbox="1418 869 1650 900">a. 居住性の確保</p> <p data-bbox="1445 917 2424 1100">緊急時対策所は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるために必要な指示を行う要員を収容できるとともに、それら要員が必要な期間にわたり滞在できる設計とする。</p> <p data-bbox="1445 1113 2424 1430">緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるように、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な遮蔽設計及び換気設計を行い緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <p data-bbox="1445 1442 2424 1766">重大事故等が発生した場合における緊急時対策所の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所内でのマスクの着用、交替要員体制、安定ヨウ素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」の手法を参考とした被ばく評価において、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。</p> <p data-bbox="1445 1778 2424 1913">重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を設置又は保管する設計とする。</p> <p data-bbox="1472 1925 2424 1957">差圧計（個数1、計測範囲0～500Pa）は、緊急時対策所の正圧化された室</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1448 285 2169 317">内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できる設計とする。</p> <p data-bbox="1448 331 2421 464">緊急時対策所には、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計（個数1（予備1））及び二酸化炭素濃度計（個数1（予備1））を保管する設計とする。</p> <p data-bbox="1448 478 2421 653">緊急時対策所は、重大事故等が発生し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、要員が緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。</p> <p data-bbox="1418 722 1620 753">b. 情報の把握</p> <p data-bbox="1448 768 2421 995">緊急時対策所には、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に対処するために必要な情報及び重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を、中央制御室内の運転員を介さずに正確、かつ速やかに把握できる情報収集設備を設置する。</p> <p data-bbox="1448 1010 2421 1331">緊急時対策所の情報収集設備として、事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し、緊急時対策所内で表示できるよう、SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）（「1，2，3号機共用（SPDSデータ収集サーバは1，2号機共用）」（以下同じ。））を設置する設計とする。なお、安全パラメータ表示システム（SPDS）は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。</p> <p data-bbox="1418 1400 1590 1432">c. 通信連絡</p> <p data-bbox="1448 1446 2421 1621">原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合において、当該事故等に対処するため、発電所内の関係要員に指示を行うために必要な通信連絡設備（発電所内）及び発電所外関係箇所と専用であって多様性を備えた通信回線にて通信連絡できる設計とする。</p> <p data-bbox="1448 1635 2421 1810">緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる設計とする。なお、緊急時対策所に設置又は保管する通信連絡設備は、計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。</p> <p data-bbox="1448 1824 2421 1957">原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合において、通信連絡設備により、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備（「1，</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
	<p data-bbox="1448 285 2424 464">2, 3号機共用」(以下同じ。))として, SPDS 伝送サーバを設置する設計とする。データ伝送設備については, 通信方式の多様性を確保した専用通信回線にて伝送できる設計とする。なお, データ伝送設備は, 計測制御系統施設の設備を緊急時対策所の設備として兼用する。</p> <p data-bbox="1448 478 2424 611">緊急時対策支援システム(ERSS)等へ必要なデータを伝送できるSPDS 伝送サーバで構成するデータ伝送設備については, 重大事故等が発生した場合においても必要なデータを伝送できる設計とする。</p> <p data-bbox="1418 674 1822 705">d. 有毒ガスに対する防護措置</p> <p data-bbox="1448 720 2424 947">緊急時対策所は, 有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員(以下「指示要員」という。)に及ぼす影響により, 指示要員の対処能力が著しく低下し, 安全施設の安全機能が損なわれないよう, 指示要員が緊急時対策所内にとどまり, 必要な指示及び操作を行うことができる設計とする。</p> <p data-bbox="1448 961 2424 1234">敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質(以下「固定源」という。)及び敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質(以下「可動源」という。)それぞれに対して有毒ガスが発生した場合の影響評価(以下「有毒ガス防護に係る影響評価」という。)を実施する。</p> <p data-bbox="1448 1249 2424 1428">有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては, 「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」を参照して評価を実施し, 有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から, 有毒化学物質の性状, 貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。</p> <p data-bbox="1448 1442 2424 1526">固定源の有毒ガス防護に係る影響評価に用いる防液堤等は, 現場の状況を踏まえ評価条件を設定する。</p> <p data-bbox="1448 1541 2424 1673">固定源に対しては, 指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより, 緊急時対策所内にとどまる重大事故等に対処するために必要な要員を防護できる設計とする。</p> <p data-bbox="1448 1688 2424 1772">可動源に対しては, 緊急時対策所換気設備の隔離等の対策により, 指示要員を防護できる設計とする。</p> <p data-bbox="1448 1787 2424 1919">有毒ガス防護に係る影響評価において, 有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤は, 保守管理を適切に実施し, 運用については保安規定に定めて管理する。</p>	

変更前	変更後	記載しない理由
—	<p>2. 設備の共用</p> <p>事故収束に必要な緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所換気空調設備等は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とし，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備は1，2，3号機で共用する設計とする。</p> <p>共用により，必要な情報（相互のプラント状況，運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ，また，端末を変更する場合に生じる情報共有の遅延を防止することができ，安全性の向上が図れるとともに安全性を損なわないことから，1，2，3号機で共用する設計とする。</p> <p>重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備は，共用により悪影響を及ぼさないよう，号機の区分けなく使用できる設計とする。</p>	
<p>3. 主要対象設備</p> <p>緊急時対策所の対象となる主要な設備について，「表1 緊急時対策所の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>3. 主要対象設備</p> <p>緊急時対策所の対象となる主要な設備について，「表1 緊急時対策所の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>本記載は，要目表対象を示したリストに関する記載であるため，記載しない。</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書「本文（十号）」

との整合性について

発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）に記載する解析条件のうち、発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）や設計及び工事の計画に記載がある該当箇所を枠囲みにて示し、発電用原子炉設置変更許可申請書（本文五号）や設計及び工事の計画の該当箇所を記載する。

また、発電用原子炉設置変更許可申請書（本文十号）に記載する解析条件のうち、設計及び工事の計画に該当しない箇所を下線にて示し、その理由を記載する。

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>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</p> <p>イ 運転時の異常な過渡変化 事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>(i) 原子炉の初期条件等</p> <p>a. 原子炉の初期条件については、特に断らない限り以下のとおりとする。</p> <p><u>原子炉熱出力は 2,540MW (定格出力の約 105%)</u>,</p> <p><u>炉心入口流量 (以下「炉心流量」という。) は <math>30.3 \times 10^3 \text{ t/h}</math> (定格流量の 85%) を仮定した。</u>これは、圧力上昇率等を有意に厳しく見積るために行った仮定であり、燃料の局所出力を約 105%にとることを意味しない。すなわち、表面熱流束の解析結果は初期原子炉熱出力を約 105%とした時の値であり、局所の表面熱流束は、解析結果を約 1.05 で除した値である。</p> <p>また、MCP Rについては以下を仮定している。</p> <p><u>高燃焼度 8 × 8 燃料 1.25</u></p> <p><u>9 × 9 燃料 (A型) 1.25</u></p> <p><u>9 × 9 燃料 (B型) 1.25</u></p>	<p>・ 発電用原子炉の型式、熱出力及び基数* (*本文三号に記載)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ ハ(1)(iv)a. 最小限界出力比</p>	<p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>1. 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数 (減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ポイド係数及び出力反応度係数) 並びに減速材</p> <p>【既工認】</p> <p>・ 熱出力計算書</p> <p>【既工認】 (要目表)</p> <p>1 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類、純度及び原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>・ 熱出力計算書</p> <p>【既工認】</p> <p>・ 熱出力計算書</p>	<p>・ 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針 (以下「安全評価指針」という。) に基づき、初期状態を設定したものであるため</p> <p>・ 高燃焼度 8 × 8 燃料は、本工事計画において申請対象としていないため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>燃料棒最大線出力密度 (以下「最大線出力密度」という。)は 44.0kW/m を仮定している。</p> <p>b. 再循環流量制御系については、手動運転モードとする。</p> <p>c. 作動を要求される安全機能の単一故障については、特に断らない限り安全保護系の単一故障を仮定する。</p> <p>d. その他の解析条件 安全保護系の設定点等、解析に用いる主な条件を以下に示す。</p> <p>(a) 初期運転条件 (定格出力の約 105%の場合)</p> <p>原子炉給水温度 218℃ 原子炉圧力 7.03MPa[gage] (圧力容器ドーム部) タービン蒸気流量 4.98×10<sup>3</sup>t/h</p> <p>(b) 安全保護系設定値</p> <p>原子炉圧力高スクラム 7.41MPa[gage] (スクラム遅れ時間0.55秒)</p> <p>原子炉水位低スクラム 気水分離器下端から+16cm (レベル3) (スクラム遅れ時間1.05秒)</p> <p>中性子束高スクラム (出力領域) 中性子束として 定格出力の約 105%の 120% (スクラム遅れ時間0.09秒)</p> <p>熱流束 (相当) として 第 1 図 (スクラム遅れ時間0.09秒)</p> <p>中性子束高スクラム 選択レンジ目盛のフルスケール (中間領域) の 95% (スクラム遅れ時間 0.09 秒)</p> <p>主蒸気隔離弁閉スクラム 90%ストローク位置 (スクラム遅れ時間0.06秒)</p> <p>主蒸気止め弁閉スクラム 90%ストローク位置 (スクラム遅れ時間0.06秒)</p> <p>(c) その他</p> <p>主蒸気隔離弁閉止時間 3秒</p>	<p>・ハ(1)(iv)b. 燃料棒最大線出力密度</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ヘ(2)(i) 原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</p>	<p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>【既工認】</p> <p>(要目表)</p> <p>原子炉冷却系統設備 冷却材の種類、純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力、温度及び流量</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>計測制御系統施設</p> <p>(要目表)</p> <p>6. 原子炉非常停止信号、原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設</p> <p>(要目表)</p> <p>4. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>4.1 主蒸気系 (7) 主要弁</p>	<p>・解析に当たって、安全保護系の状態を設定したものであるため</p>



発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>主蒸気止め弁閉止時間 0.1 秒</p> <p>蒸気加減弁閉止時間 0.1 秒</p> <p>タービン・バイパス弁容量 4,800t/h</p> <p>スクラム反応度曲線 第2図</p> <p>スクラム時挿入時間 全ストロークの75%で1.84秒</p> <p>ボイド係数 (※) ボイドが減少する過渡変化に対しては、取替炉心を含めた詳細設計での多少の変動等を考慮して、反応度フィードバック効果が大きい9×9燃料(A型)取替炉心の平衡サイクル末期時点の値の1.25倍の値を用いる。ボイドが増加する過渡変化に対しては、取替炉心を含めた詳細設計での多少の変動等を考慮して、反応度フィードバック効果が小さい9×9燃料(B型)取替炉心の平衡サイクル初期時点の値の0.9倍の値を用いる。</p> <p>ドップラ係数 (※) ボイドが減少する過渡変化に対しては、9×9燃料(A型)取替炉心の平衡サイクル末期時点の値の0.9倍の値を用いる。ボイドが増加する過渡変化に対しては、9×9燃料(B型)取替炉心の平衡サイクル末期時点の値の0.9倍の値を用いる。</p> <p>原子炉水位高(タービン・トリップ)設定点(レベル8) 気水分離器下端から+132cm</p> <p>原子炉水位低(主蒸気隔離弁閉止,再循環ポンプMGセット・トリップ)設定点(レベル2) 気水分離器下端から-112cm</p>	<p>・ホ(1)(ii)e.タービン・バイパス系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・へ(3)(ii)d.通常時駆動速度及びスクラム時挿入時間</p> <p>・ハ(1)(iii)d.ボイド係数及びドップラ係数</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>へ(5)(xii)緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (基本設計方針)</p> <p>3.原子炉冷却材の循環設備</p> <p>【既工認】 ・制御能力についての計算書</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>1.制御材駆動装置</p> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>1.炉型式,定格熱出力,過剰反応度及び反応度係数(減速材温度係数,燃料棒温度係数,減速材ボイド係数及び出力反応度係数)並びに減速材</p> <p>【既工認】 ・制御能力についての計算書 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>7.工学的安全施設等の起動信号,工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p>	<p>・安全評価指針に基づき,保守的に設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>逃がし安全弁設定点</p> <p>第1段：7.73MPa[gage]×2個 第2段：7.80MPa[gage]×3個 第3段：7.87MPa[gage]×3個 第4段：7.94MPa[gage]×4個</p> <p>(ii) 各評価事象の解析に当たって考慮する解析条件 その他、各評価事象の解析に当たって考慮する主要な安全機能に関する解析条件を以下に記述する。</p> <p>a. 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化</p> <p>(a) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き 原子炉の起動時に運転員の誤操作により制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>a) 制御棒引き抜き前の原子炉は臨界状態にあり、出力は定格値の<math>10^{-3}</math>、原子炉圧力は7.03MPa[gage]、燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材（以下「冷却材」という。）の温度は286℃とする。また、燃料エンタルピーの初期値は75kJ/kg・UO<sub>2</sub>である。</p> <p>b) 引抜制御棒値は、制御棒値ミニマイザで許容される最大反応度値である0.013Δkとする。引抜制御棒の反応度曲線は、原子炉の状態を考慮した値（※）を用いる。</p> <p>c) 制御棒は、引抜速度の上限値9.1cm/sで引き抜かれるとする。</p> <p>d) 中間領域計装のA、Bチャンネルとも引抜制御棒に最も近い検出器が1個ずつバイパス状態にあるとする。</p> <p>e) スクラム反応度曲線（以下「スクラム曲線」という。）は、原子炉の状態を考慮した値（※）を用いる。</p> <p>f) ドップラ反応度は、9×9燃料（A型）を装荷した炉心について二次元拡散計算による出力分布を考慮して求めた値（※）を用い、9×9燃料（B型）を装荷した炉心について三次元拡散計算による出力分布を考慮して求めた値（※）を用いる。</p>	<p>・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ハ(1)(iii)c. 制御棒の最大反応度値</p> <p>・ヘ(3)(ii)d. 通常時駆動速度及びスクラム時挿入時間</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4. 原子炉冷却材の循環設備 4.1 主蒸気系(6) 安全弁及び逃がし弁</p> <p>【既工認】 ・制御能力についての計算書</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>3. 制御材駆動装置</p> <p>【既工認】 ・制御能力についての計算書</p>	<p>・解析に当たって、初期状態を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、引抜制御棒の反応度曲線を設定したものであるため</p> <p>・解析に当たって、評価に用いるスクラム反応度曲線を設定したものであるため</p> <p>・解析に当たって、ドップラ反応度を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き  <u>原子炉の出力運転中に運転員の誤操作により制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>引き抜かれる制御棒が完全挿入状態にあるとき、原子炉は通常運転時の熱制限値の状態 (MC P R 及び最大線出力密度は、それぞれ1.25, 44.0kW/m) にあり、かつ、この状態になっている燃料が引抜制御棒の近傍にくるように、原子炉の状態と制御棒パターンを設定する。なお、初期出力は定格出力、原子炉圧力は6.93MPa[gage]とする。</u></p> <p>b) <u>制御棒が連続的に引き抜かれた場合、表面熱流束は通常、中性子束よりも遅れて上昇するが、この解析では定常状態を仮定し、表面熱流束は中性子束に対して時間遅れなしに変化しているものとする。</u></p> <p>c) <u>制御棒引抜監視装置は事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作するため、その動作を考慮する。制御棒引抜監視装置は、定格出力の105%のところで制御棒引抜阻止信号を出すとする。</u></p> <p>d) <u>解析はサイクル初期で行う。なお、サイクル末期では制御棒がほとんど引き抜かれているため、解析結果はサイクル初期のものに包絡される。</u></p> <p>e) <u>制御棒引抜監視装置の2チャンネル (A+C, B+D) のうち応答の早いチャンネル (B+D) がバイパス状態にあるとする。さらに、同装置に接続される局部出力領域の検出器集合体のうち、引き抜かれる制御棒に最も近い2個がバイパス状態にあるとする。</u></p> <p>f) <u>炉心流量は定格流量の105%とする。</u></p> <p>b. 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化</p> <p>(a) 原子炉冷却材流量の部分喪失  <u>原子炉の出力運転中に、再循環ポンプ駆動電動機しゃ断器開等により、再循環ポンプ1台の電源が喪失し、炉心流量が減少する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>原子炉再循環ポンプ (以下「再循環ポンプ」という。) 及び同駆動電動機の慣性定数の設計値は約4.5秒であるが、本解析では炉心流量の低下を厳しめに評価するよう4秒とする。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ハ(1)(iv) 主要な熱制限値</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・制御能力についての計算書</li> </ul> <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・制御能力についての計算書</li> </ul> <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・制御能力についての計算書</li> </ul> <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・制御能力についての計算書</li> </ul> <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・制御能力についての計算書</li> </ul>	<p>・評価上仮定した条件を説明したものであるため</p> <p>・解析に当たって、評価対象とする炉心を設定したものであるため</p> <p>・解析に当たって、炉心流量を保守的に設定したものであるため</p> <p>・解析に当たって、再循環ポンプの回転数を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動  <u>原子炉が部分負荷で運転中に、再循環流量制御系の故障、誤操作等により停止中の再循環ポンプが起動され、再循環ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が投入され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>停止中の再循環ループ（以下「停止ループ」という。）は、38℃の冷水で満たされているとする。</u></p> <p>b) <u>原子炉は定格出力の60%、炉心流量は定格流量の41%とする。</u></p> <p>c) <u>この解析におけるMCPR及び最大線出力密度の初期値は、9×9燃料（A型）の場合それぞれ1.60（※）及び25kW/m（※）、9×9燃料（B型）の場合それぞれ1.63（※）及び25kW/m（※）とし、原子炉圧力の初期値は6.65MPa[gage]とする。</u></p> <p>d) <u>停止ループの再循環ポンプ入口止め弁は、開いているとする。</u></p> <p>e) <u>この停止ループは、次のように起動されるものとする。</u></p> <p>① <u>時間零で再循環ポンプMGセット電動機のしゃ断器閉とする。</u></p> <p>② <u>再循環ポンプMGセット電動機は約5秒で定格速度になり、同発電機は約6.2秒で定格速度の約99%に達する。</u></p> <p>③ <u>再循環ポンプMGセット電動機のしゃ断器閉から6秒後に同発電機の界磁しゃ断器を閉じ再循環ポンプを起動させる。</u></p> <p>④ <u>同発電機の界磁しゃ断器を閉じると再循環ポンプ速度要求信号は最低ポンプ速度に低下し、同ポンプ速度を減少させる。</u></p> <p>⑤ <u>再循環ポンプの出口止め弁は、再循環ポンプMGセット発電機の界磁しゃ断器を閉じた後直ちに開き始め、約30秒で全開となる。</u></p> <p>(c) 外部電源喪失  <u>原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>所内補機への常用電源の供給がすべて失われた場合を仮定する。</u></p> <p>b) <u>全ポンプは外部電源喪失と同時にトリップする。</u></p> <p>c) <u>循環水ポンプの停止は、復水器真空度の低下をもたらし、タービンがトリップするが、この時間を6秒後とする。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>設計及び工事の計画</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、評価に用いる想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、初期状態及び運転モードを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、起因事象を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価に用いる想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>d) <u>再循環ポンプ、同駆動電動機及び同MGセットの慣性定数の設計値は約9秒であるが、本解析では炉心流量の低下を厳しめに評価するよう8.1秒とする。</u></p> <p>e) <u>タービン・バイパス弁は開かないものとする。</u></p> <p>(d) 給水加熱喪失 <u>原子炉の出力運転中に、給水加熱器への蒸気流量が喪失して、給水温度が徐々に低下し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>給水加熱器1段が加熱機能を喪失し、給水温度は、55℃低下すると仮定する。給水加熱器から給水スパーギャ間の時間遅れは無視する。</u></p> <p>(e) 原子炉冷却材流量制御系の誤動作 <u>原子炉の出力運転中に、再循環流量制御系の故障等により、再循環流量が増加し、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>最も厳しい過渡変化として、どちらか一方のループの速度制御器に増加要求信号が発生した場合を仮定する。</u></p> <p>b) <u>すくい管位置の変化速度は、すくい管位置調節器の特性により20%/sに抑えられるとする。</u></p> <p>c) <u>再循環流量増加量を厳しく評価するために原子炉は最低ポンプ速度最大出力（定格出力の57%、定格流量の39%）で運転中とする。</u></p> <p>d) <u>この解析におけるMCPR及び最大線出力密度の初期値は、9×9燃料（A型）の場合それぞれ1.67（※）及び24kW/m（※）、9×9燃料（B型）の場合それぞれ1.68（※）及び24kW/m（※）とし、原子炉圧力の初期値は6.63MPa[gage]とする。</u></p> <p>c. 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化 (a) 負荷の喪失 <u>原子炉の出力運転中に、送電系統の故障等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止して原子炉圧力が上昇する事象を想定する。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>3. 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>3.1 原子炉再循環系 (1) ポンプ</p> <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・制御能力についての計算書</li> </ul> <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・制御能力についての計算書</li> </ul> <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・制御能力についての計算書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</li> <li>・評価上仮定した条件を説明したものであるため</li> <li>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</li> <li>・安全評価指針に基づき、起因事象を設定したものであるため</li> <li>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</li> <li>・安全評価指針に基づき、初期状態及び運転モードを設定したものであるため</li> </ul>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>a) 蒸気加減弁は0.1秒で急速閉止すると仮定し、スクラム遅れ時間0.08秒を仮定する。</p> <p>b) 再循環ポンプ及び同駆動電動機の慣性定数の設計値は約4.5秒であるが、本解析では厳しめの結果を与えるよう5秒と仮定する。</p> <p>c) 初期炉心流量は定格流量の105%と仮定する。</p> <p>d) 発電機負荷遮断時に、タービン・バイパス弁が作動しないと仮定することは現実的には可能性が低いと考えられるが、圧力上昇及び熱的な面でタービン・バイパス弁が作動する場合より厳しくなるため、ここではタービン・バイパス弁が作動しない場合も仮定する。</p> <p>(b) 主蒸気隔離弁の誤閉止 原子炉の出力運転中に、原子炉水位低等の誤信号、誤操作等により主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇する事象を想定する。</p> <p>a) 主蒸気隔離弁の閉止時間は、設計上要求される設定範囲の最小値である3秒を用いる。</p> <p>(c) 給水制御系の故障 原子炉の出力運転中に、給水制御器の誤動作等により、給水流量が急激に増加し、炉心入口サブクーリングが増加して、原子炉出力が上昇する事象を想定する。</p> <p>a) 給水流量は瞬時に定格流量の141%になるとする。</p> <p>b) 炉心流量は定格流量の105%と仮定する。</p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>6. 原子炉非常停止信号, 原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>原冷3. 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>3.1 原子炉再循環系(1) ポンプ</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>4.1 主蒸気系(7) 主要弁</p>	<p>・安全評価指針に基づき、保守的に設定したものであるため</p> <p>・解析に当たって、炉心流量を保守的に設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、起因事象を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(d) 原子炉圧力制御系の故障  <u>原子炉の出力運転中に、圧力制御系の故障等により、主蒸気流量が変化する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>圧力制御装置から最大出力信号が発生した場合を仮定する。</u></p> <p>b) <u>最大出力信号は、圧力制御装置の最大流量制限器により定格値の120%になるとする。</u></p> <p>c) <u>タービン入口圧力が0.69MPa低下すると、主蒸気隔離弁が閉止するとする。</u></p> <p>(e) 給水流量の全喪失  <u>原子炉の出力運転中に、給水制御器の故障又は給水ポンプのトリップにより、部分的な給水流量の減少又は全給水流量の喪失が起こり原子炉水位が低下する事象を想定する。</u></p> <p>a) <u>最も厳しい場合として、全給水流量の喪失を仮定する。</u></p> <p>b) <u>給水ポンプの慣性を考慮して、給水流量が完全に喪失するまでに5秒を要するとする。</u></p> <p>c) <u>原子炉隔離時冷却系の効果は考慮しない。</u></p> <p><u>解析は、原則として事象が収束し、支障なく冷態停止に至ることができると合理的に推定できる時点までとする。</u></p> <p><u>(※) サイクル期間中の炉心燃焼度変化及び燃料取替等により変動する値であり、設計上の制限値ではない。</u></p>			<ul style="list-style-type: none"> <li>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</li> <li>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</li> <li>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</li> <li>・安全評価指針に基づき、起因事象を設定したものであるため</li> <li>・安全評価指針に基づき、解析に当たって、実プラントの実績に基づき設定したものであるため</li> <li>・保守的に原子炉隔離時冷却系の効果を期待しないことを設定したものであるため</li> <li>・安全評価指針に基づき、解析期間を説明したものであるため</li> <li>・評価に用いる核的パラメータの取扱いについて説明したものであるため</li> </ul>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>ロ 設計基準事故</p> <p>事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>各評価事象の解析に当たって考慮する主要な安全機能に関する解析条件を以下に記述する。</p> <p>(i) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化</p> <p>a. 原子炉冷却材喪失</p> <p>原子炉の出力運転中に、何らかの原因により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、原子炉冷却材が系外に流出し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。</p> <p>(a) 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約 105% (熱出力 2,540MW)</p> <p>及び定格炉心流量の 105% で運転していたものとする。</p> <p>また、原子炉ドーム圧力の初期値は 7.17MPa[gage] とする。</p> <p>M CPR の初期値は、実際には通常運転時の熱的制限値 (1.25) よりも小さくなることはないが、沸騰水型原子炉の原子炉冷却材喪失解析において共通の値として用いられる値、1.19 とする。</p> <p>(b) 解析に用いる最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値である 44.0kW/m の 102% であるとする。</p> <p>また、燃料被覆管とペレット間のギャップ熱伝達係数は、燃焼期間中の変化を考慮して、解析結果を厳しくする値 (※) を用いる。</p>	<p>・原子炉の型式、熱出力及び基数※ (※本文三号に記載)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ハ(1)(iv)a. 最小限界出力比</p> <p>・ハ(1)(iv)b. 燃料棒最大線出力密度</p>	<p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>1. 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数 (減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数) 並びに減速材</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、評価に用いる想定事象を説明したものであるため</p> <p>・軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針について (以下「ECCS 性能評価指針」という。) に基づき、解析に当たって考慮する範囲を設定したものであるため</p>



発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c) <u>原子炉停止後の崩壊熱は、実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ式 (GE (平均) + 3σ) で計算される値を使用する。なお、この式はアクチニドの崩壊熱についても考慮している。</u></p> <p>(d) <u>事故発生と同時に外部電源が喪失するものとする。したがって、再循環ポンプは即時にトリップするものとする。</u></p> <p>(e) <u>原子炉冷却材喪失解析は、保守的に原子炉水位がレベル3 (スクラム水位) にある時から開始し、事故発生と同時に原子炉水位低 (レベル3) 信号で原子炉はスクラムするものとする。また、非常用炉心冷却系 (以下「ECCS」という。) 起動信号として、格納容器圧力高信号は、原子炉水位低 (レベル1H又は1) 信号よりも早く出ると考えられるが、保守的に原子炉水位低信号によってECCSが起動すると仮定する。</u></p> <p>(f) <u>原子炉停止機能の観点から安全保護系 (原子炉水位低 (レベル3) 信号スクラム) に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(g) <u>炉心冷却機能の観点からECCSネットワークに対する最も厳しい単一故障を仮定する。中小破断事故及び大破断事故のいずれの場合も最も厳しい単一故障は、高圧炉心スプレイ系の故障である。</u></p> <p>(h) <u>破断口からの冷却材の流出は、均質臨界流モデルを用いて計算する。</u></p> <p>(i) <u>逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能のみが作動すると仮定する。</u></p> <p>(j) <u>燃料被覆管温度の計算における燃料被覆管と冷却材間の熱伝達係数は、以下に示す相関式を用いる。</u></p> <p><u>9×9燃料 (A型) を装荷した炉心について</u></p> <p><u>核沸騰冷却</u>    <u>ボイド率の関数とする相関式</u></p> <p><u>膜沸騰冷却</u>    <u>噴霧流冷却の相関式と修正 Bromley の式をボイド率の関数として使用する相関式</u></p> <p><u>遷移沸騰冷却</u>    <u>核沸騰と膜沸騰の熱伝達係数を燃料被覆管過熱度で内挿した相関式</u></p> <p><u>蒸気冷却</u>        <u>Dittus-Boelter の式</u></p> <p><u>噴霧流冷却</u>      <u>Sun-Saha の式</u></p> <p><u>ぬれによる冷却</u>    <u>ぬれた後の熱伝達係数は Andersen のモデルに基づく</u></p>			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ECCS性能評価指針に基づき、崩壊熱を設定したものであるため</li> <li>・安全評価指針に基づき、外部電源の喪失を設定したものであるため</li> <li>・安全評価指針に基づき、保守的に設定したものであるため</li> <li>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</li> <li>・ECCS性能評価指針に基づき、流出量計算モデルを設定したものであるため</li> <li>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</li> <li>・ECCS性能評価指針に基づき、燃料被覆管の温度評価手法について、取扱いを説明したものであるため</li> </ul>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>9×9燃料(B型)を装荷した炉心について</p> <p>核沸騰冷却    ボイド率の関数とする相関式</p> <p>膜沸騰冷却    修正 Bromley の式と Dougall-Rohsenow の式をボイド率で内挿した相関式</p> <p>遷移沸騰冷却   核沸騰と膜沸騰の熱伝達係数を燃料被 覆管過熱度で内挿した相関式</p> <p>蒸気冷却       Dittus-Boelter の式</p> <p>(k) 燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応(以下「ジルコニ ウム-水反応」という。)による燃料被覆管の酸化量は, Baker- Just の式を用いて計算する。</p> <p>なお, 解析に用いた主要計算条件を以下に示す。</p> <p>炉心入口エンタルピー                      1.24MJ/kg</p> <p><b>炉心スプレイ系流量(定格値)</b> 1,050m<sup>3</sup>/h(高压炉心スプレイ系, 低压炉心スプレイ系ともポンプ1台 当たり), 各々原子炉压力容器(以下 「压力容器」という。)と水源との 差圧 1.38MPa, 0.78MPa において)</p> <p><b>低压注水系流量(定格値)</b> 1,136m<sup>3</sup>/h(ポンプ1台当たり), 压力容器と水源との差圧 0.14MPa に おいて)</p> <p><b>原子炉水位低(スクラム)設定点</b> 気水分離器下端から+16cm(レベル 3)</p>	<p>・ホ(3)(ii)a.(c) 高压炉心スプレイ系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(a) 低压炉心スプレイ系</p> <p>・ホ(4)(i) 残留熱除去系</p> <p>・へ(2)(i) 原子炉停止回路の種類</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6. 非常用炉心冷却設備その他原子炉注 水設備</p> <p>6.1 高压炉心スプレイ系(1)ポンプ</p> <p>6.2 低压炉心スプレイ系(1)ポンプ</p> <p>・設定根拠に関する説明書 高压炉心スプレイポンプ 低压炉心スプレイポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5. 残留熱除去設備</p> <p>5.1 残留熱除去系</p> <p>・設定根拠に関する説明書 残留熱除去ポンプ</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>6. 原子炉非常停止信号, 原子炉非常停 止に要する信号及び原子炉非常停止信号 を発信させない条件</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための 制御装置に係る制御方法に関する説明書</p>	<p>・ECCS性能評価指針に基づき, 燃料被 覆管の温度評価手法について, 取扱いを説 明したものであるため</p> <p>・炉心評価値に基づき, 保守的に設定したも のであるため</p> <p>・炉心評価値に基づき, 保守的に設定したも のであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p data-bbox="284 348 789 380">原子炉水位低（主蒸気隔離弁閉止）設定点</p> <p data-bbox="649 394 1062 470">気水分離器下端から-112cm（レベル2）</p> <p data-bbox="335 751 1074 827">原子炉水位低（高圧炉心スプレイ系及びそのディーゼル発電機起動）設定点</p> <p data-bbox="649 842 1062 917">気水分離器下端から-261cm（レベル1H）</p> <p data-bbox="335 1289 1074 1365">原子炉水位低（低圧炉心スプレイ系，低圧注水系及び非常用ディーゼル発電機起動，自動減圧系作動）設定点</p> <p data-bbox="649 1379 1062 1455">気水分離器下端から-381cm（レベル1）</p> <p data-bbox="261 1740 602 1772">b. 原子炉冷却材流量の喪失</p> <p data-bbox="284 1787 1074 1948">原子炉の出力運転中に，2台の再循環ポンプが何らかの原因でトリップすることにより，炉心流量が定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下して，炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。</p>	<p data-bbox="1107 348 1614 424">・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p data-bbox="1107 751 1614 827">・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p data-bbox="1107 1289 1614 1365">・へ(2) (ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p>	<p data-bbox="1650 348 2128 695">計測制御系統施設 (要目表) 7. 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p data-bbox="1650 751 2128 1234">計測制御系統施設 (要目表) 7. 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書 非常用電源設備 (基本設計方針) 2.1 非常用交流電源設備</p> <p data-bbox="1650 1289 2128 1772">計測制御系統施設 (要目表) 7. 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書 非常用電源設備 (基本設計方針) 2.1 非常用交流電源設備</p>	<p data-bbox="2175 1829 2724 1904">・安全評価指針に基づき，想定事象を説明したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a) <u>再循環ポンプ2台の駆動電源が、同時に喪失するものと仮定する。</u></p> <p>(b) <u>再循環ポンプ及び同駆動電動機の慣性定数の設計値は約4.5秒であるが、本解析では炉心流量の低下を厳しめに評価するよう4秒とする。</u></p> <p>(c) <u>初期炉心流量を定格流量の105%と仮定する。</u></p> <p>(d) <u>スクラム曲線は設計用スクラム曲線(第2図)を用いる。</u></p> <p>(e) <u>原子炉停止機能の観点から安全保護系(原子炉水位高の信号による主蒸気止め弁閉スクラム)に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(f) <u>逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能のみが作動すると仮定する。</u></p> <p>(g) <u>タービン・バイパス弁については、不作動を仮定する。</u></p> <p>(h) <u>ボイド係数は、9×9燃料(A型)を装荷した炉心については9×9燃料(A型)取替炉心の平衡サイクル初期時点の0.9倍の値(※)を、9×9(B型)を装荷した炉心については9×9燃料(B型)取替炉心の平衡サイクル初期時点の値の0.9倍の値(※)を用いる。</u></p> <p>(i) <u>ドップラ係数は、9×9燃料(A型)を装荷した炉心については9×9燃料(A型)取替炉心の平衡サイクル末期時点の0.9倍の値(※)を、9×9(B型)を装荷した炉心については9×9燃料(B型)取替炉心の平衡サイクル末期時点の値の0.9倍の値(※)を用いる。</u></p> <p>(j) その他の解析条件は、「イ、(2)解析条件」の記述と同じとする。</p> <p>c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着  <u>原子炉の出力運転中に、1台の再循環ポンプの回転軸が何らかの原因で固着することにより、炉心流量が急減して、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・発電用原子炉の型式、熱出力及び基数* (*本文三号に記載)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ハ(1)(iii) d. ボイド係数及びドップラ係数</p> <p>・ハ(1)(iii) d. ボイド係数及びドップラ係数</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>3. 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>3.1 原子炉再循環系</p> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>1. 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数(減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数)並びに減速材</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、起因事象を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a) <u>再循環ポンプの軸固着は、瞬時に起こるものと厳しく仮定する。</u></p> <p>(b) <u>再循環ポンプを含む再循環ループの流体の慣性を考慮する。</u></p> <p>(c) <u>初期炉心流量を定格流量の105%と仮定する。</u></p> <p>(d) <u>スクラム曲線は、設計用スクラム曲線(第2図)を用いる。</u></p> <p>(e) <u>原子炉停止機能の観点から安全保護系(原子炉水位高の信号による主蒸気止め弁閉スクラム)に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(f) <u>逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能のみが作動すると仮定する。</u></p> <p>(g) <u>タービン・バイパス弁については、不作動を仮定する。</u></p> <p>(h) <u>ボイド係数は、9×9燃料(A型)を装荷した炉心については9×9燃料(A型)取替炉心の平衡サイクル初期時点の0.9倍の値(※)を、9×9(B型)を装荷した炉心については9×9燃料(B型)取替炉心の平衡サイクル初期時点の値の0.9倍の値(※)を用いる。</u></p> <p>(i) <u>ドップラ係数は、9×9燃料(A型)を装荷した炉心については9×9燃料(A型)取替炉心の平衡サイクル末期時点の0.9倍の値(※)を、9×9(B型)を装荷した炉心については9×9燃料(B型)取替炉心の平衡サイクル末期時点の値の0.9倍の値(※)を用いる。</u></p> <p>(j) その他の解析条件は、「イ、(2)解析条件」の記述と同じとする。</p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・発電用原子炉の型式、熱出力及び基数* (*本文三号に記載)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ハ(1)(iii) d. ボイド係数及びドップラ係数</p> <p>・ハ(1)(iii) d. ボイド係数及びドップラ係数</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (基本設計方針)</p> <p>3. 原子炉冷却材再循環設備</p> <p>3.1 原子炉再循環系</p> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>1. 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数(減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数)並びに減速材</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、起因事象を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由								
<p>(ii) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化</p> <p>a. 制御棒落下</p> <p>原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動軸から分離した制御棒が炉心から落下し、急激な反応度投入と出力分布変化が生じる事象を想定する。</p> <p>(a) 初期条件</p> <p>解析は、9×9燃料（A型）を装荷した炉心及び9×9燃料（B型）を装荷した炉心における次の4種類の原子炉初期状態に対して行う。</p> <table border="1" data-bbox="281 709 905 877"> <tr> <td>サイクル初期</td> <td>低温時臨界状態</td> </tr> <tr> <td>サイクル初期</td> <td>高温待機時臨界状態</td> </tr> <tr> <td>サイクル末期</td> <td>低温時臨界状態</td> </tr> <tr> <td>サイクル末期</td> <td>高温待機時臨界状態</td> </tr> </table> <p>サイクル初期及び末期とも、低温状態では、出力は定格の<math>10^{-8}</math>、燃料ペレット温度<math>20^{\circ}\text{C}</math>で燃料エンタルピの初期値は<math>8\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2</math>であり、高温待機状態では、出力は定格の<math>10^{-6}</math>、燃料ペレット温度<math>286^{\circ}\text{C}</math>で燃料エンタルピの初期値は<math>75\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2</math>である。</p> <p>(b) 炉心入口流量</p> <p>原子炉起動時には、通常、制御棒引き抜き開始に先立ち、冷却材を循環させ、定格の約25～30%の炉心流量を得るが、定格の20%の炉心流量があるものと仮定する。</p> <p>(c) 落下制御棒価値及び落下速度</p> <p>落下制御棒価値は、制御棒価値ミニマイザの設計基準である<math>0.013\Delta k</math>とし、落下速度は制御棒落下速度リミッタによって制限される<math>0.95\text{m/s}</math>とする。落下制御棒の反応度曲線（※）は、制御棒価値やスクラム速度とあいまって、保守的な解析結果を与えるように設定されたものである。</p> <p>(d) スクラム条件</p> <p>原子炉のスクラムは、最大反応度価値を有する制御棒1本が全引き抜き位置に固着して挿入されないものとする。</p> <p>中性子束高スクラムは、定格出力の120%で動作するものとし、その動作遅れは0.09秒とする。スクラム曲線（※）は、制御棒価値やスクラム速度とあいまって、保守的な解析結果を与えるように設定されたものである。</p>	サイクル初期	低温時臨界状態	サイクル初期	高温待機時臨界状態	サイクル末期	低温時臨界状態	サイクル末期	高温待機時臨界状態	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ハ(1)(iii) c. 制御棒の最大反応度価値</li> <li>・ヘ(3)(i) c. 制御棒の構造</li> <li>・ヘ(3)(iii) 反応度制御能力</li> <li>・ヘ(2)(i) 原子炉停止回路の種類</li> </ul>	<p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・制御能力についての計算書</li> </ul> <p>計測制御系統施設 (基本設計方針)</p> <p>1.2 制御棒及び制御棒駆動水圧系 計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>6. 原子炉非常停止信号、原子炉非常停止信号に要する信号及び原子炉非常停止</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</li> <li>・「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する審査指針」（以下「RIA指針」という。）に基づき、評価に当たって考慮する範囲を設定したものであるため</li> <li>・炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため</li> <li>・炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため</li> <li>・炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため</li> <li>・炉心評価値に基づき、保守的に設定したものであるため</li> </ul>
サイクル初期	低温時臨界状態										
サイクル初期	高温待機時臨界状態										
サイクル末期	低温時臨界状態										
サイクル末期	高温待機時臨界状態										

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由														
<p>(e) <u>安全保護系（中性子束高スクラム（中間領域計装））は保守的に動作しないものとする。さらに、原子炉停止機能の観点から安全保護系（中性子束高スクラム（平均出力領域計装））に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(f) <u>逃がし安全弁については、安全弁機能より逃がし弁機能が先に作動するが、安全弁機能のみが作動すると仮定する。</u></p> <p>(g) ドップラ係数（※） <u>事故に伴う原子炉出力の急上昇はドップラ効果のみで抑えられるとし、冷却材温度及びボイドの効果は考慮しない。冷却材温度及びボイドの効果を検討すると、事故の解析結果は緩やかになる。解析に使用したドップラ係数は、9×9燃料取替炉心の平衡サイクルの値を用いる。</u></p> <p>(h) ペレット-燃料被覆管ギャップ熱伝達係数 <u>ギャップ熱伝達係数は、Ross &amp; Stoute の関係式により計算する。</u> <u>なお、燃料被覆管がその降伏応力に達したときは、その時点で、固体接触熱伝達係数は一定として取り扱う。</u></p> <p>(i) 燃料被覆管-冷却材熱伝達係数 <u>燃料被覆管と冷却材間の熱伝達係数は、以下に示す関係式を使用する。</u>  <table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 50%;"><u>単相強制対流</u></td> <td><u>Dittus-Boelter の式</u></td> </tr> <tr> <td><u>核沸騰状態</u></td> <td><u>Jens-Lottes の式</u></td> </tr> <tr> <td><u>膜沸騰状態</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td style="padding-left: 20px;"><u>高温待機時</u></td> <td><u>Dougall-Rohsenow の式</u></td> </tr> <tr> <td style="padding-left: 20px;"><u>低温時</u></td> <td><u>NSRRの実測データに基づいて導出された熱伝達相関式</u></td> </tr> </table> <u>なお、解析では、一度膜沸騰に達すると最後まで膜沸騰が持続すると仮定する。</u></p> <p>(j) 限界熱条件の判定 <u>燃料被覆管から冷却材への熱伝達が核沸騰から膜沸騰に移行する時点の判定は、以下による。</u>  <table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 50%;"><u>高温待機時</u></td> <td><u>沸騰遷移相関式でMCPRが1.07</u></td> </tr> <tr> <td><u>低温時</u></td> <td><u>Rohsenow-Griffith の式及び Kutateladze の式</u></td> </tr> </table> </p>	<u>単相強制対流</u>	<u>Dittus-Boelter の式</u>	<u>核沸騰状態</u>	<u>Jens-Lottes の式</u>	<u>膜沸騰状態</u>		<u>高温待機時</u>	<u>Dougall-Rohsenow の式</u>	<u>低温時</u>	<u>NSRRの実測データに基づいて導出された熱伝達相関式</u>	<u>高温待機時</u>	<u>沸騰遷移相関式でMCPRが1.07</u>	<u>低温時</u>	<u>Rohsenow-Griffith の式及び Kutateladze の式</u>	<p>・ハ(1)(iii)d. 減速材ボイド係数及びドップラ係数</p>	<p>信号を発信させない条件 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>【既工認】 ・制御能力についての計算書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、単一故障及び保守的な条件を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・解析結果が厳しくなるように設定したものであるため</p> <p>・ギャップ熱伝達係数の計算方法を設定したものであるため</p> <p>・RIA指針に基づき、燃料被覆管と冷却材間の熱伝達係数について設定したものであるため</p> <p>・RIA指針に基づき、限界熱条件の判定について設定したものであるため</p>
<u>単相強制対流</u>	<u>Dittus-Boelter の式</u>																
<u>核沸騰状態</u>	<u>Jens-Lottes の式</u>																
<u>膜沸騰状態</u>																	
<u>高温待機時</u>	<u>Dougall-Rohsenow の式</u>																
<u>低温時</u>	<u>NSRRの実測データに基づいて導出された熱伝達相関式</u>																
<u>高温待機時</u>	<u>沸騰遷移相関式でMCPRが1.07</u>																
<u>低温時</u>	<u>Rohsenow-Griffith の式及び Kutateladze の式</u>																





発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(iii) 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損</p> <p><u>原子炉の通常運転時に、何らかの原因で気体廃棄物処理系（以下「オフガス系」という。）の一部が破損し、ここに貯留されていた放射性希ガス（以下「希ガス」という。）が環境に放出される事象を想定する。</u></p> <p>(a) <u>希ガス放出量が大きくなる破損箇所としては活性炭式希ガス・ホールドアップ塔（以下「ホールドアップ塔」という。）第1塔の入口配管及び空気抽出器の出口配管が考えられるが、ここでは希ガスの減衰時間が短く希ガスの環境への放出がより大きくなる空気抽出器出口配管での破損を考えるものとする。</u></p> <p>(b) <u>破損が生じた時点における空気抽出器からの希ガスの放出率は、運転上許容される最大値である <math>1.11 \times 10^{10}</math> Bq/s（30分減衰換算値）とする。</u></p> <p>(c) <u>オフガス系に貯留されていた希ガスの破損箇所からの放出量は、隔離時間を考慮して厳しくなるように評価し、ホールドアップ塔第1塔で貯留されていた希ガスの10%が放出されるものとする。</u></p> <p>(d) <u>空気抽出器及び破損箇所は、排気筒モニタによって事故を検知するのに要する時間及び放射能閉じ込め機能の観点から、オフガス系隔離弁に単一故障を仮定した上で隔離操作に要する時間を十分に見込んだ時間後に隔離されるものとし、更に保守的に余裕を考慮し事故後30分以内には隔離されないものとする。したがって、事故後30分間は空気抽出器からの希ガスの放出を考慮する。炉心内で発生した希ガスが空気抽出器の出口に到達するまでに減衰する効果は安全側に無視するものとする。</u></p> <p>(e) <u>環境への希ガスの放出は、評価結果が厳しくなるタービン建物換気系作動を仮定して評価する。</u></p> <p>(f) <u>大気中に放出される希ガスは、タービン建物換気系の作動を考慮するので排気筒から放出されるものとする。放出された希ガスによる敷地境界外のγ線空気カーマは、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量に乗じて求める。</u></p>			<ul style="list-style-type: none"> <li>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</li>   <li>・安全評価指針に基づき、破損箇所を設定したものであるため</li>   <li>・安全評価指針に基づき、放射性気体廃棄物処理施設における希ガスの貯蔵量及び放出条件を設定したものであるため</li>   <li>・発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき、相対線量の設定方法を説明したものであるため</li> </ul>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>b. 主蒸気管破断</p> <p>原子炉の出力運転中に、何らかの原因により原子炉格納容器(以下「格納容器」という。)外で主蒸気管が破断することで、破断口から冷却材が流出し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>(a) 原子炉は事故発生直前まで定格出力の約 105% (熱出力 2,540MW) で十分長時間 (2,000 日) 運転していたものとし、炉心流量は定格流量の 105%とする。また原子炉ドーム圧力の初期値は 7.17MPa[gage]とする。MCPRの初期値は実際には通常運転時の熱的制限値(1.25)よりも小さくなることはないが、「(i) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化, a. 原子炉冷却材喪失」で用いているものと同じ値を用いることとし、1.19とする。</p> <p>(b) 4本の主蒸気管のうち1本が格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定し、流出冷却材量の評価に当たっては破断口までの摩擦損失を考慮しない。</p> <p>(c) 主蒸気隔離弁は、主蒸気管流量大の信号により 0.5 秒の動作遅れ時間を含み、事故後 5.5 秒で全閉するものとする。</p> <p>(d) 流出流量は、主蒸気流量制限器により定格流量の 200%に制限されるとする。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮しないものとする。</p> <p>(e) 臨界流の計算には、Moody の臨界流モデルを使用する。</p> <p>(f) 事故発生と同時に外部電源が喪失するものとする。したがって、再循環ポンプは即時にトリップするものとする。</p> <p>(g) 原子炉停止機能の観点から安全保護系(主蒸気管流量大の信号による主蒸気隔離弁閉スクラム)に単一故障を仮定する。</p>	<p>・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* (*本文三号に記載)</p> <p>・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</p> <p>・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</p>	<p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>1. 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数(減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ポイド係数及び出力反応度係数)並びに減速材</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>4.1 主蒸気系</p> <p>(7) 主要弁</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に関わる制御方法に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4. 原子炉冷却材の循環設備</p> <p>4.1 主蒸気系</p> <p>(5) 主蒸気流量制限器</p>	<p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、流量制限器の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・ECCS性能評価指針に基づき、臨界流の計算モデルを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(h) <u>事故発生時の冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度である <math>1.4 \times 10^3 \text{Bq/g}</math> に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。気相中の放射性ハロゲン（以下「ハロゲン」という。）の濃度は、液相中の濃度の 2% とする。</u></p> <p>(i) <u>事故発生後、新たに燃料棒の破損は生じないので、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕をみた値である <math>3.7 \times 10^{13} \text{Bq}</math> とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについては放射性よう素（以下「よう素」という。）の 2 倍の放出があるものとする。</u></p> <p>(j) <u>主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例して放出されるものとするが、主蒸気隔離弁までの到達時間を考慮し、追加放出された核分裂生成物が主蒸気隔離弁閉止までに破断口から放出されることはないものとする。</u></p> <p>(k) <u>主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては、原子炉圧力の低下に伴い徐々に冷却材中へ放出されるものとする。</u></p> <p>(l) <u>燃料棒から追加放出されるよう素のうち有機よう素は 4% とし、残りの 96% は無機よう素とする。</u></p> <p>(m) <u>燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち、希ガスはすべて瞬時に気相部に移行するものとする。有機よう素のうち、10% は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素から分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は 2% とする。</u></p> <p>(n) <u>放射能閉じ込め機能の観点から、主蒸気隔離弁に単一故障を仮定するとして、8 個の主蒸気隔離弁のうち 1 個が閉止しないものとし、閉止した 7 個の主蒸気隔離弁から蒸気が漏えいするものとする。各主蒸気隔離弁の閉止直後の漏えい率は、設計漏えい率 <math>10\%/d</math>（逃がし安全弁の最低設定圧力において、圧力容器気相体積に対し、飽和蒸気で）とし、4 本の主蒸気管で 7 個閉止という条件を考慮して全体で <math>30\%/d</math> の漏えい率とする。その後の漏えい率は、原子炉の圧力及び温度に依存して変化するものとする。</u></p> <p>(o) <u>主蒸気隔離弁閉止後、逃がし安全弁等を通して崩壊熱相当の蒸気がサブプレッション・プール水中に移行するものとし、その蒸気流量は圧力容器気相体積の 300 倍/d とする。この蒸気に含まれる</u></p>	<p>・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4. 原子炉冷却材の循環設備 4.1 主蒸気系 (7) 主要弁</p>	<p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・主蒸気隔離弁の設計漏えい率 <math>10\%/d</math> に対して、1 個の単一故障を考慮して保守的に設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、蒸気量を評価したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p><u>核分裂生成物は、被ばくには寄与しないものとする。</u></p> <p>(p) <u>主蒸気隔離弁閉止後、原子炉圧力は、逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系によって 24 時間で直線的に大気圧にまで減圧され、主蒸気系からの漏えいは停止するものとする。</u></p> <p>(q) <u>タービン建物内に放出された有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲン等は 50%が床、壁等に沈着するものとする。希ガス及び有機よう素に関してはこの効果は考えないものとする。</u></p> <p>(r) <u>主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された核分裂生成物を均一に含む蒸気雲になるものと仮定する。</u></p> <p>(s) <u>主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気系から漏えいした核分裂生成物は、大気中に地上放散するものとする。</u></p> <p>(t) <u>主蒸気隔離弁閉止前に放出された核分裂生成物を含む冷却材は、高温低湿状態の外気中で完全蒸発し、半球状の蒸気雲を形成するものとする。この場合、蒸気雲が小さいほど実効線量が高くなり、外気条件として温度が高く、相対湿度が低いほど蒸気雲は小さくなる。本評価では、蒸気雲の大きさを求めるに当たり、温度として 35℃、相対湿度として 35%を用いる。</u></p> <p>(u) <u>この半球状の蒸気雲は、短時間放出を考慮して風下方向に 1 m/s の速度で移動するものとする。</u></p> <p>(v) <u>主蒸気隔離弁閉止後、主蒸気隔離弁を通して大気中へ放出される核分裂生成物による敷地境界外の地表空气中濃度は、現地における 2009 年 1 月から 2009 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</u></p> <p><u>また、敷地境界外の希ガス及びハロゲン等による <math>\gamma</math> 線空気カーマは、現地における 2009 年 1 月から 2009 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガス及びハロゲン等の全放出量を乗じて求める。</u></p> <p><u>なお、よう素以外のハロゲン等の内部被ばくによる実効線量は、よう素の内部被ばくによる実効線量に比べて十分小さいためその評価は省略する。</u></p>			<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力の計算手法について説明したものであるため</li>   <li>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</li>   <li>・気象指針に基づき、相対濃度及び相対線量の設定方法を説明したものであるため</li>   <li>・解析に当たって、よう素以外のハロゲン等の実効線量の取扱いを設定したものであるため</li> </ul>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>c. 燃料集合体の落下</p> <p>原子炉の燃料交換時に、燃料取替機の故障、破損等により燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</p> <p>(a) 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が<u>定格出力の約105% (熱出力 2,540MW)</u>で十分長時間 (2,000 日) 運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力燃料集合体について行う。</p> <p>(b) 燃料取替作業は、原子炉停止後適切な冷却及び所要作業期間 (1 日) 後に行われるものとし、原子炉停止後の放射能の減衰は考えるものとする。</p> <p>(c) 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、最大出力燃料集合体であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス 10%、よう素 5% とする。</p> <p>(d) 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉建物原子炉棟 (以下「原子炉棟」という。) の空气中へ放出されるものとする。</p> <p>(e) 燃料取替作業は原子炉停止 1 日後としており、燃料及び冷却材温度は低下しているので、放出されたよう素のうち 1% は有機状とし、すべて原子炉棟内に移行するものとする。</p> <p>(f) 水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は 500 とする。</p> <p>(g) <u>燃料取替階放射線高の信号により非常用ガス処理系が起動するものとする。</u></p>	<p>・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* (*本文三号に記載)</p> <p>・へ(2)(ii)その他の主要な安全保護回路の種類</p>	<p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>1. 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数 (減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数) 並びに減速材</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>7. 工学的安全施設等の起動信号、工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・実プラント運用を保守的に設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(h) <u>非常用ガス処理系よう素用チャコール・フィルタのよう素総合除去効率は、設計値 99.97%を用いるものとする。</u></p> <p>(i) <u>非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値（1回/d）とする。</u></p> <p>(j) <u>原子炉棟内に放出された核分裂生成物は、非常用ガス処理系で処理された後、排気管から大気中に放出されるものとする。</u></p> <p>(k) <u>放射能閉じ込め機能の観点から、非常用ガス処理系に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(l) <u>敷地境界外の地表空気中濃度は、現地における 2009 年 1 月から 2009 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>(m) <u>敷地境界外の希ガスによる <math>\gamma</math> 線空気カーマは、現地における 2009 年 1 月から 2009 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>d. 原子炉冷却材喪失  <u>「(i) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化, a. 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</u></p> <p>(a) <u>原子炉は、事故直前まで定格出力の約 105% (熱出力 2,540MW) で十分長時間 (2,000 日) 運転されていたものとする。</u></p>	<p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p> <p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p> <p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p> <p>・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* (*本文三号に記載)</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表)  (7.1) 非常用ガス処理系  タ フィルター (常設)</p> <p>・設定根拠に関する説明書  非常用ガス処理系排風機</p> <p>原子炉格納施設 (基本設計方針)  3.3.1 非常用ガス処理系</p> <p>原子炉本体 (要目表)  1. 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数 (減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ポイド係数及び出力反応度係数) 並びに減速材  【既工認】  ・熱出力計算書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・気象指針に基づき、相対濃度及び相対線量の設定方法を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b) <u>事故発生時の冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度である <math>1.4 \times 10^3 \text{Bq/g}</math> に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。</u></p> <p>(c) <u>事故発生後新たに燃料棒の破損は生じないので、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕をみた値である <math>3.7 \times 10^{13} \text{Bq}</math> とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の2倍の放出があるものとする。</u></p> <p>(d) <u>燃料棒から格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。</u></p> <p>(e) <u>無機よう素については、50%が格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。さらに、無機よう素が格納容器スプレイ水によって除去され、あるいはサプレッション・プール水に溶解する割合は、無機よう素については分配係数で示して100とする。有機よう素及び希ガスについてはこれらの効果を無視するものとする。</u></p> <p>(f) <u>格納容器内での核分裂生成物の自然崩壊を考慮する。</u></p> <p>(g) <u>格納容器の漏えい率は、設計上定められた最大値 (0.5%/d) で一定とする。</u>  <u>なお、ECCSにより格納容器外へ導かれたサプレッション・プール水の漏えいによる核分裂生成物の放出量は、格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく、有意な寄与はないため実効線量の評価を省略する。</u></p> <p>(h) <u>通常運転時に作動している原子炉棟換気系は、原子炉水位低、格納容器圧力高又は原子炉棟排気放射線高の信号により非常用ガス処理系に切り替えられるものとする。核分裂生成物が原子炉棟において、床、壁等に沈着することによる除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。</u></p> <p>(i) <u>非常用ガス処理系よう素用チャコール・フィルタのよう素総合除去効率は、設計値 99.97%を用いるものとする。</u></p>	<p>・リ(2)原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <p>1. 原子炉格納容器 (1)原子炉格納容器本体 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>7. 工学的安全施設等の起動信号、工学的安全施設等の起動に要する工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <p>(7.1) 非常用ガス処理系 タ フィルター (常設)</p>	<p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、原子炉格納容器内の核分裂生成物の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、サプレッションチェンバ内のプール水の漏えいによる核分裂生成物の放出量を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(j) <u>非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値（1回/d）とする。</u></p> <p>(k) <u>原子炉棟内の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量の評価に当たっては、格納容器から原子炉棟内に漏えいした核分裂生成物がすべて原子炉棟内に均一に分布するものとする。</u> <u>なお、格納容器内の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャイン線は、原子炉一次しゃへい等により十分遮へいされており、実効線量の評価において有意な寄与はないため原子炉棟内の線源としては除外する。</u></p> <p>(l) <u>事故の評価期間は、格納容器内圧が格納容器からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間（ここでは安全側に無限期間）とする。</u></p> <p>(m) <u>格納容器から原子炉棟内に漏えいした核分裂生成物は、非常用ガス処理系で処理された後、排気管から大気中へ放出されるものとする。</u></p> <p>(n) <u>放射能閉じ込め機能の観点から、非常用ガス処理系に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(o) <u>敷地境界外の地表空气中濃度は、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>(p) <u>敷地境界外の希ガスによるγ線空気カーマは、現地における2009年1月から2009年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>(q) <u>直接線及びスカイシャイン線による実効線量は、原子炉棟内の核分裂生成物によるγ線積算線源強度を用い、原子炉建物の遮へい効果を考慮して求める。</u></p> <p>e. 制御棒落下  <u>「(ii) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化, a. 制御棒落下」で想定した制御棒落下の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。</u></p>	<p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p> <p>・リ(4)(ii)非常用ガス処理系</p>	<p>・設定根拠に関する説明書 非常用ガス処理系排風機</p> <p>原子炉格納施設 (基本設計方針) 3.3.1 非常用ガス処理系</p>	<p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価期間を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・気象指針に基づき、相対濃度及び相対線量の設定方法を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、原子炉棟内の核分裂生成物の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p>



発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a) <u>本事故による燃料棒の燃料被覆管の破損本数が最大となるのは、サイクル初期の高温待機状態で事故が発生した場合であり、炉心の全燃料棒に対する破損燃料棒割合は約 2.9%であるが保守的に 3%として解析する。</u></p> <p>(b) <u>原子炉は高温待機状態にあり、事故発生 30 分前まで定格出力の約 105% (熱出力 2,540MW) で十分長時間 (2,000 日) 運転されていたものとする。</u></p> <p>(c) <u>事故時の主蒸気流量は定格の 5%とする。</u></p> <p>(d) <u>破損した燃料棒を有する燃料集合体に含まれる核分裂生成物の量は、最大出力の燃料集合体に含まれる量と同じであるとする。</u></p> <p>(e) <u>破損した燃料棒からは、燃料ギャップ中の核分裂生成物の全量が冷却材中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ中の核分裂生成物の存在量については、最大出力燃料集合体と同等であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス 10%、よう素 5%とする。</u></p> <p>(f) <u>破損した燃料棒から放出された希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行するものとする。</u></p> <p>(g) <u>破損した燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は 4%とし、残りの 96%は無機よう素とする。有機よう素のうち 10%は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素から分解したよう素及び無機よう素が気相部にキャリーオーバーされる割合は 2%とする。</u></p> <p>(h) <u>主蒸気隔離弁は、主蒸気管放射線高の信号により 0.5 秒の動作遅れ時間を含み 5.5 秒で全閉するものとする。</u></p> <p>(i) <u>復水器へ移行した核分裂生成物のうち、無機よう素の 50%は沈着するものとし、気相中の残りの核分裂生成物は、復水器及びタービンの自由空間に対し 0.5%/d の漏えい率でタービン建物内へ漏えいするものとする。</u></p> <p>(j) <u>タービン建物内に漏えいした核分裂生成物については、タービン建物換気系が作動しているものとし、これにより排気筒から大気中に放出されるものとする。</u></p>	<p>・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* (*本文三号に記載)</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>1. 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数(減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ポイド係数及び出力反応度係数)並びに減速材</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4.1 主蒸気系(7)主要弁</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に関わる制御方法に関する説明書</p> <p>放射線管理施設 (基本設計方針)</p> <p>2.2.4 タービン建物空調換気系</p>	<p>・事象進展解析結果を保守的に設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、核分裂生成物のタービン建物内への漏えい率を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(k) <u>放射能閉じ込め機能の観点から、主蒸気隔離弁に単一故障を仮定する。</u></p> <p>(l) <u>敷地境界外の地表空气中濃度は、現地における 2009 年 1 月から 2009 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>(m) <u>敷地境界外の希ガスによる <math>\gamma</math> 線空気カーマは、現地における 2009 年 1 月から 2009 年 12 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。</u></p> <p>(iv) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化</p> <p>a. 原子炉冷却材喪失</p> <p>「(i) <u>原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化、a. 原子炉冷却材喪失</u>」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、格納容器内の圧力、温度が異常に上昇する事象を想定する。</p> <p>(a) <u>原子炉は、事故発生直前まで定格出力の約 105% (熱出力 2,540MW) で運転していたものとする。</u></p> <p>(b) <u>事故発生と同時に外部電源が喪失するものとする。したがって、再循環ポンプは即時にトリップする。</u></p> <p>(c) <u>破断口からの冷却材の流出は、Moody の臨界流モデルを用いて計算する。</u></p> <p>(d) <u>事故発生直前のドライウェル温度、サプレッション・プール水温度及び格納容器内圧力は、それぞれ 57°C、35°C 及び 5 kPa [gage] とする。</u></p> <p>(e) <u>残留熱除去系の格納容器冷却モード (格納容器冷却系) への手動切替操作の完了は、10 分間の時間的余裕、操作に要する時間等を適切に見込んで事故後 15 分とする。</u></p> <p>(f) <u>格納容器冷却系に単一故障を仮定する。</u></p>	<p>・発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* (*本文三号に記載)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>1. 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数 (減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数) 並びに減速材</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p> <p>・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p>	<p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・気象指針に基づき、相対濃度及び相対線量の設定方法を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・ECCS 性能評価指針に基づき、流出量計算モデルを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、判断時間及び操作時間を考慮して運転員の操作を想定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>b. 可燃性ガスの発生</p> <p>「(i) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化, a. 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に, 可燃性ガスが発生する事象を想定する。</p> <p>(a) <u>原子炉は事故発生直前まで定格出力の約 105% (熱出力 2,540MW) で運転していたものとする。</u></p> <p>(b) <u>事故発生と同時に外部電源が喪失するものとする。</u></p> <p>(c) <u>ジルコニウム-水反応による水素の発生量は, 原子炉冷却材喪失解析による発生量の 5 倍, 又は燃料被覆管の表面から 5.8μm の厚さが反応した場合に相当する量のいずれか大きいほうとし, 解析では燃料被覆管の表面から 5.8μm の厚さが反応した場合に相当する量とする。なお, これは 9×9 燃料 (A 型) で燃料被覆管全量の 0.88%, 9×9 燃料 (B 型) で燃料被覆管全量の 0.89% に相当する量である。</u></p> <p>(d) <u>窒素ガス制御系により事故前の格納容器内の酸素濃度は 4.0vol% 以下としているが, 解析では 4.0vol% とする。</u></p> <p>(e) <u>事故前に冷却材中に溶存している水素, 酸素の寄与は非常に少ないので, 事故後の格納容器内の水素, 酸素濃度の評価では無視する。</u></p> <p>(f) <u>原子炉冷却材喪失解析結果から事故時に燃料棒の破裂が生じないので, 核分裂生成物はすべて燃料棒中にとどまるが, 解析ではハロゲンの 50% 及び固形分の 1% が格納容器内の水の液相中に存在するものとする。さらに, 他の核分裂生成物は, 希ガスを除き, すべて燃料棒中に存在するものとする。</u></p> <p>(g) <u>放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスの発生割合 (G 値) は, それぞれ沸騰状態では 0.4 分子/100eV, 0.2 分子/100eV, 非沸騰状態では 0.25 分子/100eV, 0.125 分子/100eV とする。</u></p>	<p>・発電用原子炉の形式, 熱出力及び基数* (*本文三号に記載)</p>	<p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>1. 炉型式, 定格熱出力, 過剰反応度及び反応度係数 (減速材温度係数, 燃料棒温度係数, 減速材ポイド係数及び出力反応度係数) 並びに減速材</p> <p>【既工認】</p> <p>・熱出力計算書</p>	<p>・安全評価指針に基づき, 想定事象を説明したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき, 外部電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき, 水素の発生量を設定したものであるため</p> <p>・格納容器内の酸素濃度を設定したものであるため</p> <p>・冷却材中に溶存している水素, 酸素の寄与は非常に少ないので, 評価では無視することを説明したものであるため</p> <p>・冷却材中に溶存している水素, 酸素の寄与は非常に少ないので, 評価では無視することを説明したものであるため</p> <p>・電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」(昭和61年~62年)に基づき, 評価上設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(h) <u>ドライウェルから可燃性ガス濃度制御系への吸込み流量は255m<sup>3</sup>/h (1系統当たり)とする。</u></p> <p><u>可燃性ガス濃度制御系で処理されたガスは、すべてサプレッション・チェンバに戻るものとする。</u></p> <p>(i) <u>可燃性ガス濃度制御系は、事故後 3.5 時間で作動し、同時に系統機能を発揮するものとする。</u></p> <p>(j) <u>可燃性ガス濃度制御系の水素ガス及び酸素ガスの再結合効率を95%とする。</u></p> <p>(k) <u>放射能閉じ込め機能の観点から可燃性ガス濃度制御系に単一故障を仮定する。</u></p> <p><u>解析は、原則として事象が収束し、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点までとする。</u></p> <p>(※) <u>サイクル期間中の炉心燃焼度変化及び燃料取替等により変動する値であり、設計上の制限値ではない。</u></p>	<p>・リ(3)(i)a. (a) 可燃性ガス濃度制御系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表) (7.2) 可燃性ガス濃度制御系 ヲ ブロワ (常設)</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) (7.2) 可燃性ガス濃度制御系 ヲ 再結合装置 (常設)</p>	<p>・安全評価指針に基づき、評価上仮定した条件であるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、単一故障を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、解析期間を説明したものであるため</p> <p>・評価に用いる核的パラメータの取扱いについて説明したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>ハ 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故 事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果</p> <p>(2) 有効性評価 (ii) 解析条件 有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。この際、解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ並びに運転員及びその他の緊急時対策要員（以下「運転員等」という。）操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。</p> <p>a. 主要な解析条件 (a) 評価に当たって考慮する事項 (a-1) 安全機能の喪失に対する仮定 <u>有効性評価で対象とする事象に応じ、適切に安全機能の喪失を考慮する。</u></p> <p>(a-2) 外部電源に対する仮定 <u>重大事故等に対する対策の有効性評価に当たっては、外部電源の有無の影響を考慮する。</u></p> <p>(a-3) 単一故障に対する仮定 <u>重大事故等は、設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。</u></p> <p>(a-4) 運転員等の操作時間に対する仮定 <u>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、適切な時間余裕を設定する。</u> <u>また、現場操作に必要な時間は、操作場所までのアクセスルート</u> <u>の状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき設定する。</u></p>			<p>・ 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（以下「有効性評価ガイド」という。）に基づき設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b) 共通解析条件</p> <p>(b-1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(b-1-1) 初期条件</p> <p>(b-1-1-1) 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く事故シーケンスグループにおいて用いる条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉熱出力の初期値は、定格値 (2,436MWt) を用いるものとする。</li> <li>原子炉圧力の初期値は、定格値 (6.93MPa[gage]) を用いるものとする。</li> <li>炉心流量の初期値は、定格値である 100%流量 (35.6 × 10<sup>3</sup>t/h) を用いるものとする。</li> <li>炉心に関する条件は 9 × 9 燃料 (A型) を装荷した平衡サイクル等を想定した値を用いるものとし、燃料ペレット、燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</li> <li>原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線を使用する。また、使用する崩壊熱は燃焼度 33GWd/t の条件に対応したものとする。</li> <li>燃料棒の最大線出力密度は、44.0kW/m を用いるものとする。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* (*本文三号に記載)</li> </ul> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ハ(2) (iii) 燃料要素の構造, (iv) 燃料集合体の構造</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>ハ(1) (iv) b. 燃料棒最大線出力密度</li> </ul>	<p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>1. 炉型式, 定格熱出力, 過剰反応度及び反応度係数 (減速材温度係数, 燃料棒温度係数, 減速材ボイド係数及び出力反応度係数) 並びに減速材</p> <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>熱出力計算書</li> </ul> <p>【既工認】 (要目表)</p> <p>1. 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類, 純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力, 温度及び流量</p> <p>【既工認】 (要目表)</p> <p>1. 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類, 純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力, 温度及び流量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>熱出力計算書</li> </ul> <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>熱出力計算書</li> </ul> <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>熱出力計算書</li> </ul>	<p>炉心及び燃料形状の取扱いを設定したものであるため</p> <p>ECCS性能評価指針に基づき、崩壊熱を設定したものであるため。また、実績値に対し、保守的に設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</u></li> <li>・ <u>原子炉格納容器の容積について、ドライウエル空間部は7,900m<sup>3</sup>、サブプレッション・チェンバ空間部は4,700m<sup>3</sup>、サブプレッション・チェンバ液相部は2,800m<sup>3</sup>を用いるものとする。</u></li> <li>・ <u>原子炉格納容器の初期温度について、ドライウエル空間部温度は57℃、サブプレッション・プール水温度は35℃を用いるものとする。また、原子炉格納容器の初期圧力は5 kPa[gage]を用いるものとする。</u></li> <li>・ <u>サブプレッション・プールの初期水位は、3.61mを用いるものとする。</u></li> <li>・ <u>真空破壊装置の作動条件は、3.43kPa（ドライウエルーサブプレッション・チェンバ間差圧）を用いるものとする。</u></li> <li>・ <u>外部水源の温度は、35℃とする。</u></li> <li>・ <u>原子炉圧力容器、</u></li> <li><u>原子炉格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</u></li> <li>(b-1-1-2) 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において用いる条件</li> <li>・ <u>原子炉熱出力の初期値は、定格値（2,436MWt）を用いるものとする。</u></li> <li>・ <u>原子炉圧力の初期値は、定格値（6.93MPa[gage]）を用いるものとする。</u></li> </ul>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ハ(4)(i)構造</li> <li>・ リ(1)原子炉格納容器の構造</li> <li>・ 発電用原子炉の形式、熱出力及び基数* (*本文三号に記載)</li> </ul> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</li> </ul> <p>原子炉本体 (要目表) 7. 原子炉圧力容器</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 1. 原子炉格納容器 (1) 原子炉格納容器本体</p> <p>原子炉本体 (要目表) 1. 炉型式、定格熱出力、過剰反応度及び反応度係数（減速材温度係数、燃料棒温度係数、減速材ボイド係数及び出力反応度係数）並びに減速材 【既工認】 ・ 熱出力計算書</p> <p>【既工認】（要目表） 1. 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類、純度並びに原子炉本体の入口及び出口</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉の運転状態を設定したものであるため</li> <li>・ 原子炉の運転状態を設定したものであるため</li> <li>・ 解析上、作動条件を設定したものであるため</li> <li>・ 解析上、外部水源の温度を設定したものであるため</li> </ul>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心流量の初期値は、定格値である 100%流量 (35.6 × 10<sup>3</sup>t/h) を用いるものとする。</li>   <li>・ 主蒸気流量の初期値は、定格値 (4.74 × 10<sup>3</sup>t/h) を用いるものとする。</li>   <li>・ 給水温度の初期値は約 214℃とする。</li>   <li>・ 炉心に関する条件は圧力上昇によるボイドの減少により印加される正の反応度を厳しく評価するため、絶対値の大きい 9 × 9 燃料 (A型) 及び MOX 燃料 228 体を装荷した平衡サイクルを想定した値を用いるものとし、燃料ペレット、燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は 9 × 9 燃料 (A型)、9 × 9 燃料 (B型)、MOX 燃料の熱水力特性はほぼ同等であることから、代表的に 9 × 9 燃料 (A型) の設計値を用いるものとする。</li> <li>・ 燃料の最小限界出力比は、1.25 を用いるものとする。</li> <li>・ 燃料棒の最大線出力密度は、44.0kW/m を用いるものとする。</li> <li>・ 動的ボイド係数 (減速材ボイド係数を遅発中性子発生割合で除した値) はサイクル末期の値の 1.25 × 1.02 倍、動的ドップラ係数 (ドップラ係数を遅発中性子発生割合で除した値) はサイクル末期の値の 0.9 × 0.99 倍を用いるものとする。</li> </ul>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ホ(1)(iii) 冷却材の温度及び圧力</li>   <li>・ ハ(2)(iii) 燃料要素の構造, (iv) 燃料集合体の構造</li>   <li>・ ハ(1)(iv)a. 最小限界出力比</li>   <li>・ ハ(1)(iv)b. 燃料棒最大線出力密度</li>   <li>・ ハ(1)(iii)d. ボイド係数及びドップラ係数</li> </ul>	<p>の圧力, 温度及び流量</p> <p>【既工認】 (要目表)</p> <p>1. 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類, 純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力, 温度及び流量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 熱出力計算書</li> </ul> <p>【既工認】 (要目表)</p> <p>1. 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類, 純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力, 温度及び流量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 熱出力計算書</li> </ul> <p>【既工認】 (要目表)</p> <p>1. 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類, 純度及び原子炉本体の入口及び出口の圧力, 温度及び流量</p> <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 熱出力計算書</li> </ul> <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 熱出力計算書</li> </ul> <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 熱出力計算書</li> </ul> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>1. 炉型式, 定格熱出力, 過剰反応度及び反応度係数 (減速材温度係数, 燃料棒温度係数, 減速材ボイド係数及び出力反応度係</p>	<p>・ 炉心及び燃料形状の取扱いを設定したものであるため</p>



発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>・原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</p> <p>・原子炉格納容器の容積について、ドライウェル空間部は7,900m<sup>3</sup>、サブプレッション・チェンバ空間部は4,700m<sup>3</sup>、サブプレッション・チェンバ液相部は2,800m<sup>3</sup>を用いるものとする。</p> <p>・原子炉格納容器の初期温度について、サブプレッション・プール水温度は35℃を用いるものとする。また、原子炉格納容器の初期圧力は5kPa[gage]を用いるものとする。</p> <p>・原子炉圧力容器、</p> <p>原子炉格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>(b-1-2) 事故条件 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置については、原子炉圧力容器内の保有水量及び流出量等の観点から選定する。</p> <p>(b-1-3) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>・安全保護系等の設定点 原子炉保護系のスクラム設定点として、以下の値を用いるものとする。 原子炉水位低 (レベル3) 気水分離器下端から+16cm (遅れ時間 1.05 秒)</p> <p>工学的安全施設作動回路等の設定点として、以下の値を用いるものとする。</p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ハ(4)(i)構造</p> <p>・リ(1)原子炉格納容器の構造</p> <p>・ヘ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p>	<p>数) 並びに減速材</p> <p>【既工認】</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>原子炉本体 (要目表) 7. 原子炉圧力容器</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 1. 原子炉格納容器 (1) 原子炉格納容器本体</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 6. 原子炉非常停止信号, 原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p>	<p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、破断位置を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>原子炉水位低 (原子炉隔離時冷却系起動, 主蒸気隔離弁閉止) 設定点 気水分離器下端から-112cm (レベル2)</p> <p>原子炉水位低 (高压炉心スプレイ系起動) 設定点 気水分離器下端から-261cm (レベル1H)</p> <p>原子炉水位低 (低压炉心スプレイ系, 残留熱除去系 (低压注水モード) 起動, 自動減圧系作動) 設定点 気水分離器下端から-381cm (レベル1)</p> <p>原子炉水位低 (再循環ポンプトリップ) 設定点 気水分離器下端から-112cm (レベル2)</p> <p>原子炉水位高 (原子炉隔離時冷却系トリップ, 高压炉心スプレイ系注水 弁閉止) 設定点 気水分離器下端から+132cm (レベル8)</p> <p>原子炉圧力高 (代替原子炉再循環ポンプトリップ) 設定点 原子炉圧力 7.41MPa[gage]</p> <p>格納容器圧力高 (高压炉心スプレイ系起動, 自動減圧系作動) 設定点 格納容器圧力 13.7kPa[gage]</p> <p>・逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能の吹出し圧力及び容量 (吹出し圧力における値) は, 設計値として以下の値を用いるものとする。</p>	<p>・へ(2)(ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・へ(2)(ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・へ(2)(ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・へ(5)(xii) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p> <p>・へ(5)(xii) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p> <p>・へ(2)(ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表) 7. 工学的安全施設等の起動信号, 工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 7. 工学的安全施設等の起動信号, 工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 7. 工学的安全施設等の起動信号, 工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p>	<p>・工学的安全施設等の起動信号でないため</p> <p>・原子炉の満水を防止する条件を記載したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>第1段：7.58MPa[gage]×2個，367t/h/個  第2段：7.65MPa[gage]×3個，370t/h/個  第3段：7.72MPa[gage]×3個，373t/h/個  第4段：7.79MPa[gage]×4個，377t/h/個</p> <p>(b-2) 運転中の原子炉における重大事故  (b-2-1) 初期条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉熱出力の初期値は，定格値 (2,436MWt) を用いるものとする。</li> <li>原子炉圧力の初期値は，定格値 (6.93MPa[gage]) を用いるものとする。</li> <li>炉心流量の初期値は，定格値である 100%流量 (35.6×10<sup>3</sup>t/h) を用いるものとする。</li> <li>炉心に関する条件は9×9燃料 (A型) を装荷した平衡サイクルを想定した値を用いるものとし，燃料ペレット，燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</li> <li>原子炉停止後の崩壊熱は，ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用する。また，使用する崩壊熱は燃焼度33Gwd/tの条件に対応したものとする。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ホ(1)(ii)b.主蒸気系</li> <li>発電用原子炉の形式，熱出力及び基数* (*本文三号に記載)</li> </ul> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ハ(2)(iii)燃料要素の構造，(iv)燃料集合体の構造</li> </ul>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4.1 主蒸気系(6)安全弁及び逃がし弁</p> <p>原子炉本体 (要目表)</p> <p>1. 炉型式，定格熱出力，過剰反応度及び反応度係数 (減速材温度係数，燃料棒温度係数，減速材ポイド係数及び出力反応度係数)並びに減速材</p> <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>熱出力計算書</li> </ul> <p>【既工認】 (要目表)</p> <p>1. 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類，純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力，温度及び流量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>熱出力計算書</li> </ul> <p>【既工認】 (要目表)</p> <p>1. 原子炉冷却系統設備 1.1 冷却材の種類，純度並びに原子炉本体の入口及び出口の圧力，温度及び流量</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>熱出力計算書</li> </ul> <p>【既工認】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>熱出力計算書</li> </ul>	<p>・炉心及び燃料形状の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・ECCS性能評価指針に基づき，崩壊熱を設定したものであるため</p> <p>・実績値に対し，保守的に設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位の初期値は、<u>通常運転水位とする。</u></li> <li>・原子炉格納容器の容積について、<u>ドライウエル空間部は7,900m<sup>3</sup>、サブプレッション・チェンバ空間部は4,700m<sup>3</sup>、サブプレッション・チェンバ液相部は2,800m<sup>3</sup>を用いるものとする。</u></li> <li>・原子炉格納容器の初期温度について、<u>ドライウエル空間部温度は57℃、サブプレッション・プール水温度は35℃を用いるものとする。また、原子炉格納容器の初期圧力は5kPa[gage]を用いるものとする。</u></li> <li>・サブプレッション・プールの初期水位は、<u>3.61mを用いるものとする。</u></li> <li>・真空破壊装置の作動条件は、<u>3.43kPa（ドライウエルーサブプレッション・チェンバ間差圧）を用いるものとする。</u></li> <li>・溶融炉心からプール水への熱流束は、<u>800kW/m<sup>2</sup>相当（圧力依存あり）とする。</u></li> <li>・コンクリートの種類は、<u>玄武岩系コンクリートとする。</u></li> <li>・コンクリート以外の構造材である内側鋼板及びリブ鋼板は<u>考慮しないものとする。</u></li> <li>・原子炉圧力容器下部の構造物は、<u>原子炉格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないものとする。</u></li> <li>・外部水源の温度は、<u>35℃とする。</u></li> <li>・<u>原子炉圧力容器</u>、</li> <li><u>原子炉格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</u></li> </ul> <p>(b-2-2) 事故条件 (b-1-2)に同じ。</p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ハ(4)(i)構造</li> <li>・リ(1)原子炉格納容器の構造</li> </ul>	<p>原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>原子炉本体 (要目表) 7. 原子炉圧力容器</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 1. 原子炉格納容器 (1) 原子炉格納容器本体</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</li> <li>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</li> <li>・解析上、作動条件を設定したものであるため</li> <li>・実験に基づき、設定したものであるため</li> <li>・解析上、コンクリートの種類を設定したものであるため</li> <li>・コンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しないことと設定したものであるため</li> <li>・発熱密度を下げないよう保守的に設定したものであるため</li> <li>・解析上、外部水源の温度を設定したものであるため</li> </ul>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b-2-3) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能の吹出し圧力及び容量（吹出し圧力における値）は、設計値として以下の値を用いるものとする。  <div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">第1段：7.58MPa[gage]×2個，367t/h/個</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">第2段：7.65MPa[gage]×3個，370t/h/個</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">第3段：7.72MPa[gage]×3個，373t/h/個</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">第4段：7.79MPa[gage]×4個，377t/h/個</div> </li> </ul> <p>(b-2-4) Cs-137 放出量評価に関連する条件 Cs-137 放出量評価においては、原子炉格納容器からの漏えいを考慮する。このとき原子炉格納容器からの漏えい経路は、非常に狭く複雑な形状を示すことから、エアロゾル粒子が捕集される効果を考慮し、除染係数は10とする。</p> <p>(b-3) 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(b-3-1) 初期条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プールの崩壊熱は、約7.8MWを用いるものとする。</li> <li>燃料プールの初期水位は、通常水位とする。</li> <li>燃料プールの保有水量は、燃料プールと隣接する原子炉ウエルとの間に設置されているプールゲートは閉を仮定し、約1,599m<sup>3</sup>とする。</li> <li>燃料プールの初期水温は、65℃とする。</li> <li>燃料プール等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ホ(1)(ii)b. 主蒸気系  (本文五号に記載なし)</li> <li>  (本文五号に記載なし)</li> <li>ニ(2)(ii)a. 構造</li> </ul>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4.1 主蒸気系(6) 安全弁及び逃がし弁</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器フィルタベント系の設計</li> <li>使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</li> </ul> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表)</p> <p>3. 使用済燃料貯蔵設備</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器からのCs-137 放出量評価における除染係数の取扱いを設定したものであるため</li> <li>燃料プールの通常状態を設定したものであるため</li> </ul>



発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-5) <u>逃がし安全弁(逃がし弁機能)にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁(自動減圧機能付き)(6個)を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</u></p> <p>(a-6) <u>低圧原子炉代替注水系(常設)は、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)による原子炉減圧後に、最大250m<sup>3</sup>/hにて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</u></p> <p>(a-7) <u>格納容器代替スプレイ系(可搬型)は、120m<sup>3</sup>/hにて原子炉格納容器内にスプレイする。</u></p> <p>(a-8) <u>格納容器フィルタベント系は、格納容器圧力427kPa[gage]における最大排出流量9.8kg/sに対して、格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱を実施する。</u></p> <p>(a-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(a-9-1) <u>常設代替交流電源設備の起動及び受電並びに低圧原子炉代替注水系(常設)起動及び中央制御室における系統構成は、事象発生から10分後に開始するものとし、操作時間は20分間とする。</u></p> <p>(a-9-2) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から30分後に開始する。</u></p> <p>(a-9-3) <u>格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が384kPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m(真空破壊装置下端-0.45m)に到達した場合に停止する。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</li> <li>・ホ(3)(ii)a. (d)自動減圧系</li>   <li>・ホ(3)(ii)b. (c)(c-1-1-1)低圧原子炉代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却</li>   <li>・リ(3)(ii)a. (a)(a-1-2)格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器の冷却</li>   <li>・リ(3)(ii)b. (b)格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</li> </ul>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4.1 主蒸気系(6) 安全弁及び逃がし弁 (基本設計方針)</p> <p>3.4 逃がし安全弁の機能</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6.5 低圧原子炉代替注水系(1)ポンプ(常設)</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表)</p> <p>4.2 燃料プールスプレイ系 (2)ポンプ 可搬型</p> <p>原子炉冷却系統施設 (基本設計方針)</p> <p>4.2 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器フィルタベント系の設計</li> </ul>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-9-4) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m(真空破壊装置下端-0.45m)到達から10分後に実施する。</p> <p>(b) 高压注水・減圧機能喪失</p> <p>(b-1) 起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b-2) 安全機能としては、高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系の機能喪失、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失及び原子炉の手動減圧が失敗するものとする。</p> <p>(b-3) 外部電源は使用できないものとする。</p> <p>(b-4) 原子炉スクラムは、原子炉水位低(レベル3)信号によるものとする。</p> <p>(b-5) 逃がし安全弁(逃がし弁機能)にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、逃がし安全弁による原子炉手動減圧に失敗することを想定する。代替自動減圧機能を用いた逃がし安全弁(自動減圧機能付き)による原子炉減圧は、原子炉水位低(レベル1)到達から10分後に開始し、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)2個により原子炉減圧する。容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p>	<p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(1)(ii)b.主蒸気系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(d)自動減圧系</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>6. 原子炉非常停止信号, 原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4.1 主蒸気系(6) 安全弁及び逃がし弁 (基本設計方針)</p> <p>3.4 逃がし安全弁の機能</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・解析に当たり、外部電源の状況設定したものであるため</p>



発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b-6) <u>残留熱除去系(低圧注水モード)は、原子炉水位低(レベル1)到達後、残留熱除去系(低圧注水モード)が自動起動し、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)による原子炉減圧後に、1,136m<sup>3</sup>/h(0.14MPa[dif]において)(最大1,193m<sup>3</sup>/h)にて原子炉注水する。なお、低圧炉心スプレイ系による注水については期待しないものとする。</u></p> <p>(b-7) <u>残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード及び原子炉停止時冷却モード)の伝熱容量は、熱交換器1基当たり約9MW(サプレッション・プール水温度又は原子炉冷却材温度52℃、海水温度30℃において)とする。</u></p> <p>(b-8) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(b-8-1) <u>残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)運転操作は、原子炉水位高(レベル8)を確認後、開始する。</u></p> <p>(b-8-2) <u>残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転操作は、原子炉圧力が0.8MPa [gage]まで低下したことを確認後、事象発生12時間後に開始する。</u></p> <p>(c) 全交流動力電源喪失</p> <p>(c-1) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能が喪失する事故</p> <p>(c-1-1) <u>起因事象として、外部電源を喪失するものとする。</u></p> <p>(c-1-2) <u>安全機能としては、すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。</u></p> <p>(c-1-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p>	<p>・ホ(3)(ii)a.(a)低圧炉心スプレイ系</p> <p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5.1残留熱除去系(3)ポンプ(常設) 計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>7. 工学的安全施設等の起動信号, 工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5.1 残留熱除去系(2)熱交換器(常設)</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p> <p>残留熱除去系熱交換器</p>	<p>・低圧炉心スプレイ系の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
(c-1-4) 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。	・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類	計測制御系統施設 (要目表) 6. 原子炉非常停止信号, 原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書	
(c-1-5) 原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、91m <sup>3</sup> /h（8.21～0.74MPa[gage]において）の流量で注水するものとする。	・ホ(4)(ii)原子炉隔離時冷却系	原子炉冷却系統施設 (要目表) 7.1 原子炉隔離時冷却系 (1) ポンプ	
(c-1-6) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能付き）（6個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。	・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系 ・ホ(3)(ii)a. (d)自動減圧系	原子炉冷却系統施設 (要目表) 4.1 主蒸気系(6) 安全弁及び逃がし弁 (基本設計方針) 3.4 逃がし安全弁の機能	
(c-1-7) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧後に、70m <sup>3</sup> /hにて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水するものとする。また、原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施する場合は、30m <sup>3</sup> /hにて原子炉へ注水する。	・ホ(3)(ii)b. (c) (c-1-1-1) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表) 4.2 燃料プールスプレイ系 (2) ポンプ 可搬型	
(c-1-8) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、120m <sup>3</sup> /hにて原子炉格納容器内にスプレイする。	・リ(3)(ii)a. (a) (a-2-2)格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表) 4.2 燃料プールスプレイ系 (2) ポンプ 可搬型	
(c-1-9) 残留熱除去系（低圧注水モード）は、1,136m <sup>3</sup> /h（0.14MPa [dif]において）（最大1,193m <sup>3</sup> /h）の流量で注水するものとする。	・ホ(4)(i)残留熱除去系	原子炉冷却系統施設 (要目表) 5.1 残留熱除去系 (3) ポンプ（常設） ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系ポンプ	・残留熱除去系（低圧注水モード）の取扱いを設定したものであるため

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-1-10) <u>残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）</u>は、原子炉水位を原子炉水位高（レベル8）まで上昇させた後に、残留熱除去系（格納容器冷却モード）を使用する場合は、1,218m<sup>3</sup>/hにて原子炉格納容器内にスプレイするものとする。また、<u>伝熱容量は、熱交換器1基当たり約9MW（サブプレッション・プール水温度52℃、海水温度30℃において）とする。</u></p> <p>(c-1-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(c-1-11-1) <u>交流電源は24時間使用できないものとし、事象発生から24時間後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</u></p> <p>(c-1-11-2) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から8時間後に開始する。</u></p> <p>(c-1-11-3) <u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が384kPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱を開始する前に停止する。</u></p> <p>(c-1-11-4) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱操作は、常設代替交流電源設備による交流電源の供給開始後に、残留熱除去系の起動操作に要する時間を考慮して、事象発生から24時間30分後に実施する。</u></p> <p>(c-1-11-5) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）に到達した場合に開始する。</u></p>	<p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5.1 残留熱除去系(2) 熱交換器(常設)</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p> <p>残留熱除去系熱交換器 移動式代替熱交換設備</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、交流電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-2) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等及び原子炉隔離時冷却系の機能が喪失する事故</p> <p>(c-2-1) 起因事象として、外部電源を喪失するものとする。</p> <p>(c-2-2) 安全機能としては、すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。さらに、原子炉隔離時冷却系についても機能喪失するものとする。</p> <p>(c-2-3) 外部電源は使用できないものとする。</p> <p>(c-2-4) 原子炉スクラムは、原子炉水位低(レベル3)信号によるものとする。</p> <p>(c-2-5) 高圧原子炉代替注水系は、運転員による高圧原子炉代替注水系の蒸気入口弁の遠隔での手動開閉操作によって注水する。本評価では設計値である 93m<sup>3</sup>/h (8.21MPa[dif]において) ~70m<sup>3</sup>/h (0.74MPa[dif]において) に対し、保守的に 20%減の流量で注水するものとする。</p> <p>(c-2-6) 逃がし安全弁(逃がし弁機能)にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。</p> <p>また、原子炉減圧には逃がし安全弁(自動減圧機能付き)(6個)を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p>	<p>・へ(2)(i)原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(3)(ii)b.(a-1-1)高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却</p> <p>・ホ(1)(ii)主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>・ホ(3)(ii)a.非常用炉心冷却系</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>6. 原子炉非常停止信号, 原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6.3 高圧原子炉代替注水系(1)ポンプ(常設)</p> <p>・設定根拠に関する説明書 高圧原子炉代替注水ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 (基本設計方針)</p> <p>3.4 逃がし安全弁の機能</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4.1 主蒸気系(6)安全弁及び逃がし弁</p>	<p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、運転員等の操作を設定したものであるため。</p> <p>・解析に当たって、保守的に流量を設定したものであるため。</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-2-7) <u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、逃がし安全弁による原子炉減圧後に、70m<sup>3</sup>/hの流量にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水するものとする。また、原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施する場合は、30m<sup>3</sup>/hにて原子炉へ注水する。</u></p> <p>(c-2-8) <u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、120m<sup>3</sup>/hにて原子炉格納容器内にスプレイする。</u></p> <p>(c-2-9) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、1,136m<sup>3</sup>/h（0.14MPa[dif]において）（最大1,193m<sup>3</sup>/h）の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(c-2-10) <u>残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）は、原子炉水位を原子炉水位高（レベル8）まで上昇させた後に、残留熱除去系（格納容器冷却モード）を使用する場合は、1,218m<sup>3</sup>/hにて原子炉格納容器内にスプレイするものとする。また、伝熱容量は、熱交換器1基当たり約9MW（サブプレッション・プール水温度52℃、海水温度30℃において）とする。</u></p> <p>(c-2-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(c-2-11-1) <u>高圧原子炉代替注水系による原子炉注水操作は、事象発生から10分後に開始するものとし、操作時間は10分間とする。</u></p> <p>(c-2-11-2) <u>交流電源は24時間使用できないものとし、事象発生から24時間後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</u></p>	<p>・ホ(3)(ii)b.(c)(c-1-1-1) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <p>・リ(3)(ii)a.(a)(a-2-2) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p> <p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p>	<p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表)</p> <p>4.2 燃料プールのスプレイ系(2)ポンプ可搬型 ・設定根拠に関する説明書 大量送水車</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表)</p> <p>4.2 燃料プールのスプレイ系(2)ポンプ可搬型</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5.1 残留熱除去系(3)ポンプ(常設) ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5.1 残留熱除去系(2)熱交換器(常設) ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器</p>	<p>・残留熱除去系（低圧注水モード）の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・残留熱除去系の各モードの取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、交流電源の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-2-11-3) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から約 8.3 時間後に開始する。</u></p> <p>(c-2-11-4) <u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が 384kPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱を開始する前に停止する。</u></p> <p>(c-2-11-5) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱操作は、常設代替交流電源設備による交流電源の供給開始後に、残留熱除去系の起動操作に要する時間を考慮して、事象発生から 24 時間 30 分後に実施する。</u></p> <p>(c-2-11-6) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）に到達した場合に開始する。</u></p> <p>(c-3) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等及び直流電源の機能が喪失する事故</p> <p>(c-3-1) <u>起因事象として、外部電源を喪失するものとする。</u></p> <p>(c-3-2) <u>安全機能としては、すべての直流電源が機能喪失するものとする。これにより、すべての非常用ディーゼル発電機等及び直流電源を制御電源としている原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものとする。</u></p> <p>(c-3-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(c-3-4) 重大事故等対策に関連する機器条件は、(c-2-4)から(c-2-10)と同じ。</p> <p>(c-3-5) 事故収束のための運転員等操作としては、(c-2-11)と同じ。</p>			<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-4) 外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機等の機能が喪失し、逃がし安全弁の再開に失敗する事故</p> <p>(c-4-1) 起因事象として、外部電源を喪失するものとする。</p> <p>(c-4-2) 安全機能としては、すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。さらに、逃がし安全弁1個の開固着が発生するものとする。</p> <p>(c-4-3) 外部電源は使用できないものとする。</p> <p>(c-4-4) 原子炉スクラムは、原子炉水位低(レベル3)信号によるものとする。</p> <p>(c-4-5) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低(レベル2)で自動起動し、91m<sup>3</sup>/h(8.21~0.74MPa[gage]において)の流量で注水するものとする。</p> <p>(c-4-6) 逃がし安全弁(逃がし弁機能)にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には再閉鎖に失敗した1個に加えて逃がし安全弁(自動減圧機能付き)(5個)を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p> <p>(c-4-7) 低圧原子炉代替注水系(可搬型)は逃がし安全弁による原子炉減圧後に、70m<sup>3</sup>/hで原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水するものとする。また、低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水を格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却と併せて行う場合は、30m<sup>3</sup>/hの流量で原子炉注水するものとする。</p>	<p>・へ(2)(i) 原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(4)(ii) 原子炉隔離時冷却系</p> <p>・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(d) 自動減圧系</p> <p>・ホ(3)(ii)b.(c) (c-1-1-2) 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>6. 原子炉非常停止信号、原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>7.1 原子炉隔離時冷却系 (1) ポンプ</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p> <p>原子炉隔離時冷却ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 (基本設計方針)</p> <p>3.4 逃がし安全弁の機能</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表)</p> <p>4.2 燃料プールのスプレイ系 (2) ポンプ (可搬型)</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p> <p>大量送水車</p>	<p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・低圧原子炉代替注水系(可搬型)の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-4-8) <u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、120m<sup>3</sup>/hにて原子炉格納容器内にスプレイする。</u></p> <p>(c-4-9) <u>残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）は、原子炉水位を原子炉水位高（レベル8）まで上昇させた後に、残留熱除去系（格納容器冷却モード）を使用する場合は、1,218m<sup>3</sup>/hにて原子炉格納容器内にスプレイするものとする。また、伝熱容量は、熱交換器1基当たり約9MW（サブプレッション・プール水温度52℃、海水温度30℃において）とする。</u></p> <p>(c-4-10) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）は、1,136m<sup>3</sup>/h（0.14MPa [dif]において）（最大1,193m<sup>3</sup>/h）の流量で注水するものとする。</u></p> <p>(c-4-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(c-4-11-1) <u>交流電源は24時間使用できないものとし、事象発生から24時間後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</u></p> <p>(c-4-11-2) <u>低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作は、事象発生2時間20分後から開始する。</u></p> <p>(c-4-11-3) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備が完了した時点で開始する。</u></p>	<p>・リ(3)(ii)a.(a)(a-2-2)格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p> <p>・ホ(4)(i)残留熱除去系</p>	<p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表)</p> <p>4.2 燃料プールスプレイ系 (2)ポンプ可搬型</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5.1 残留熱除去系 (2) 熱交換器 (常設)</p> <p>・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>3.5.1 残留熱除去系 (3) ポンプ (常設)</p> <p>・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系ポンプ</p>	<p>・残留熱除去系の各モードの取扱いを設定したものであるため</p> <p>・残留熱除去系（低圧注水モード）の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、交流電源の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p>



発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(c-4-11-4) <u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が 384kPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱を開始する前に停止する。</u>(c-4-11-5) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱操作は、常設代替交流電源設備による交流電源の供給開始後に、残留熱除去系の起動操作に要する時間を考慮して、事象発生から 24 時間 30 分後に実施する。</u>(c-4-11-6) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による格納容器除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）に到達した場合に開始する。</u></p> <p>(c-4-11-5) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器除熱操作は、常設代替交流電源設備による交流電源の供給開始後に、残留熱除去系の起動操作に要する時間を考慮して、事象発生から 24 時間 30 分後に実施する。</u>(c-4-11-6) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による格納容器除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）に到達した場合に開始する。</u></p> <p>(d) 崩壊熱除去機能喪失  (d-1) 取水機能が喪失した場合  (d-1-1) <u>起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</u>  (d-1-2) <u>安全機能としては、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失するものとする。</u></p>			<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(d-1-3) 外部電源は使用できないものとする。</p> <p>(d-1-4) 原子炉スクラムは、原子炉水位低(レベル3)信号によるものとする。</p> <p>(d-1-5) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低(レベル2)で自動起動し、91m<sup>3</sup>/h(8.21~0.74MPa[gage]において)の流量で注水するものとする。</p> <p>(d-1-6) 逃がし安全弁(逃がし弁機能)にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁(自動減圧機能付き)(6個)を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p> <p>(d-1-7) 残留熱除去系(低圧注水モード)は、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)による原子炉減圧後に、1,136m<sup>3</sup>/h(0.14MPa[dif]において)(最大1,193m<sup>3</sup>/h)にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</p> <p>(d-1-8) 原子炉補機代替冷却系の伝熱容量は、事象発生後8時間から24時間において約16MW、事象発生24時間以降において約11MW(サブプレッション・プール水温度100℃、海水温度30℃において)とする。</p>	<p>・へ(2)(i) 原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(4)(ii) 原子炉隔離時冷却系</p> <p>・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(d) 自動減圧系</p> <p>・ホ(4)(i) 残留熱除去系</p> <p>・ホ(4)(v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>6. 原子炉非常停止信号、原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>7.1 原子炉隔離時冷却系 (1) ポンプ</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p> <p>原子炉隔離時冷却ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 (基本設計方針)</p> <p>3.4 逃がし安全弁の機能</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5.1 残留熱除去系 (3) ポンプ(常設)</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p> <p>残留熱除去系ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>8.3 原子炉補機代替冷却系 (2) 熱交換器 (可搬型)</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p> <p>移動式代替熱交換設備プレート式熱交換設備</p>	<p>・解析に当たり、外部電源の状況設定したものであるため</p> <p>・残留熱除去系(低圧注水モード)の取扱いを設定したものであるため</p>



発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(d-2-5) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、91m<sup>3</sup>/h（8.21～0.74MPa[gage]において）の流量で注水するものとする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ホ(4)(ii) 原子炉隔離時冷却系</li> </ul>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 7.1 原子炉隔離時冷却系 (1) ポンプ ・設定根拠に関する説明書 原子炉隔離時冷却ポンプ</p>	
<p>(d-2-6) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。 また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能付き）（6個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</li> <li>ホ(3)(ii)a. (d) 自動減圧系</li> </ul>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁 (基本設計方針) 3.4 逃がし安全弁の機能</p>	
<p>(d-2-7) 低圧原子炉代替注水系（常設）は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧後に最大250m<sup>3</sup>/hにて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ホ(3)(ii)b. (c-2-2-1) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</li> </ul>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.5 低圧原子炉代替注水系 (1) ポンプ</p>	
<p>(d-2-8) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、120m<sup>3</sup>/hの流量で原子炉格納容器内にスプレイする。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>リ(3)(ii)a. (a) (a-1-2) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却</li> </ul>	<p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表) 4.2 燃料プールのスプレイ系 (2) ポンプ 可搬型</p>	
<p>(d-2-9) 格納容器フィルタベント系は、格納容器圧力427kPa[gage]における最大排出流量9.8kg/sに対して、格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱を実施する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>リ(3)(ii)b. (b) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</li> </ul>	<p>原子炉冷却系統施設 (基本設計方針) 4.2 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・格納容器フィルタベント系の設計</p>	

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(d-2-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(d-2-10-1) <u>逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、事象発生8時間後から開始し、減圧後に低圧原子炉代替注水系(常設)により原子炉注水を開始するものとする。</u></p> <p>(d-2-10-2) <u>格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が384kPa[gage]に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m(真空破壊装置下端-0.45m)に到達した場合に停止する。</u></p> <p>(d-2-10-3) <u>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m(真空破壊装置下端-0.45m)到達から10分後に実施する。</u></p> <p>(e) 原子炉停止機能喪失</p> <p>(e-1) <u>起因事象として、主蒸気隔離弁の誤閉止が発生するものとする。</u></p> <p>(e-2) <u>安全機能としては、原子炉スクラムに失敗するものとし、また、手動での原子炉スクラムを実施できないものとする。さらに、ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)は作動しないものとする。</u></p> <p>(e-3) <u>評価対象とする炉心の状態は、平衡炉心のサイクル末期とする。</u></p> <p>(e-4) <u>外部電源は使用できるものとする。</u></p> <p>(e-5) <u>主蒸気隔離弁の閉止に要する時間は、最も短い時間として設計値の下限である3秒とする。</u></p>	<p>・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4.1 主蒸気系 (7) 主要弁</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・対象炉心の取扱いについて設定したものであるため</p> <p>・解析に当たり、外部電源の状況設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(e-6) <u>ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)は、原子炉圧力高(7.41MPa[gage])又は原子炉水位低(レベル2)信号により再循環ポンプが2台すべてトリップするものとする。</u> また、再循環ポンプが1台以上トリップしている状態で運転点が運転特性図上の高出力-低炉心流量領域に入った場合に作動する選択制御棒挿入についても作動しないものと仮定する。</p> <p>(e-7) <u>逃がし安全弁(逃がし弁機能)にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、逃がし安全弁(12個)は、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</u></p> <p>(e-8) <u>電動機駆動給水ポンプは、主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後、電動機駆動給水ポンプが自動起動するものとする。また、復水器ホットウェル水位の低下により電動機駆動給水ポンプがトリップするものとする。</u></p> <p>(e-9) <u>原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低(レベル2)で自動起動し、91m<sup>3</sup>/h(8.21~0.74MPa[gage]において)の流量で給水するものとする。また、サブプレッション・プール水温度が100℃に到達した時点で停止するものとする。</u></p> <p>(e-10) <u>高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位低(レベル1H)又は格納容器圧力高(13.7kPa[gage])で自動起動し、318~1,050m<sup>3</sup>/h(8.14~1.38MPa[dif]において)の流量で給水するものとする。</u></p>	<p>・へ(5)(xi) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</p> <p>・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</p> <p>・ホ(4)(ii) 原子炉隔離時冷却系</p> <p>・へ(2)(ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表) 7. 工学的安全施設等の起動信号、工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 4.1 主蒸気系(6) 安全弁及び逃がし弁 (基本設計方針) 3.4 逃がし安全弁の機能</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 7.1 原子炉隔離時冷却系(1) ポンプ ・設定根拠に関する説明書 原子炉隔離時冷却ポンプ</p> <p>計測制御系統施設 (要目表) 7. 工学的安全施設等の起動信号、工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p>	<p>・選択制御棒挿入の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・電動機駆動原子炉給水ポンプの運転状態を設定したものであるため</p> <p>・高圧炉心スプレイ系の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(e-11) <u>ほう酸水注入系は、原子炉スクラムの失敗を確認後、10分間が経過した時点で手動起動し、162L/分の流量及びほう酸濃度 13.4wt%で注入するものとする。</u></p> <p>(e-12) <u>残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）の伝熱容量は、熱交換器 1 基当たり約 9MW（サブプレッション・プール水温度 52℃、海水温度 30℃において）とする。</u></p> <p>(e-13) <u>事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</u></p> <p>(e-13-1) <u>事象発生 5 分後に自動減圧系等の起動阻止操作を実施する。</u></p> <p>(e-13-2) <u>ほう酸水注入系は、原子炉スクラムの失敗を確認後、10分間が経過した時点で手動起動する。</u></p> <p>(e-13-3) <u>残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による格納容器除熱操作は、事象発生 11.6 分後に実施する。</u></p> <p>(f) <u>LOCA時注水機能喪失</u></p> <p>(f-1) <u>破断箇所は、原子炉再循環配管（最大破断面積約 0.16m<sup>2</sup>）とし、破断面積を約 3.1cm<sup>2</sup>とする。</u></p> <p>(f-2) <u>安全機能としては、高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失するものとする。また、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能が喪失するものとする。</u></p> <p>(f-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p>	<p>・へ(4)(ii) 主要な機器の個数及び構造ポンプ</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ホ(4)(i) b. 熱交換器</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>2. 制御材 (2)ほう酸水</p> <p>4.1 ほう酸水注入系</p> <p>・制御能力についての計算書</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>2. 制御材</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5.1 残留熱除去系 (2) 熱交換器 (常設)</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p> <p>残留熱除去系熱交換器</p>	<p>・ほう酸水注入系の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・解析に当たり、外部電源の状況設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(f-4) 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</p> <p>(f-5) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能付き）（6個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p> <p>(f-6) 低圧原子炉代替注水系（常設）は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧後に最大250m<sup>3</sup>/hにて原子炉に注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</p> <p>(f-7) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、120m<sup>3</sup>/hの流量で原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>(f-8) 格納容器フィルタベント系は、格納容器圧力427kPa[gage]における最大排出流量9.8 kg/sに対して、格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(f-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(f-9-1) 常設代替交流電源設備の起動及び受電並びに低圧原子炉代替注水系（常設）起動及び系統構成は、事象発生から10分後に開始するものとし、操作時間は20分間とする。</p>	<p>・へ(2)(i) 原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</p> <p>・ホ(3)(ii)a. (d)自動減圧系</p> <p>・ホ(3)(ii)b. (c) (c-1-1-1) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <p>・リ(3)(ii)a. (a) (a-1-2) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>・リ(3)(ii)b. (b)格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>6. 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4.1 主蒸気系（6）安全弁及び逃がし弁 (基本設計方針)</p> <p>3.4 逃がし安全弁の機能</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6.5 低圧原子炉代替注水系（1）ポンプ</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表)</p> <p>4.2 燃料プールのスプレイ系（2）ポンプ可搬型</p> <p>原子炉冷却系統施設 (基本設計方針)</p> <p>4.2 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>・格納容器フィルタベント系の設計</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p>



発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(f-9-2) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から 30 分後に開始する。</u></p> <p>(f-9-3) <u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が 384kPa [gage] に到達した場合に実施する。なお、格納容器スプレイは、サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m（真空破壊装置下端-0.45m）に到達した場合に停止する。</u></p> <p>(f-9-4) <u>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m（真空破壊装置下端-0.45m）到達から 10 分後に実施する。</u></p> <p>(f-10) <u>敷地境界での実効線量評価の条件としては、以下のとおりとする。</u></p> <p>(f-10-1) <u>事象発生時の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度とし、その組成を拡散組成とする。これにより、事象発生時に原子炉冷却材中に存在するよう素は、I-131 等価量で約 <math>1.0 \times 10^{12}</math>Bq となる。</u></p> <p>(f-10-2) <u>原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕をみた値である <math>3.7 \times 10^{13}</math>Bq とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の 2 倍の放出があるものとする。これにより、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、希ガスについては <math>\gamma</math> 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値で約 <math>9.9 \times 10^{14}</math>Bq、よう素については I-131 等価量で約 <math>6.5 \times 10^{13}</math>Bq となる。</u></p> <p>(f-10-3) <u>燃料棒から追加放出されるよう素のうち有機よう素は 4% とし、残りの 96% は無機よう素とする。</u></p> <p>(f-10-4) <u>燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち、希ガスはすべて瞬時に気相部に移行するものとする。有機よう素のうち、10% は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素から分解したよう素、無機よう素が気相部にキャリーオーバーされる割合は 2% とする。</u></p>			<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価条件を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(f-10-5) <u>原子炉圧力容器気相部の核分裂生成物は、逃がし安全弁等を通して崩壊熱相当の蒸気に同伴し、原子炉格納容器内に移行するものとする。この場合、希ガス及び有機よう素は全量が、無機よう素は格納容器ベント開始までに発生する崩壊熱相当の蒸気に伴う量が移行するものとする。</u></p> <p>(f-10-6) <u>サブプレッション・チェンバの無機よう素は、スクラビング等により除去されなかったものが原子炉格納容器の気相部へ移行するものとする。希ガス及び有機よう素については、スクラビングの効果を考えない。また、核分裂生成物の自然減衰は、格納容器ベント開始までの期間について考慮する。</u></p> <p>(f-10-7) <u>敷地境界における実効線量は、よう素の内部被ばくによる実効線量及び希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量の和として計算する。</u></p> <p>(f-10-8) <u>大気拡散条件については、大気拡散条件については、格納容器フィルタベント系を用いる場合は、格納容器フィルタベント系放出口放出、実効放出継続時間1時間の値として、相対濃度 (<math>\chi/Q</math>) を <math>3.1 \times 10^{-5} \text{s/m}^3</math>、相対線量 (<math>D/Q</math>) を <math>4.9 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}</math> とする。</u></p> <p>(f-10-9) <u>サブプレッション・チェンバ内でのスクラビング等による無機よう素に対する除染係数は5、格納容器フィルタベント系による無機よう素に対する除染係数は100、有機よう素に対する除染係数は50とする。</u></p> <p>(g) 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOC A)</p> <p>(g-1) <u>破断箇所は、残留熱除去系熱交換器フランジ部及び残留熱除去系機器等とし、破断面積は、それぞれ約 <math>16 \text{cm}^2</math> 及び約 <math>1 \text{cm}^2</math> とする。</u></p> <p>(g-2) <u>安全機能としては、インターフェイスシステム LOC Aが発生した側の残留熱除去系が機能喪失するものとする。</u></p> <p>(g-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p>	<p>・リ (3) (ii) b. (b) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表) (9.1) 格納容器フィルタベント系へフィルター (常設)</p>	<p>・安全評価指針に基づき、評価条件を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、評価条件を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・解析に当たり、外部電源の状況設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(g-4) 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</p> <p>(g-5) 原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、91m<sup>3</sup>/h（8.21～0.74MPa[gage]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>(g-6) 高圧炉心スプレイ系は、高圧炉心スプレイ系が原子炉水位低（レベル1H）で自動起動し、</p> <p>318～1,050m<sup>3</sup>/h（8.14～1.38MPa[dif]において）（最大1,050m<sup>3</sup>/h）の流量で注水するものとする。</p> <p>(g-7) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能付き）（6個）を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p>	<p>・へ(2)(i) 原子炉停止回路の種類</p> <p>・ホ(4)(ii) 原子炉隔離時冷却系</p> <p>へ(2)(ii) その他の主要な安全保護回路の種類</p> <p>・ホ(3)(ii)a.(c) 高圧炉心スプレイ系</p> <p>・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</p>	<p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>6. 原子炉非常停止信号，原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>7.1 原子炉隔離時冷却系 (1) ポンプ ・設定根拠に関する説明書 原子炉隔離時冷却ポンプ</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>7. 工学的安全施設等の起動信号，工学的安全施設等の起動に要する信号及び工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件 ・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6.1 高圧炉心スプレイポンプ (1) ポンプ (常設)</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4.1 主蒸気系 (6) 安全弁及び逃がし弁</p>	

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(g-8) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(g-8-1) <u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、事象発生から 30 分後に開始するものとする。</u></p> <p>(g-8-2) <u>残留熱除去系の破断箇所隔離操作は、事象発生から 9 時間後に開始するものとし、事象発生後の 10 時間後に完了するものとする。</u></p>			<ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</li> </ul>
<p>c. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>(a-1) 残留熱代替除去系を使用する場合</p> <p>(a-1-1) <u>起因事象として、大破断 L O C A が発生するものとする。破断箇所は、再循環配管（出口ノズル）とする。</u></p> <p>(a-1-2) <u>安全機能としては、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。さらに、非常用炉心冷却系等が機能喪失するものとする。</u></p> <p>(a-1-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(a-1-4) <u>水素ガスの発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。</u></p> <p>(a-1-5) <u>原子炉スクラムは、事象発生と同時に発生するものとする。</u></p> <p>(a-1-6) <u>主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。</u></p> <p>(a-1-7) <u>再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</u></p> <p>(a-1-8) 低圧原子炉代替注水系（常設）は、最大 250m<sup>3</sup>/h にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</p> <p>(a-1-9) <u>残留熱代替除去系の循環流量は、全体で 150m<sup>3</sup>/h とし、原子炉注水へ 30m<sup>3</sup>/h、格納容器スプレイへ 120m<sup>3</sup>/h にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイを実施する。</u></p>	<p>・リ(3)(ii)b.(a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <p>3. 圧力低減設備その他の安全設備 (6.6) 残留熱代替除去系 ハ ポンプ（常設）</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ P R A 選定結果に基づき設定したものであるため</li> <li>・ 解析に当たり、外部電源の状況設定したものであるため</li> <li>・ 有効性評価ガイドに基づき、水素発生の取扱いを設定したものであるため</li> <li>・ 解析に当たって、各機器等の動作を設定したものであるため</li> </ul>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-1-10) 残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき約7MW(サブレーション・プール水温度100℃、海水温度30℃において)とする。</p> <p>(a-1-11) 可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、ガス温度35℃、純度99.9vol%にて100m<sup>3</sup>/h[normal](窒素99.9m<sup>3</sup>/h[normal]及び酸素0.1m<sup>3</sup>/h[normal])で原子炉格納容器内に注入する。</p> <p>(a-1-12) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(a-1-12-1) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作は、事象発生30分後から開始する。原子炉への注水量は、注水開始後30分までは最大流量とし、その後は炉心を冠水維持するように注水する。なお、原子炉注水は、残留熱代替除去系の運転開始時に停止する。</p> <p>(a-1-12-2) 原子炉補機代替冷却系の運転操作及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は、事象発生10時間後から開始する。</p> <p>(a-1-12-3) 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入操作は、12時間後からドライウエル内へ窒素注入を開始する。</p> <p>(a-1-13) Cs-137の放出量評価の条件としては、以下のとおりとする。</p> <p>(a-1-13-1) 事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高50,000時間とする。</p> <p>(a-1-13-2) 残留熱代替除去系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出されるものとする。</p>	<p>・ホ(4)(v)b.(a) 原子炉補機代替冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>・リ(3)(ii)d.(a-1)窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の不活性化</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>8.3 原子炉補機代替冷却系(2) 熱交換器 (可搬型)</p> <p>・設定根拠に関する説明書 移動式熱交換設備プレート式熱交換器</p> <p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <p>(7.4) 窒素ガス代替注入系</p>	<p>・残留熱代替除去系熱交換器の伝熱特性に基づき、残留熱代替除去系及び原子炉補機代替冷却水系の流量に応じた伝熱容量を設定したものであるため</p> <p>・解析に当たって、可搬式窒素供給装置の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、運転時間を設定したものであるため</p> <p>・事象進展解析に基づき、放出割合を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-1-13-3) <u>原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</u></p> <p>(a-1-13-4) 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a-1-13-4-1) <u>原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。</u></p> <p><u>なお、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果を考慮する。</u></p> <p>(a-1-13-4-2) <u>原子炉建物から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建物原子炉棟内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。</u><u>非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率1回/日相当を考慮する。</u>なお、<u>非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</u></p> <p><u>非常用ガス処理系は、事象発生60分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動後10分間で設計負圧が達成されることを想定する。</u></p> <p>(a-1-13-4-3) <u>原子炉建物内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</u></p> <p>(a-2) 残留熱代替除去系を使用しない場合</p> <p>(a-2-1) <u>起因事象として、大破断LOCAが発生するものとする。破断箇所は、再循環配管(出口ノズル)とする。</u></p> <p>(a-2-2) <u>安全機能としては、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。さらに非常用炉心冷却系等が機能喪失するものとする。</u><u>なお、残留熱代替除去系は使用しないものとする。</u></p>	<p>・リ(2) 原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率</p> <p>・リ(4)(ii) 非常用ガス処理系</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表)</p> <p>1. 原子炉格納容器 (1) 原子炉格納容器本体</p> <p>・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>・設定根拠に関する説明書 非常用ガス処理系排風機</p>	<p>・解析に当たり、サプレッション・チェンバのプール水によるスクラビング等の除去効果について設定したものであるため</p> <p>・原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・原子炉建物内での放射能の時間減衰の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-2-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(a-2-4) <u>水素ガスの発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。</u></p> <p>(a-2-5) <u>原子炉スクラムは、事象の発生と同時に発生するものとする。</u></p> <p>(a-2-6) <u>主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。</u></p> <p>(a-2-7) <u>再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</u></p> <p>(a-2-8) <u>低圧原子炉代替注水系（常設）は、最大 250m<sup>3</sup>/h にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</u></p> <p>(a-2-9) <u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、120m<sup>3</sup>/h の流量で原子炉格納容器内にスプレイする。</u></p> <p>(a-2-10) <u>格納容器フィルタベント系は、格納容器フィルタベント系により、格納容器圧力 427kPa[gage]における最大排出流量 9.8 kg/s に対して、格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱を実施する。</u></p> <p>(a-2-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(a-2-11-1) <u>交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生 30 分後から開始する。原子炉への注水量は、注水開始後 30 分までは最大流量とし、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</u></p>	<p>・ホ(3)(ii)b.(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> <p>・リ(3)(ii)a.(b)(b-1-2)原格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>・リ(3)(ii)b.(b) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 6.5 低圧原子炉代替注水系 (1) ポンプ</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表) 4.2 燃料プールのスプレイ系 (2) ポンプ可搬型</p> <p>原子炉格納施設 (基本設計方針) 3.6.1 格納容器フィルタベント系 ・格納容器フィルタベント系の設計</p>	<p>・解析に当たり、外部電源の状況設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、水素発生の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・解析に当たって、各機器等の動作を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-2-11-2) <u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が最高使用圧力427kPa[gage]の1.5倍である640kPa[gage]に到達した場合に開始し、640kPa[gage]以下になるよう制御（640～588kPa[gage]の範囲で維持）する。サプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）に到達した以降は格納容器スプレイを停止する。</u></p> <p>(a-2-11-3) <u>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、サプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）到達から10分後に実施する。</u></p> <p>(a-2-12) Cs-137の放出量評価の条件としては、以下のとおりとする。</p> <p>(a-2-12-1) <u>事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高50,000時間とする。</u></p> <p>(a-2-12-2) <u>格納容器フィルタベント系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出され、サプレッション・チェンバ又はドライウエルのベントラインを通じて格納容器フィルタベント系に至るものとする。格納容器フィルタベント系に到達した核分裂生成物は、格納容器フィルタベント系のフィルタによって除去された後、格納容器フィルタベント系排気管から放出される。</u></p> <p>(a-2-12-3) <u>格納容器フィルタベント系を用いた場合のCs-137放出量は、格納容器からの放出割合及び格納容器フィルタベント系の除染係数を考慮して計算する。</u></p> <p>(a-2-12-4) <u>原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</u></p>	<p>・リ(3)(ii)b.(b) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉格納施設 (基本設計方針) 3.6.1 格納容器フィルタベント系</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、運転時間を設定したものであるため</p> <p>・Cs-137の取扱いを設定したものであるため</p>



発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-2-12-5) 格納容器フィルタベント系を介して大気中へ放出されるCs-137の放出量評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a-2-12-5-1) 原子炉格納容器内から原子炉建物への漏えいはないものとする。</p> <p>(a-2-12-5-2) 格納容器フィルタベント系による粒子状放射性物質に対する除染係数は1,000とする。</p> <p>(a-2-12-6) 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについても考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a-2-12-6-1) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。 なお、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果を考慮する。</p> <p>(a-2-12-6-2) 原子炉建物から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積るため、非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟内の負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建物内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率1回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系ガス処理装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。 非常用ガス処理系は、事象発生後60分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動後10分間で設計負圧が達成されることを想定する。</p> <p>(a-2-12-6-3) 原子炉建物内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p>	<p>・リ(3)(ii)b.(b) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>・リ(2) 原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率</p> <p>・リ(4)(ii) 非常用ガス処理系</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表) (9.1) 格納容器フィルタベント系へフィルター(常設)</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) 1. 原子炉格納容器 (1) 原子炉格納容器本体 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) (7.1) 非常用ガス処理系 ☎ 排風機(常設) ・設定根拠に関する説明書 非常用ガス処理系排風機</p>	<p>・原子炉格納容器からの漏えいの取扱いを設定したものであるため</p> <p>・原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・原子炉建物内での放射能の時間減衰の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b) 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>(b-1) <u>起回事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</u></p> <p>(b-2) <u>安全機能としては、高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系の機能喪失を、低压注水機能として残留熱除去系(低压注水モード)及び低压炉心スプレイ系の機能喪失を想定する。</u> <u>また、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。</u> <u>さらに重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しないものとする。</u></p> <p>(b-3) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(b-4) <u>高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。</u></p> <p>(b-5) <u>水素の発生については、ジルコニウム-水反応及び溶融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。</u></p> <p>(b-6) <u>原子炉スクラムは、事象の発生と同時に発生するものとする。</u></p> <p>(b-7) <u>主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。</u></p> <p>(b-8) <u>再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</u></p> <p>(b-9) <u>逃がし安全弁(逃がし弁機能)にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁(自動減圧機能付き)(2個)を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</u></p> <p>(b-10) <u>格納容器代替スプレイ系(可搬型)は、原子炉圧力容器破損前に、格納容器代替スプレイ系(可搬型)により120m<sup>3</sup>/hで原子炉格納容器内にスプレイし、ペダスタル水位が2.4mに到達するまで水張りを実施するものとする。</u></p>	<p>・ホ(1)(ii)b. 主蒸気系</p> <p>・ホ(3)(ii)a. (d)自動減圧系</p> <p>・リ(3)(ii)c. (a) (a-3) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>4.1 主蒸気系(6) 安全弁及び逃がし弁 (基本設計方針)</p> <p>3.4 逃がし安全弁の機能</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表)</p> <p>4.2 燃料プールスプレイ系 (2)ポンプ可搬型</p>	<p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・解析に当たり、外部電源の状況設定したものであるため</p> <p>・原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定したものであるため</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、水素発生の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・解析に当たって、各機器等の動作を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b-11) <u>ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、原子炉压力容器が破損して熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、崩壊熱相当に余裕を見た流量の注水を行うものとする。</u></p> <p>(b-12) <u>残留熱代替除去系の循環流量は、120m<sup>3</sup>/hとし、原子炉格納容器内に連続スプレイを実施する。</u></p> <p>(b-13) <u>残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量は、残留熱代替除去系による格納容器スプレイ流量 120m<sup>3</sup>/h とした場合の熱交換器の設計性能に基づき約 6 MW(サブプレッション・プール水温度 100℃, 海水温度 30℃において) とする。</u></p> <p>(b-14) <u>可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、ガス温度 35℃, 純度 99.9vol%にて 100m<sup>3</sup>/h[normal] (窒素 99.9m<sup>3</sup>/h[normal] 及び酸素 0.1m<sup>3</sup>/h[normal]) で原子炉格納容器内に注入する。</u></p> <p>(b-15) <u>コリウムシールドは、材料をジルコニア耐熱材とし、侵食開始温度を 2,100℃と設定する。</u></p> <p>(b-16) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(b-16-1) <u>逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動による原子炉急速減圧操作は、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達した時点で開始する。</u></p> <p>(b-16-2) <u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損前の初期水張り）は、原子炉压力容器下鏡温度が 300℃に到達したことを確認して開始し、ペDESTAL水位が 2.4m（注水量約 225m<sup>3</sup>）に到達したことを確認した場合に停止する。</u></p>	<p>・リ(3)(ii)b.(a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>・ホ(4)(v)b.(a) 原子炉補機代替冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>・リ(3)(ii)d.(a-1) 窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の不活性化</p> <p>・リ(3)(ii)c. 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表) 3.(6)(6.6) 残留熱代替除去系</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 8.3 原子炉補機代替冷却系(2) 熱交換器(可搬型) ・設定根拠に関する説明書 移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器</p> <p>原子炉格納施設 (要目表) (7.4) 窒素ガス代替注入系</p> <p>原子炉格納施設 (基本設計方針) 3.2.5 ペDESTAL代替注水系による原子炉格納容器下部への注水</p>	<p>・解析に当たって、ペDESTAL代替注水系（可搬型）の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・残留熱除去系熱交換器の伝熱特性に基づき、残留熱代替除去系及び原子炉補機代替冷却水系の流量に応じた伝熱容量を設定したものであるため</p> <p>・解析に当たって、可搬式窒素供給装置の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・解析に当たって、コリウムシールドの取扱いを設定したものであるため。</p> <p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b-16-3) <u>ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損後の注水）は、原子炉圧力容器破損を確認した場合に開始する。</u></p> <p>(b-16-4) <u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は、事象発生から10時間後から開始するものとする。</u></p> <p>(b-16-5) <u>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入操作は、12時間後からドライウエル内へ窒素注入を開始する。</u></p> <p>(b-17) Cs-137の放出量評価の条件としては、以下のとおりとする。</p> <p>(b-17-1) <u>事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高50,000時間とする。</u></p> <p>(b-17-2) <u>残留熱代替除去系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出されるものとする。</u></p> <p>(b-17-3) <u>原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレイやサブプレッション・チェンバ内のプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</u></p> <p>(b-17-4) 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(b-17-4-1) <u>原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。</u>  <u>なお、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果を考慮する。</u></p>	<p>・リ(2) 原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率</p>	<p>原子炉格納施設 (要目表) 1. 原子炉格納容器 (1) 原子炉格納容器本体 ・原子炉格納施設の設計条件に関する説明書</p>	<p>・有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・安全評価指針に基づき、運転時間を設定したものであるため</p> <p>・事象進展解析に基づき、放出割合を設定したものであるため</p> <p>・Cs-137の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の取扱いを設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b-17-4-2) <u>非常用ガス処理系による原子炉建物原子炉棟の設計負圧が維持されていることを想定し、設計換気率1回/日相当を考慮</u>する。なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</p> <p>(b-17-4-3) <u>原子炉建物内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</u></p> <p>(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 「(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件を適用する。</p> <p>(d) 水素燃焼 「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1) 残留熱代替除去系を使用する場合」の条件に加えて、本格納容器破損モードを評価するため、以下の条件を適用する。</p> <p>(d-1) <u>原子炉格納容器の初期酸素濃度、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガス並びに可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入に伴い注入される酸素を考慮することとする。原子炉格納容器の初期酸素濃度は、2.5vol%とする。</u></p> <p>(d-2) <u>炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は、解析コードによる評価結果から得られた値を用いるものとする。</u></p>	<p>・リ(4)(ii) 非常用ガス処理系</p> <p>(本文五号に記載なし)</p>	<p>・設定根拠に関する説明書 非常用ガス処理系排風機</p> <p>原子炉格納施設 (基本設計方針) 3.4.3 窒素ガス代替注入系による可燃性ガス濃度の抑制 ・格納容器フィルタベント系の設計</p>	<p>・原子炉建物原子炉棟の負圧、フィルタ装置による放射性物質除去効果を設定したものであるため</p> <p>・原子炉建屋内での放射能の時間減衰の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・水素燃焼の観点から厳しい条件となるよう、ジルコニウム－水反応による水素発生量の取扱いを設定したものであるため</p> <p>・電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」（昭和61年～62年）に基づき、評価上設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(d-3) <u>水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は、解析コードで得られる崩壊熱を基に評価する。ここで、水素及び酸素の発生割合（100eV 当たりの分子発生量）は、それぞれ 0.06, 0.03 とする。</u>  <u>また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、原子炉圧力容器内については、ベータ線、ガンマ線ともに 0.1, 原子炉圧力容器外の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに 1 とする。</u></p> <p>(d-4) <u>金属腐食等による水素発生量は考慮しない。</u></p> <p>(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用  「(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件を適用する。これに加え、初期酸素濃度並びに水素及び酸素の発生量については「(d) 水素燃焼」の条件を適用する。</p>			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 保守的に放射線のエネルギーの100%が水の放射線分解に寄与するものとして設定したものであるため</li>   <li>・ 酸素濃度を厳しくする観点で保守的に設定したものであるため</li> </ul>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>d. 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(a) 想定事故 1</p> <p>(a-1) <u>燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、燃料プールと隣接する原子炉ウエルの間に設置されているプールゲートは閉状態を仮定する。</u></p> <p>(a-2) <u>燃料プールの初期水温は、65℃とする。</u></p> <p>(a-3) <u>燃料プールの崩壊熱は、約 7.8MW を用いるものとする。</u></p> <p>(a-4) <u>安全機能としては、燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却系、残留熱除去系、復水輸送系等の機能を喪失するものとする。</u></p> <p>(a-5) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(a-6) <u>燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を使用した燃料プールへの注水は、大量送水車 1 台を使用するものとし、48m<sup>3</sup>/h の流量で注水する。</u></p> <p>(a-7) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(a-7-1) <u>燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水は、事象発生から約 7.9 時間後に開始する。</u></p> <p>(b) 想定事故 2</p> <p>(b-1) <u>燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、燃料プールと隣接する原子炉ウエルの間に設置されているプールゲートは閉状態を仮定する。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ニ(3)(ii)a. 燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備</p> <p>・ニ(3)(ii)a.(a)(a-2) 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水</p>	<p>使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (基本設計方針)</p> <p>4.2.1 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表)</p> <p>4.2 燃料プールのスプレイ系 (基本設計方針)</p> <p>4.3.2 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ</p>	<p>・運転状態を設定したものであるため</p> <p>・解析に当たり、外部電源の状況設定したものであるため</p> <p>・実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（以下「使用済燃料貯蔵槽有効性評価ガイド」という。）に基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・運転状態を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b-2) <u>燃料プールの初期水温は、65℃とする。</u></p> <p>(b-3) <u>燃料プールの崩壊熱は、約 7.8MW を用いるものとする。</u></p> <p>(b-4) <u>安全機能としては、燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却系、残留熱除去系、復水輸送系等の機能を喪失するものとする。</u></p> <p>(b-5) <u>燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいとして、残留熱除去系配管の全周破断を想定する。</u></p> <p>(b-6) <u>サイフォン現象による燃料プール水位の低下は、サイフォンブレイク配管の効果により、燃料プール冷却系戻り配管水平部下端(通常水位より約 0.28m 下)に余裕をみた、通常水位から約 0.35m 下まで低下するものとする。</u> <u>なお、評価においては燃料プールの水位は、燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近まで瞬時に低下するものとする。</u></p> <p>(b-7) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(b-8) <u>燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)を使用した燃料プールへの注水は、大量送水車 1 台を用いるものとし、48m<sup>3</sup>/h の流量で注水する。</u></p> <p>(b-9) <u>事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</u></p> <p>(b-9-1) <u>燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)を使用した燃料プールへの注水は、事象発生から約 7.6 時間後に開始するものとする。</u></p>	<p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ニ(3)(ii) a. 燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備</p> <p>(本文五号に記載なし)</p> <p>・ニ(3)(ii) a. (a) (a-2) 燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水</p>	<p>使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (基本設計方針) 4.2.1 燃料プールのスプレイ系(常設スプレイヘッド)による燃料プールへの注水</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (基本設計方針) 4.2 燃料プールへの注水</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 (要目表) 4.2 燃料プールのスプレイ系 (基本設計方針) 4.2.2 燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水</p>	<p>・運転状態を設定したものであるため</p> <p>・使用済燃料貯蔵槽有効性評価ガイドに基づき、水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象を設定したものであるため</p> <p>・解析に当たり、外部電源の状況を設定したものであるため</p> <p>・使用済燃料貯蔵槽有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p>



発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>e. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(a) 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)</p> <p>(a-1) <u>原子炉圧力容器の未開放時について評価する。</u></p> <p>(a-2) <u>原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用し、原子炉停止1日後の崩壊熱として約14.0MWを用いるものとする。</u></p> <p>(a-3) <u>原子炉初期水位は通常運転水位とする。</u></p> <p>(a-4) <u>原子炉初期水温は52℃とする。</u></p> <p>(a-5) <u>原子炉圧力の初期値は大気圧とし、事象発生後も大気圧が維持されるものとする。</u></p> <p>(a-6) <u>起因事象として、運転中の残留熱除去系の故障によって、崩壊熱除去機能を喪失するものとする。</u></p> <p>(a-7) <u>安全機能としては、運転中の残留熱除去系の機能が喪失するものとする。</u></p> <p>(a-8) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(a-9) <u>残留熱除去系(低圧注水モード)は、1,136m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。</u></p> <p>(a-10) <u>残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の伝熱容量は、熱交換器1基当たり約9MW(原子炉冷却材温度52℃、海水温度30℃において)とする。</u></p>	<p>・ホ(4)(i) 残留熱除去系</p> <p>・ホ(4)(i) 残留熱除去系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5.1 残留熱除去系(3) ポンプ(常設)</p> <p>・設定根拠に関する説明書 残留熱除去ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>5.1 残留熱除去系(2) 熱交換器(常設)</p> <p>・設定根拠に関する説明書 残留熱除去系熱交換器</p>	<p>・運転停止状態を設定したものであるため</p> <p>・ECCS性能評価指針に基づき設定したものであるため</p> <p>・崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止後1日後の崩壊熱として設定したものであるため</p> <p>・運転停止状態を設定したものであるため</p> <p>・評価上、崩壊熱による蒸発量が保守的となるよう設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・解析に当たり、外部電源の状況設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(a-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(a-11-1) <u>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は、事象発生から2時間後に実施するものとする。</u></p> <p>(b) 全交流動力電源喪失</p> <p>(b-1) <u>原子炉圧力容器の未開放時について評価する。</u></p> <p>(b-2) <u>原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用し、原子炉停止1日後の崩壊熱として約14.0MWを用いるものとする。</u></p> <p>(b-3) <u>原子炉初期水位は通常運転水位とする。</u></p> <p>(b-4) <u>原子炉初期水温は52℃とする。</u></p> <p>(b-5) <u>原子炉圧力の初期値は大気圧とし、事象発生後も大気圧が維持されるものとする。</u></p> <p>(b-6) <u>起因事象として、外部電源を喪失するものとする。</u></p> <p>(b-7) <u>安全機能としては、すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源を喪失するものとする。また、原子炉補機冷却系の機能喪失を重畳させるものとする。</u></p> <p>(b-8) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(b-9) <u>低圧原子炉代替注水系（常設）は、200m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。</u></p> <p>(b-10) <u>原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の伝熱容量は、熱交換器1基当たり約15.7MW（原子炉冷却材温度100℃、海水温度30℃において）とする。</u></p>	<p>・ホ(3)(iii)b.(c)(c-1-1-1) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <p>・ホ(4)(v)b.(a) 原子炉補機代替冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>6.5 低圧原子炉代替注水系 (1) ポンプ</p> <p>原子炉冷却系統施設 (要目表)</p> <p>8.3 原子炉補機代替冷却水系 (2) 熱交換器 (可搬型)</p> <p>・設定根拠に関する説明書</p> <p>移動式代替熱交換設備プレート式熱交換器</p>	<p>・実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（以下「運転停止中原子炉有効性評価ガイド」という。）に基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・運転停止状態を設定したものであるため</p> <p>・ECCS性能評価指針に基づき設定したものであるため</p> <p>・崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止後1日後の崩壊熱として設定したものであるため</p> <p>・原子炉の運転状態を設定したものであるため</p> <p>・評価上、崩壊熱による蒸発量が保守的となるよう設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・解析に当たり、外部電源の状況設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(b-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(b-11-1) <u>事象発生2時間までに常設代替交流電源設備によって交流電源の供給を開始する。</u></p> <p>(b-11-2) <u>低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作は、事象発生から2時間後に開始する。</u></p> <p>(b-11-3) <u>原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の運転操作は、事象発生10時間後から開始する。</u></p> <p>(c) 原子炉冷却材の流出</p> <p>(c-1) <u>原子炉圧力容器の開放時について評価する。</u></p> <p>(c-2) <u>原子炉初期水位は原子炉ウェル満水の水位とし、原子炉圧力容器内保有水量を厳しく見積もるため、燃料プールと原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。</u></p> <p>(c-3) <u>原子炉初期水温は52℃とする。</u></p> <p>(c-4) <u>起因事象として残留熱除去系の系統切替え時の原子炉冷却材流出を想定し、流出量は約94m<sup>3</sup>/hとする。</u></p> <p>(c-5) <u>崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発については、考慮しない。</u></p> <p>(c-6) <u>外部電源は使用できないものとする。</u></p> <p>(c-7) <u>残留熱除去系(低圧注水モード)は、1,136m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。</u></p> <p>(c-8) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。</p> <p>(c-8-1) <u>残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転中の残留熱除去ポンプミニマムフロー弁閉止及び待機中の残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水操作は、事象発生から2時間後に実施するものとする。</u></p>	<p>・ホ(4)(i) 残留熱除去系</p>	<p>原子炉冷却系統施設 (要目表) 5.1 残留熱除去系 (3) ポンプ(常設) ・設定根拠に関する説明書 残留熱除去ポンプ</p>	<p>・運転停止中原子炉有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p> <p>・運転停止状態を設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・解析に当たり、外部電源の状況設定したものであるため</p> <p>・運転停止中原子炉有効性評価ガイドに基づき、操作時間、機器の作動条件等を設定したものであるため</p>

発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文十号)	発電用原子炉設置変更許可申請書 (本文五号)	設計及び工事の計画	設計及び工事の計画に該当しない理由
<p>(d) 反応度の誤投入</p> <p>(d-1) <u>評価する炉心状態は、平衡炉心のサイクル初期とする。</u></p> <p>(d-2) <u>事象発生前の炉心の実効増倍率は1.0とする。</u></p> <p>(d-3) <u>事象発生前の原子炉出力は定格値の<math>10^{-8}</math>、原子炉圧力は0.0MPa[gage]、燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材の温度は20℃とする。</u> <u>また、燃料エンタルピの初期値は8kJ/kgとする。</u></p> <p>(d-4) <u>起因事象として、運転停止中の原子炉において、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する。</u></p> <p>(d-5) <u>誤引き抜きされる制御棒は、初めに全引き抜きされている制御棒の斜め隣接の制御棒とする。</u></p> <p>(d-6) <u>外部電源は使用できるものとする。</u></p> <p>(d-7) <u>制御棒は、9.1cm/s の速度で連続で引き抜かれるものとする。</u></p> <p>(d-8) <u>原子炉スクラムは、中間領域計装の中性子束高(各レンジフルスケールの95%) 信号によるものとする。</u> <u>なお、原子炉スクラム信号の発信を想定する際の中間領域計装のバイパス状態は、A、Bチャンネルとも引抜制御棒に最も近い検出器が1個ずつバイパス状態にあるとする。</u></p>	<p>へ(3)(iii) b. 反応度停止余裕(制御棒が1本抜けているとき)</p> <p>・へ(3)(ii)d. 通常時駆動速度及びスクラム時挿入時間</p> <p>・へ(2)(i) 原子炉停止回路の種類</p>	<p><b>【既工認】</b></p> <p>・熱出力計算書</p> <p>・設定根拠に関する説明書 制御棒駆動機構</p> <p>計測制御系統施設 (要目表)</p> <p>6. 原子炉非常停止信号、原子炉非常停止に要する信号及び原子炉非常停止信号を発信させない条件</p> <p>・発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p>	<p>・炉心状態を設定したものであるため</p> <p>・解析上、原子炉の停止状態を設定したものであるため</p> <p>・原子炉冷却材の温度20℃に基づき設定したものであるため</p> <p>・PRA選定結果に基づき設定したものであるため</p> <p>・投入される反応度が厳しくなる条件を設定したものであるため</p> <p>・解析に当たり、外部電源の状況設定したものであるため</p>