

東海第二発電所

設計及び工事計画変更認可申請書

補足説明資料

(改 9)

令和 4 年 10 月

日本原子力発電株式会社

補足説明資料名称

工認添付書類	補足説明資料
—	補足-1 設計及び工事計画変更認可申請における適用条文等の整理について（改1）
—	補足-2 設計及び工事計画変更認可申請書に添付する書類の整理について（改1）
—	補足-3 工事の方法に関する補足説明資料
—	補足-4 原子炉棟換気系改造工事の概要について（改9）
—	補足-5 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改造工事の概要について（改2）

初版：2022年 3月 1日

改1：2022年 3月28日

補足-4：前回ヒアリング（3月11日）コメント反映【p538～556】

改2：2022年 4月 8日

補足-4：前回ヒアリング（3月28日）コメント反映【p539～544, p548～552】

改3：2022年 6月 1日

補足-4：前回ヒアリング（4月 8日）コメント反映

・概要説明書（ppt）の修正【p537～569】

・設置許可基準規則等基準適合性に係る説明資料の追加【p570～1216】

改4：2022年 7月14日

補足-4：前回ヒアリング（6月10日）コメント反映【p537～1280】

補足-6：補足-4のコメント回答資料の追加【p1292～1304】

改5：2022年 8月23日

補足-4：前回ヒアリング（7月14日）コメント反映【p537～636】

改6：2022年 9月 2日

補足-4：前回ヒアリング（8月23日）コメント反映

・概要説明書（ppt）の修正【p537～640】

・上記資料の修正に伴う，設置許可基準規則等基準適合性に係る説明資料の修正【p641～1287】

改7：2022年 9月14日

補足-4：前回ヒアリング（9月2日）コメント反映【p537～562】

補足-5：補足-4コメント反映の水平展開【p1289～1298】

改8：2022年 9月27日

補足-1：前回ヒアリング（9月14日）コメント反映【p3～510】

補足-2：補足-1コメント反映の水平展開【p512～518】

補足-4：前回ヒアリング（9月14日）コメント反映【p537～562】

・参考資料-6の追加【p642～644】

補足-5：前回ヒアリング（9月14日）コメント反映【p1290～1299】

改9：2022年10月 6日

補足-4：前回ヒアリング（9月 2日）コメント反映

・第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等の修正【p648～672】

補足－4：技術基準規則基準適合性に係る説明資料の追加【p1306～2154】

補足－4：上記資料の追加に伴う，設置許可基準規則等基準適合性に係る説明資料の対象条文の追加（第29条）及び関連条文の修正（第6条，第26条，第59条）【p759～796， p978～1002， p1243～1256】

本資料のうち， は商業秘密又は核物質防護上の観点から公開できません。

補足－4【原子炉棟換気系改造工事の概要について】

(改9)

## 東海第二発電所 原子炉棟換気系改造工事の概要について

## 1. 変更理由の見直し経緯について

- 2022年3月1日に申請を行った「設計及び工事計画認可申請書（東海第二発電所の設計及び工事の計画の変更）」の「IV. 変更の理由」については、ヒアリングを通して見直しを行っていることから、見直しの経緯について下表に整理した。

説明時点	本工事に係る「IV.変更の理由」	見直し理由
2022年3月1日申請時	原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタは、使用済燃料プールのスロッシング対策（ダクト閉止）による原子炉建屋換気系の改造に伴い、当該放射線モニタの移設が必要となったことから、設置場所を変更する。	—
2022年6月23日審査会合	<p>① 2018年（平成30年）10月18日に認可された新規制基準への適合に係る工事計画の一部において、原子炉建屋付属棟の外壁について、外部事象からの防護及び地震による波及的影響防止を考慮し、補強を実施する計画であったが、当該補強工事に伴う廃棄物処理設備の長期停止は、発電所全体の維持管理運用及び安全性向上対策工事に支障を来すことが判明した。</p> <p>② 原子炉建屋付属棟内部に設置されている原子炉棟換気系の隔離弁及びびダクトについて、一部運用停止（撤去）することで、この部分に対する外壁補強を取り止めることとし、外壁補強で防護することとしていた原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器の移設を行う。</p>	使用済燃料プールのスロッシング対策（ダクト閉止）に伴う建屋換気風量の減少分は、既設ダンパの開度調整により、排気風量を確保できる見通しが得られた。このため、第二の事由であった原子炉建屋付属棟の外壁の補強に係る事項を変更の理由とすると見直すこととした。
2022年8月末時点	原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタは、二次格納施設バウンダリ機能の信頼性向上のため、原子炉棟換気系のダクト改造を含めた系統構成の変更に伴い、当該放射線モニタを移設する。	原子炉建屋付属棟の外壁の補強に係る事項については、本工事に伴って、本工事に含まれることから、本審査とは切り離し、別途審査頂くこととしたため、改めて変更の理由を見直すこととした。

- 原子炉建屋付属棟の外壁補強範囲の見直しについては、本工事以外の範囲も含まれることから、本審査とは切り離し、見直しが必要となる理由に基づき、特定重大事故等対処施設の設工認又は第4回変認にてご説明することとする。

## 2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について (1/11)

- (1) 二次格納施設バウンダリ(図1参照)の機能の信頼性向上の観点から、原子炉棟換気系給排気ラインを1系統とする。
  - ・給排気ラインは、二次格納施設を貫通しており、バウンダリ機能の確保の観点では、隔離弁の確実な閉止が必要である。
  - ・現在給排気ラインは、2系統のうち1系統のみ運用しているが、1系統を閉鎖することにより、バウンダリ機能のより高い信頼性を確保することができる。(図2-1, 2-2, 2-3, 2-4参照)
- (2) 1系統化する排気ラインは、次の理由から、A系の運用を停止(撤去)し、B系を運用する。これに伴い、原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタ検出器をA系からB系へ移設する。
  - ・排気ラインの外部事象防護対策等(耐震補強含む)を行う際、A系は下層階を含めた補強等が必要となるため、隔離弁の一時撤去が必要である。一方、B系は頑健性を有する原子炉建屋付属棟の上部に位置することから、下層階の補強は不要であり、隔離弁の一時撤去は不要である。(図3参照)
  - ・排気ラインB系は、燃料取替時専用換気系の排気ラインであるものの、A系のダクトと接続することで、B系による通常換気系の排気ラインとして使用できる。(図4-1, 4-2, 4-3, 4-4参照)
  - ・原子炉建屋付属棟の排気ダクトモニタの検知性については、排気ラインB系をA系のダクトと接続し、原子炉建屋原子炉棟6階のスロツシング対策※として閉止するダクトからの排気を、燃料取替時専用換気系の排気に置き換わるよう全体の風量バランスを調整することから、これら原子炉棟換気系改造が排気ダクトモニタの検知性に影響を与えない。(図4-5参照)※スロツシング対策の内容については、参考資料6に示す。
- (3) 1系統化する給気ラインは、次の理由からA系を運用し、B系の運用を停止(撤去)する。
  - ・A系は通常換気系として運用しており、現状設備をそのまま使用することができる。
  - ・B系を運用する場合には、原子炉建屋の各階への給気を可能とし通常換気系として運用するためにダクトの追設が必要である。
- (4) 次の観点から、上記の改造(給排気ラインの1系統化及びダクトの接続並びに原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタ検出器の移設)を行うことにより、安全上問題となることはない。
  - ・改造を行う範囲の設備が持つ安全機能は、改造後も維持される。(別紙1参照)
  - ・他プラントの給排気ラインは1系統であるとともに、東二においても1系統のみ使用している。
- (5) 上記改造に対して、設置許可基準規則等の各条文への適合性を確認し、既許可の適合方針を踏まえたものであること及び適合していることを確認した。(別添資料参照)
- (6) また、設置変更許可申請の要否について確認し不要と判断した。(別紙2参照)
- (7) なお、上記改造に係る設備は、保安規定上の要求がなされる設備を含むため、保安規定への影響についても確認し、保安規定の変更が不要であり保安規定を遵守する上での問題が生じないことを確認した。(別紙3参照)

## 2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について（2/11）

---

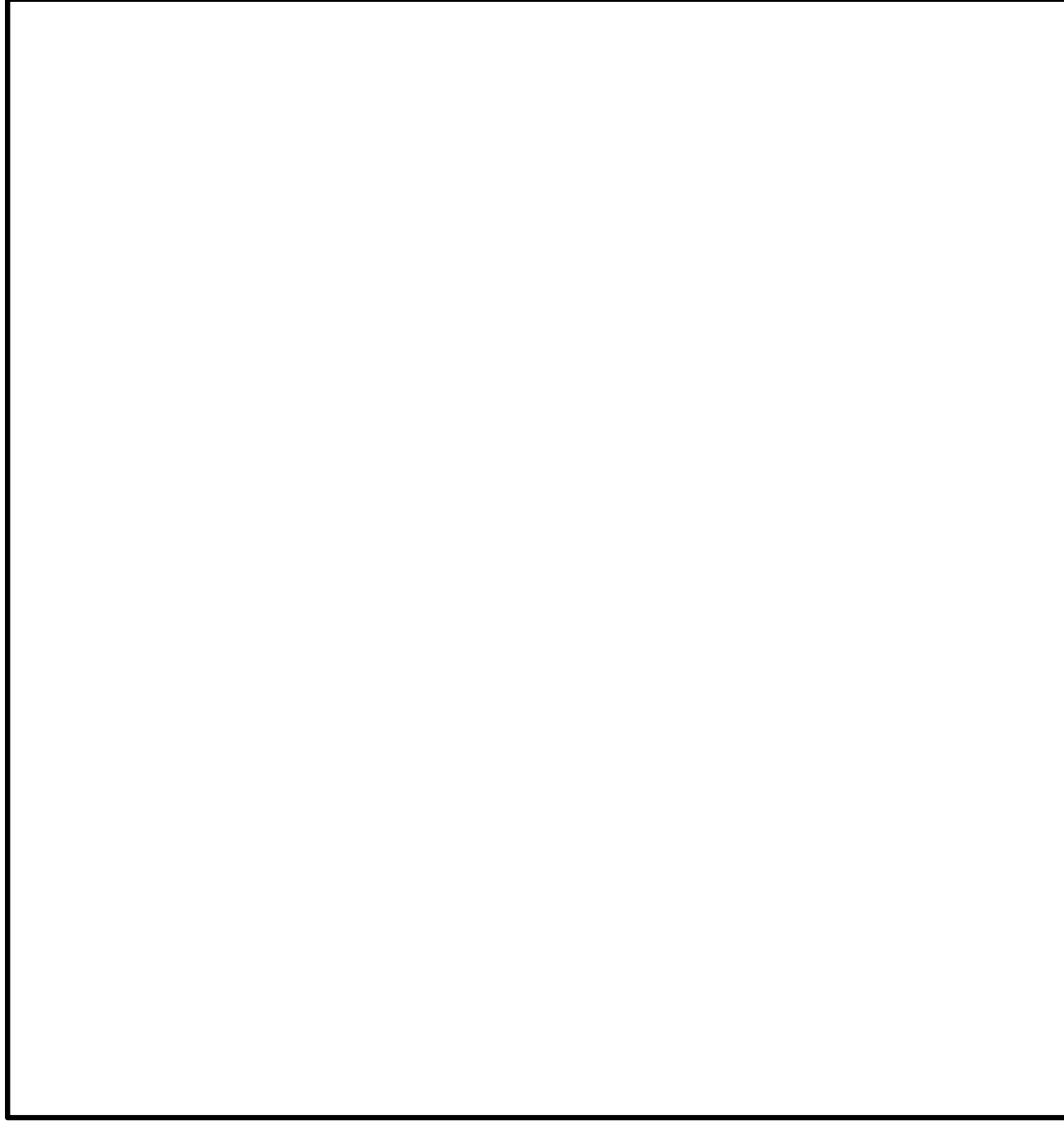


図1 二次格納施設バウンダリ



## 2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について (3/11)

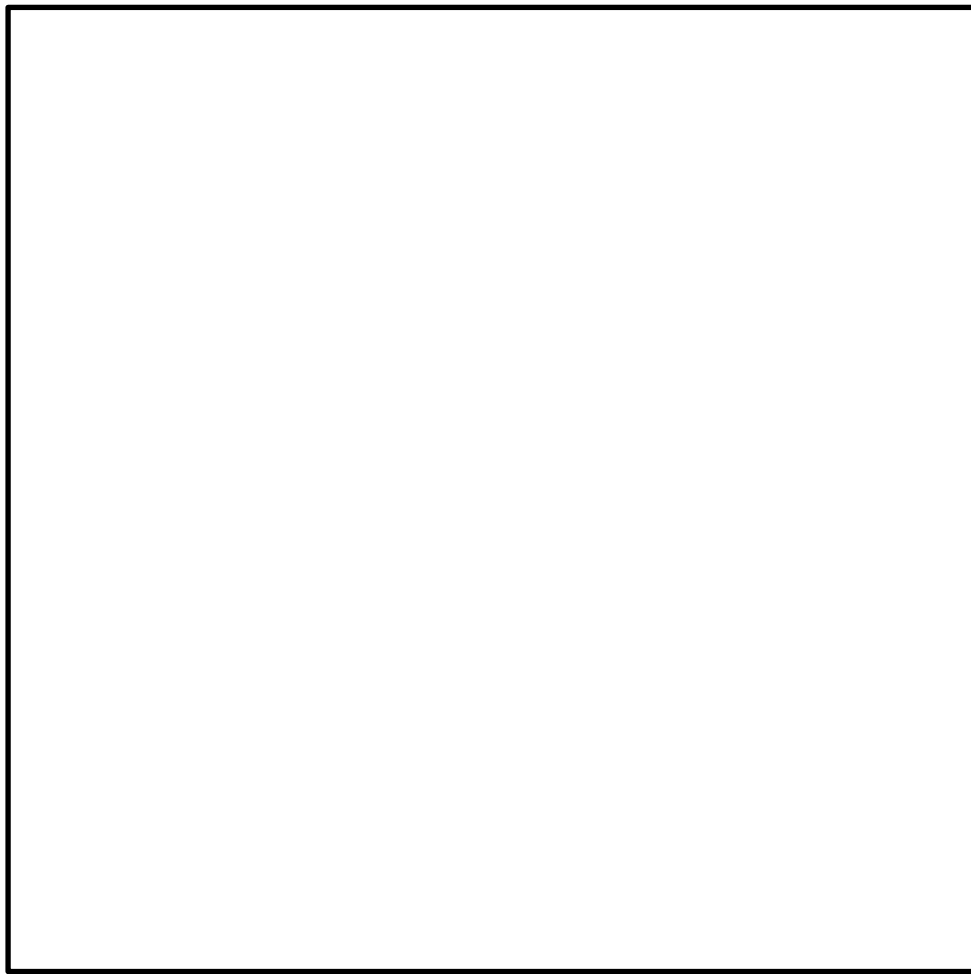
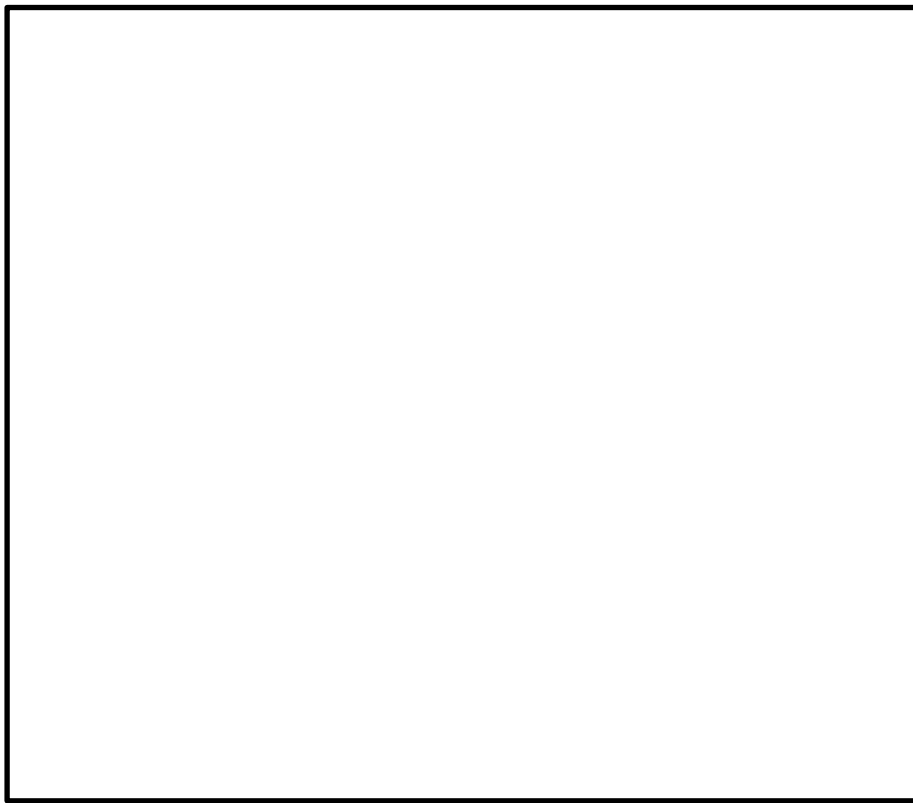


図2-1 二次格納施設バウンダリ  
変更イメージ 平面図



変更なし  
図2-2 二次格納施設バウンダリ  
(給気隔離弁A系) 平面図

## 2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について（4/11）

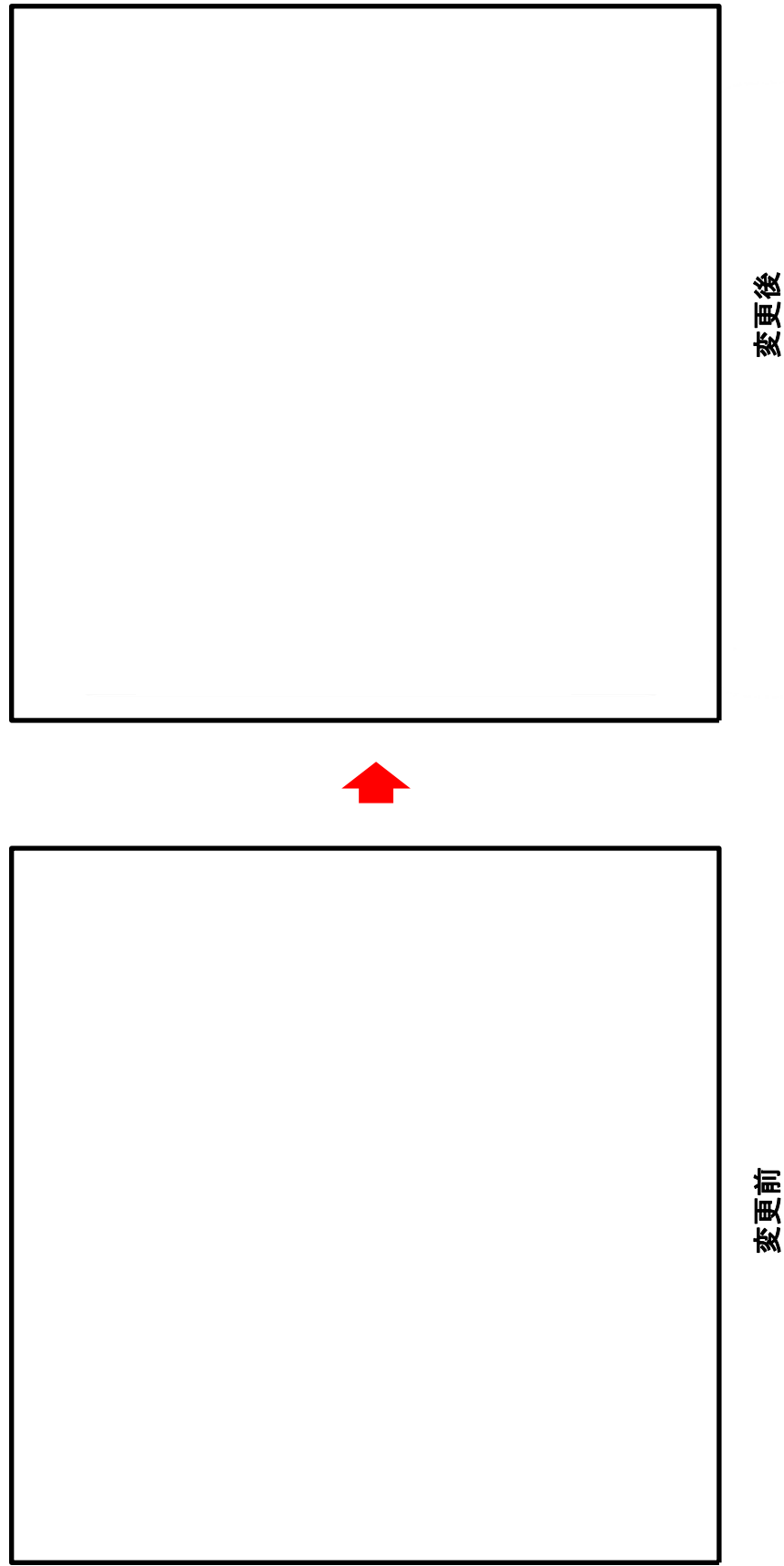
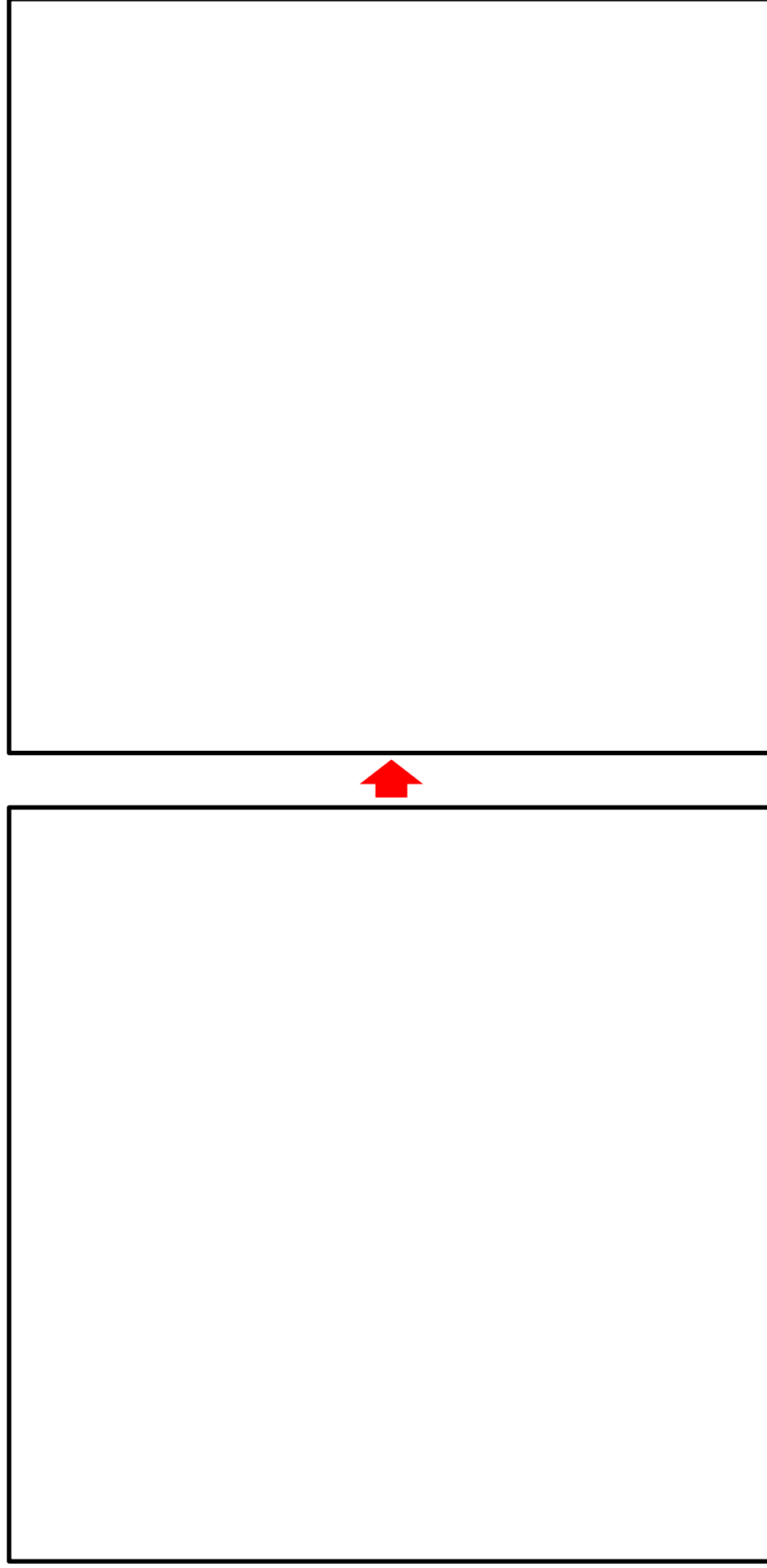


図2-3 二次格納施設バウンダリ  
(給気隔離弁B系) 断面図

## 2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について (5/11)



変更前

変更後

図2-4 二次格納施設バウンダリ(排気隔離弁A, B系) 平面図

## 2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について（6／11）

---

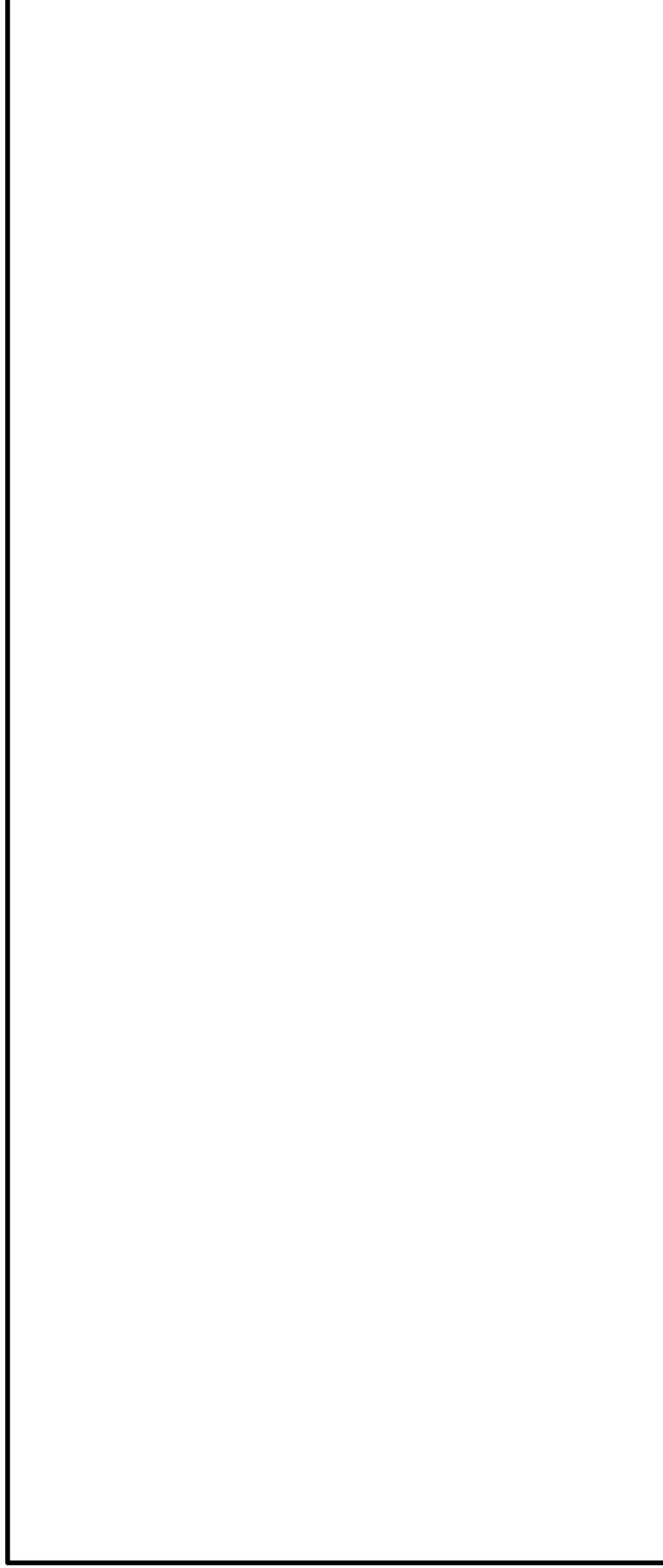


図3 原子炉建屋付属棟外観イメージ

## 2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について（7/11）

---

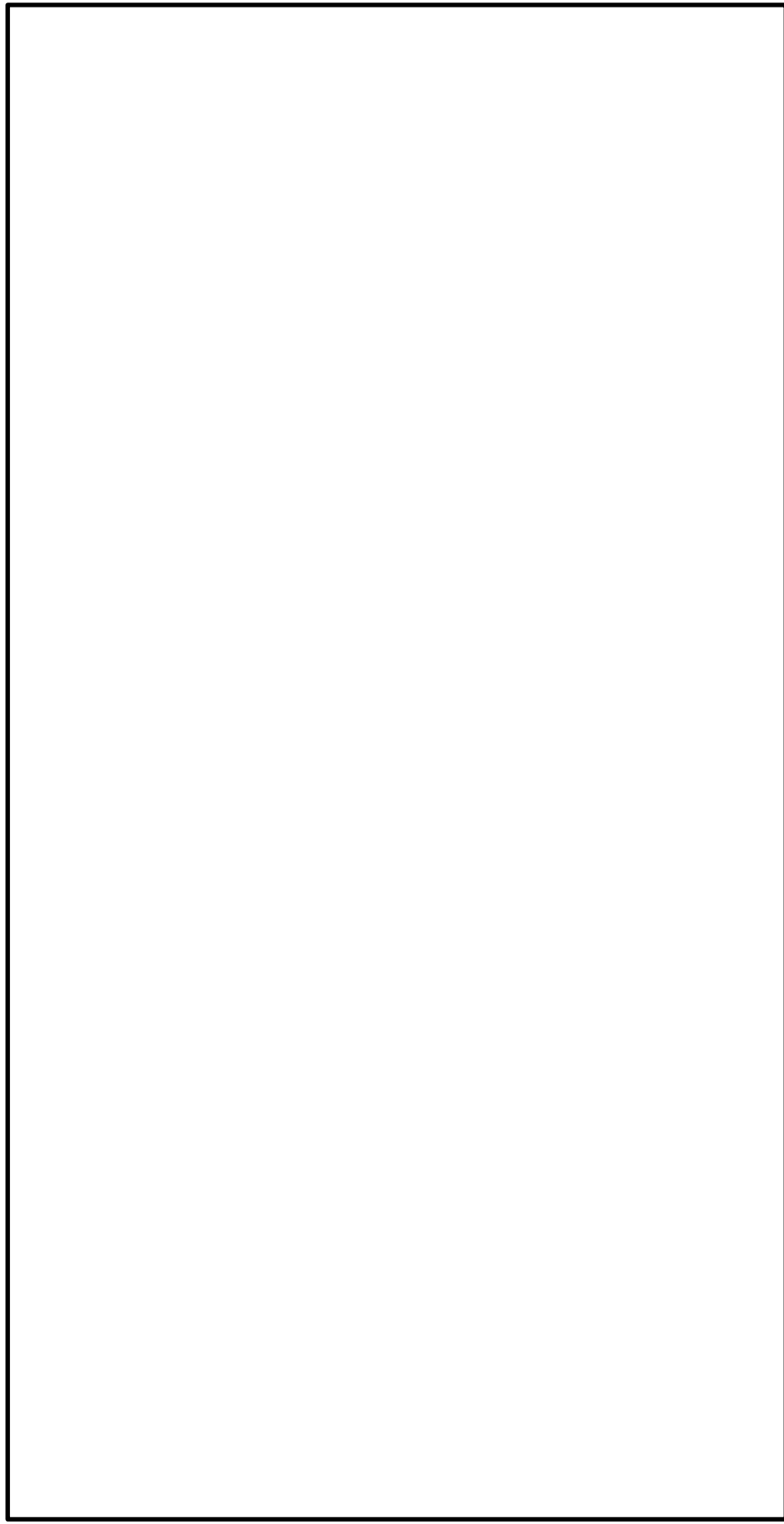


図4-1 原子炉棟換気系(給排気隔離弁・ダクト)改造イメージ

## 2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について（8/11）

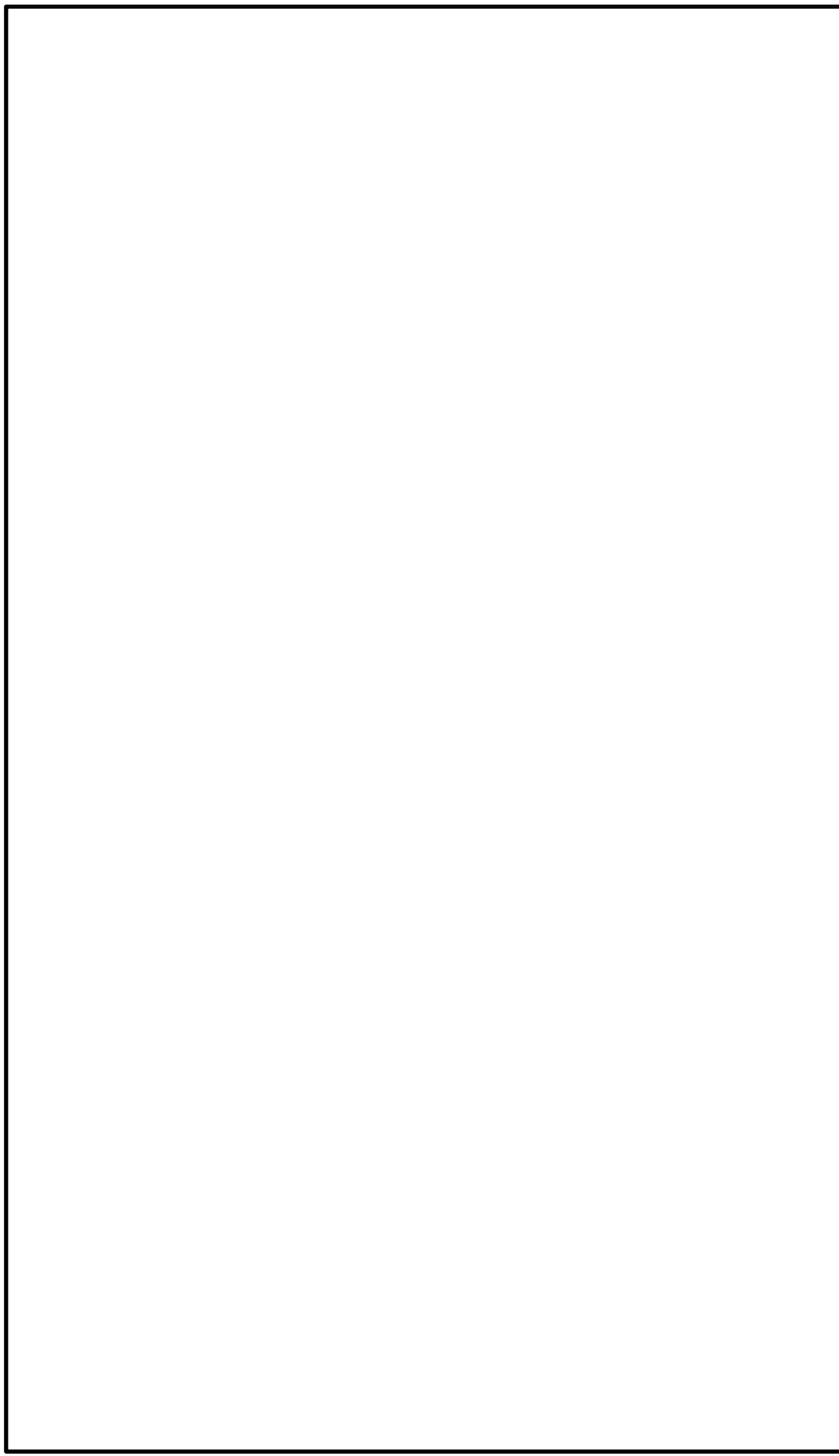


図4-2 原子炉棟換気系改造後における機能への影響

## 2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について（9/11）

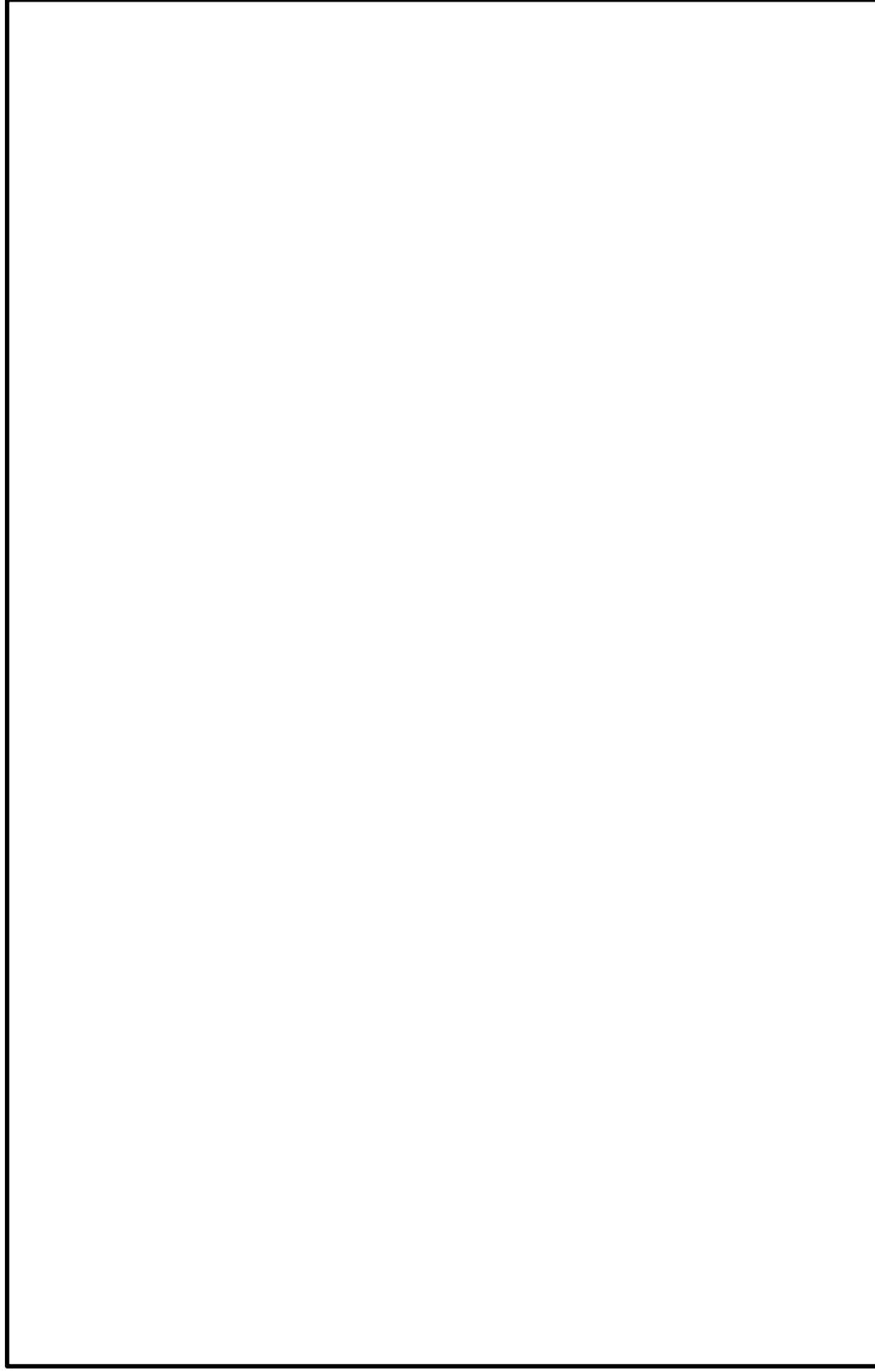
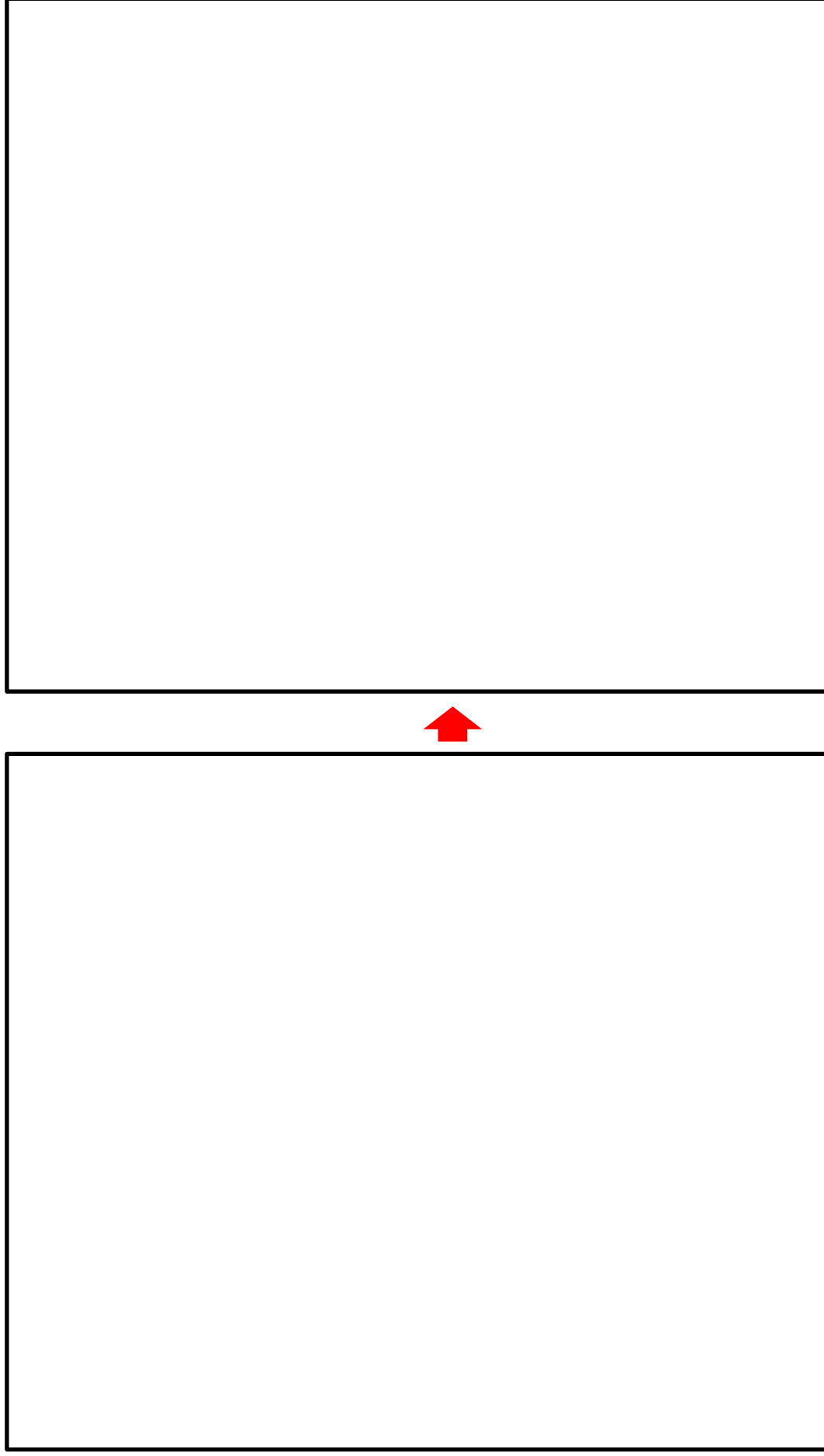


図4-3 原子炉棟換気系全体系統

## 2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について（10／11）



変更前

変更後

図4-4 原子炉建屋原子炉棟6階ダクト配置（平面図）



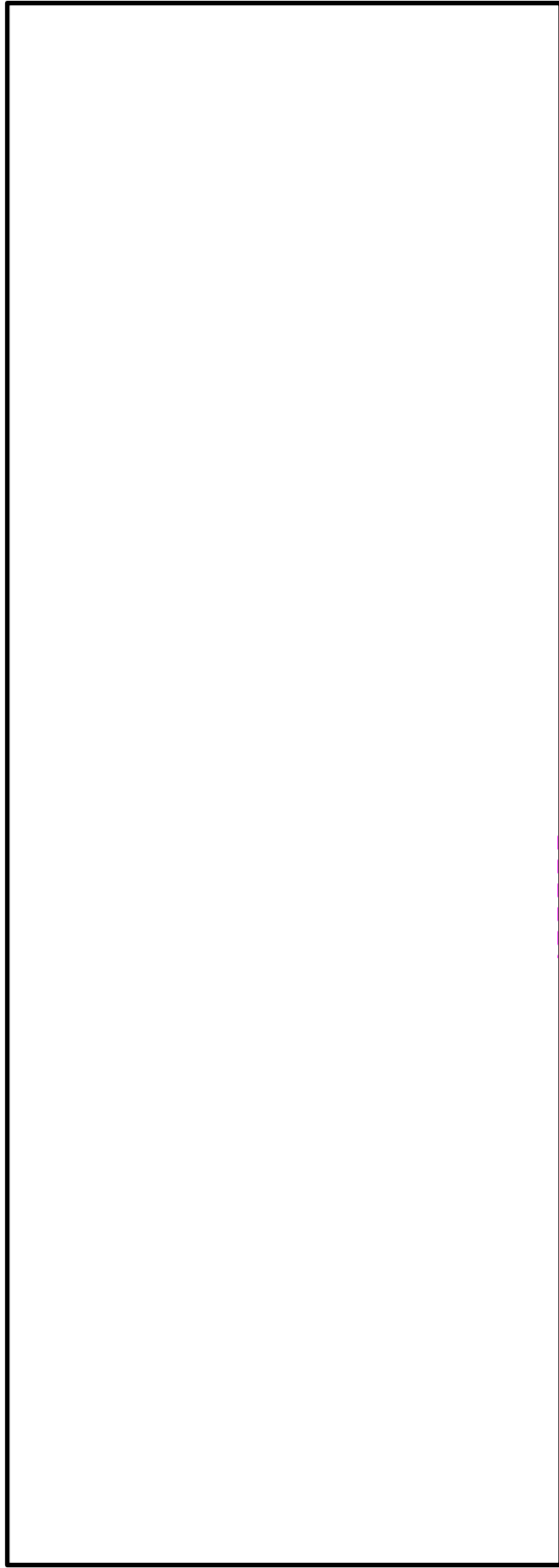
## 2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について (11/11)

### <改造前について>

- ・原子炉棟6階に設置する燃料取替床排気ダクトモニタは、燃料の落下等による当該エリアの異常を検知した際、遅滞なく原子炉棟換気系を停止し、原子炉建屋ガス処理系を作動させる設計としている。
- ・原子炉建屋原子炉棟の境界外側に設置する排気ダクトモニタは、「原子炉棟全域の排気」すなわち「原子炉棟6階の②のダクト並びに原子炉棟6階のSFP等廻り及び原子炉棟各階からのダクトからの排気」について監視することにより、原子炉棟内での放射線物質の漏えい等を速やかに検知し、上記インターロックを作動させる設計としている。

### <改造後について>

- ・原子炉棟6階に設置する燃料取替床排気ダクトモニタは、燃料の落下等による当該エリアの異常を検知した際、遅滞なく原子炉棟換気系を停止し、原子炉建屋ガス処理系を作動させる設計としており、役割及び検知性について、改造前との相違はない。
- ・原子炉建屋原子炉棟の境界外側に設置する排気ダクトモニタについては、原子炉棟6階のSFP等廻りのダクトが閉止されることから、原子炉棟各階からの放射線物質の漏えい等の検知性への影響がないよう設計等を行う。具体的には、②のダクトに加え④のダクトについても原子炉棟6階からの排気を行えるようダクトの追設を行うとともに、図中のVD(ボリュウムタンク)の開度調整を行うことにより、原子炉棟6階からの排気風量を改造前(②のダクト及びSFP等廻りからの排気風量)と同等とする。
- ・この設計等により、「原子炉棟全域の排気」を監視している排気ダクトモニタの役割及び検知性への影響はない。



改造前

改造後

図4-5 原子炉棟換気系改造後における各モニタの設計上の考慮

## 別紙1 原子炉棟換気系改造工事に伴う安全機能への影響について(1/6)

### 1. 原子炉棟換気系改造工事の内容

(排気ライン)

- ・A系排気隔離弁の撤去
- ・原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタ検出器の移設
- ・A系及びB系のダクト接続(給気ライン)
- ・B系給気隔離弁の撤去

### 2. 原子炉棟換気系改造に伴う安全機能への影響について

- ・原子炉棟換気系改造に伴う各設備が持つ安全機能について換気系改造に伴う各設備が有する安全機能を抽出した。(表1参照)

#### (1) 原子炉棟換気系給排気隔離弁及びダクト

これらは原子炉棟換気系の隔離弁及びダクトであり、通常運転時における原子炉建屋の負圧維持のための常用換気系を構成するとともに、設計基準事故及び重大事故等時においては、二次格納施設としてのバウンダリを構成する設備であり、以下の安全機能を有する。

- MS-1: 放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮へい及び放出低減機能(当該系)【二次格納施設の機能】
- MS-2: 放射性物質放出の防止機能(当該系)【二次格納施設の機能(燃料集合体落下時)】
- MS-3: 放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮へい及び放出低減機能(間接関連系※)【原子炉建屋の負圧維持と換気機能】

※: 当該系の信頼性維持に関わる関連系

#### (2) 原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタ検出器

原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタ検出器は、排気ダクト内の放射性物質の濃度を計測するとともに、設計基準事故時において、原子炉建屋放射能高の信号により、原子炉棟換気系の隔離弁を自動閉鎖し、常用換気系から原子炉建屋ガス処理系への切替信号(起動信号)を発信するとともに運転員等に情報を提供する設備となり、以下の機能を有する。

- MS-1: 工学的安全施設への作動信号の発生機能(直接作動系)【原子炉建屋ガス処理系作動機能(原子炉棟換気系閉鎖)】
- MS-3: 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(情報提供系)【MS-1の補助的な情報の監視機能】

- ・改造による安全機能への影響について

改造後において、上記で抽出した安全機能が維持できることを確認した。(表2参照)

# 別紙1 原子炉棟換気系改造工事に伴う安全機能への影響について(2/6)

表1 改造対象設備の安全機能抽出

設備名	クラス	安全機能	役割
原子炉棟換気系給排気隔離弁・ダクト	MS-1	放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮へい及び放出低減機能	二次格納施設の機能
	MS-2	放射性物質放出の防止機能	二次格納施設の機能(燃料集合体落下時)
	MS-3	放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉建屋の負圧維持と換気機能 (当該系の信頼性維持に関わる関連系)
原子炉建屋換気系(ダクト) 放射線モニタ検出器	MS-1	工学的安全施設への作動信号の発生機能	原子炉建屋ガス処理系作動機能 (原子炉棟換気系閉鎖)
	MS-3	緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	MS-1の補助的な情報の監視機能

# 別紙1 原子炉棟換気系改造工事に伴う安全機能への影響について(3/6)

表2 改造後の安全機能への影響の整理

設備名	クラス	安全機能	改造後	影響
原子炉棟換気系排気隔離弁A・ダクト	MS-1	放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮へい及び放出低減機能	撤去	原子炉建屋原子炉棟内のダクトは撤去し、ダクトが貫通していた原子炉建屋原子炉棟の壁も既設壁と同等の閉止を行い二次格納施設ハウンドリとすることにより、安全機能を維持できる。
	MS-2	放射性物質放出の防止機能		
	MS-3	放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮へい及び放出低減機能		
原子炉棟換気系排気隔離弁B・ダクト	MS-1	放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮へい及び放出低減機能	変更なし	なし
	MS-2	放射性物質放出の防止機能		
	MS-3	放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮へい及び放出低減機能		
原子炉棟換気系給気隔離弁A・ダクト	MS-1	放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮へい及び放出低減機能	変更なし	なし
	MS-2	放射性物質放出の防止機能		
	MS-3	放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮へい及び放出低減機能		
原子炉棟換気系給気隔離弁B・ダクト	MS-1	放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮へい及び放出低減機能	撤去	原子炉建屋原子炉棟内でダクトの閉止及び下流側ダクトを撤去し、ダクトが貫通していた原子炉建屋原子炉棟の壁も既設壁と同等の閉止を行い二次格納施設ハウンドリとすることにより、安全機能を維持できる。
	MS-2	放射性物質放出の防止機能		
	MS-3	放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮へい及び放出低減機能		
原子炉建屋換気系(ダクト) 放射線モニタ検出器	MS-1	工学的安全施設への作動信号の発生機能	移設	設置位置を変更する必要があるが、機能に影響がないよう移設できることから安全機能を維持できる。
	MS-3	緊急時対策上重要なもの 及び異常状態の把握機能		

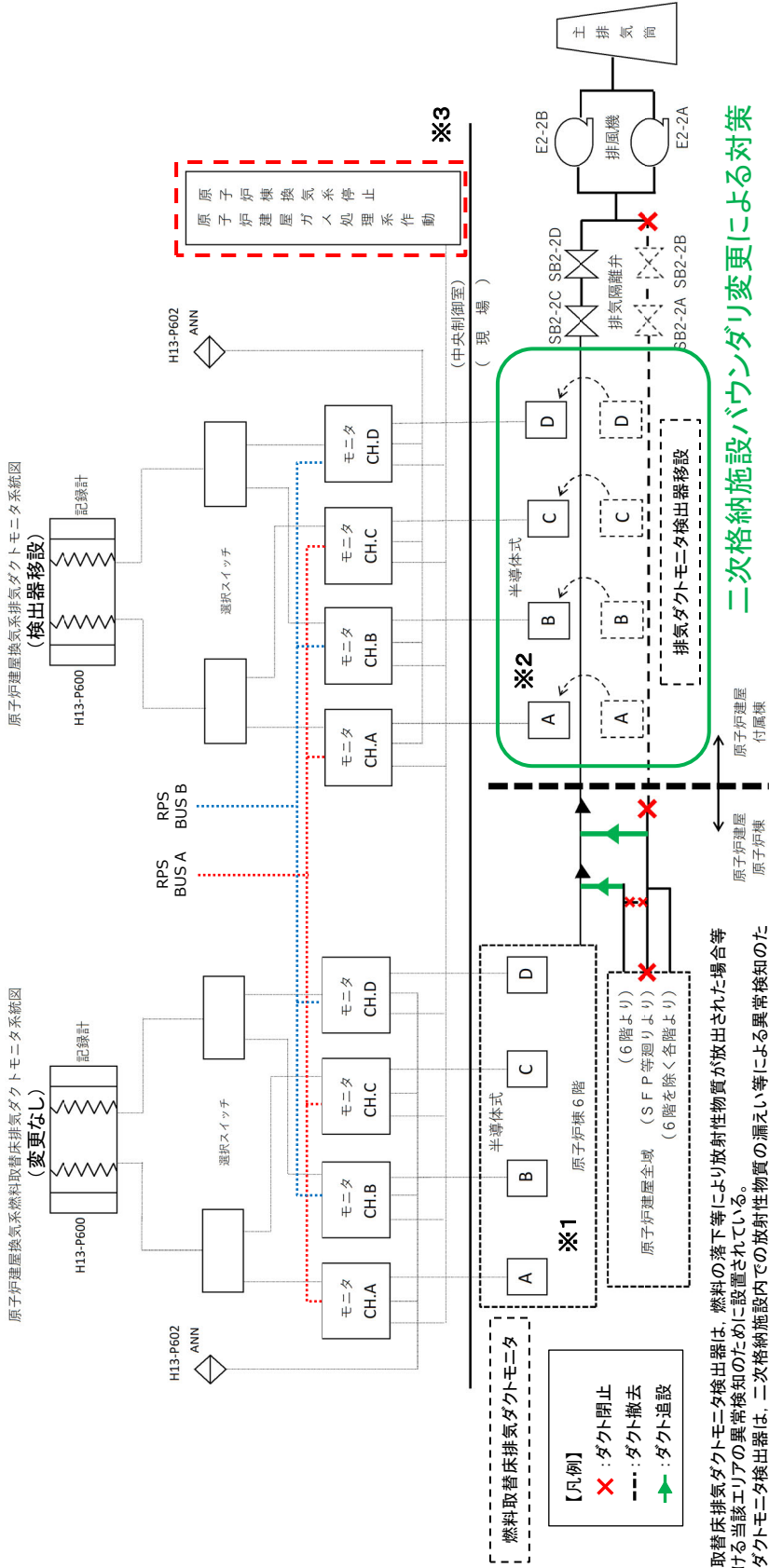
# 別紙1 原子炉棟換気系改造工事に伴う安全機能への影響について(4/6)

1. 原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタ検出器移設による安全機能への影響について
 

原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタ検出器移設による、以下の安全機能への影響について確認する。

  - MS-1:工学的安全施設への作動信号の発生機能(直接作動系)【原子炉建屋ガス処理系作動機能(原子炉棟換気系閉鎖)】
  - MS-3:緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(情報提供系)【MS-1の補助的な情報の監視機能】

図5-1に示すとおり、二次格納施設バウンダリ変更による対策は、**当該放射線モニタ検出器の移設のみ**であり、検出器の数及びインターロック並びに監視系への出力信号等の変更はなく、従来より有する安全機能に影響を及ぼすことはない。



※1:燃料取替床排気ダクトモニタ検出器は、燃料の落下等により放射性物質が放出された場合等における当該エリアの異常検知のために設置されている。  
 ※2:排気ダクトモニタ検出器は、二次格納施設内での放射性物質の漏えい等による異常検知のために、原子炉建屋原子炉棟の境界外側(二次格納施設の壁を貫通したダクトの側面)に設置されている。  
 なお ※1、※2で示す取り付け状況は、別紙1(補足)参照。  
 ※3:原子炉建屋ガス処理系作動及び原子炉棟換気系停止機能の詳細は、次頁以降で確認する。

図5-1 原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタ系統概略図



# 別紙1 原子炉棟換気系改造工事に伴う安全機能への影響について(6/6)

< 参考 >

原子炉建屋ガス処理系A系ロジック作動時の系統状態を示す。

※ …… は自動停止・閉止した機器を示す。

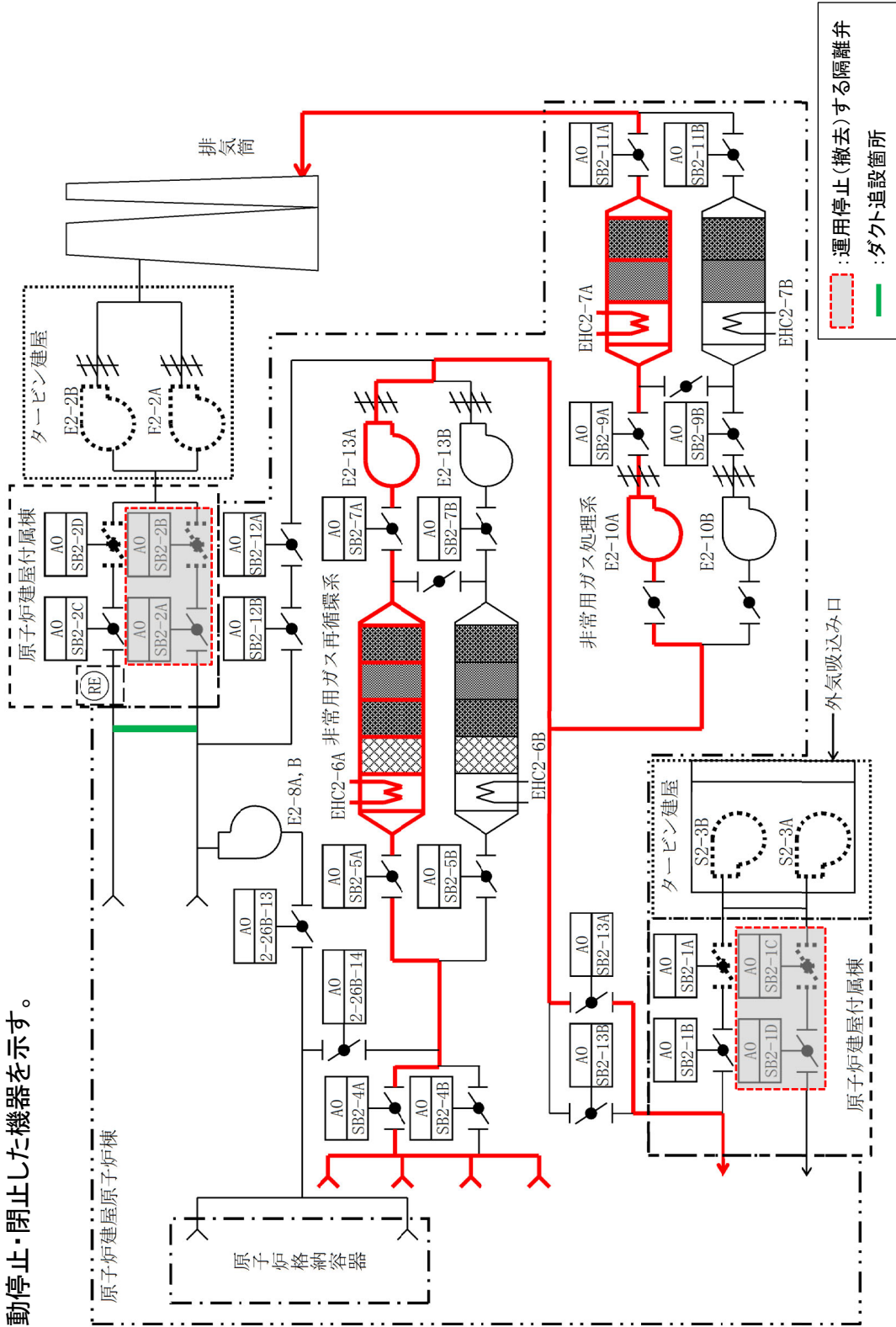


図5-3 原子炉建屋ガス処理系作動時の系統状態

# 別紙1 原子炉棟換気系改造工事に伴う安全機能への影響について(補足)

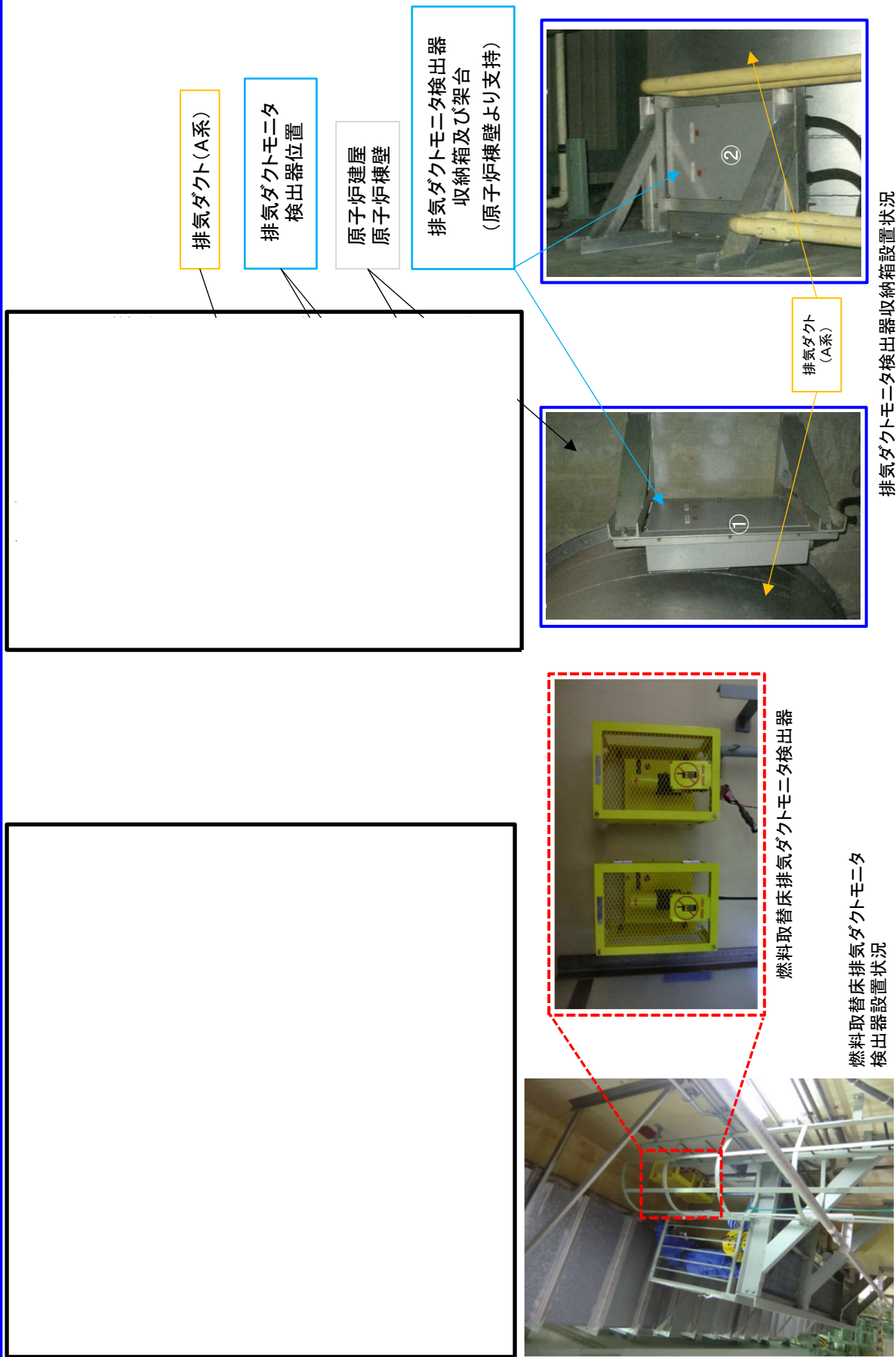


図5-4 原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタ検出器配置図



## 別紙2 原子炉棟換気系改造による設置変更許可要否について(1/2)

- (1) 今回の設備改造に関連する原子炉設置許可申請書の本文記載事項を参考資料1に示す。
- (2) 参考資料1のP9のとおり、本文五号において原子炉棟換気系は、送風機及び排風機により、発電所通常運転中、原子炉建屋原子炉棟内の換気を行うものである。今回の原子炉棟換気系の改造は、常用換気系の設計を一部見直すものであるが、送風機と排風機による換気を行う設計に変更はなく、本文五号に記載されている基本的設計方針を変更するものではない。
- (3) このほか、今回の設備改造は、原子炉建屋ガス処理系や安全保護系に係るものであるが、参考資料1に示す本文五号の基本的設計方針を変更するものではない。
- (4) 今回の設備改造は放射線モニタ検出器の移設であり、本文十号及び添付書類十に記載される、「環境への放射性物質の異常な放出(被ばく評価)」で原子炉建屋ガス処理系の作動条件になりえる「原子炉建屋放射能高」は従来通り検知できる。設計基準事象の被ばく評価への影響の詳細については、参考資料2に示す。
- (5) 以上のことから、本文五号及び十号の変更は不要であり、設置変更許可は不要であると考える。
- (6) 参考資料3に示す添付書類八において、原子炉棟換気系の設計として以下の記載がなされており、2系統を1系統にすることにより添付書類八の記載事項に変更が生じる。しかしながら、設置許可基準規則等への適合性に影響を与えない。(別添資料参照)

### 【添付書類八の記載の抜粋】

- ・燃料交換作業時には予備ファン1台を起動させ、原子炉建屋運転階の換気風量の増大を行うことができる。
- ・換気用の原子炉建屋入口及び出口ダクトはそれぞれ2系統を有し、それぞれ2個の空気作動の隔離弁があつて

上記2系統の設計は、安全上の観点ではなく運用性向上※の観点から行ったものであるが、東海第二発電所の実運用としては1系統のみ使用しており、1系統の設計にしても運用上の問題が生じることはない。

なお、本2系統の設計は東海第二発電所特有のものであり、他プラントにおいては採用されていない。

※:運用性向上として期待していたのは、燃料取替時においてSFP水等の気化による結露を防止することである。しかし、「9条 溢水による損傷の防止等」に係る新規制基準適合性審査において、その他の漏えい事象に区分される結露水については、安全機能に影響を及ぼさない設計となっていることを確認していること、仮に結露が生じた場合においても安全上の問題となることはない。(参考資料4(9条審査資料抜粋)参照)

- (7) 上記(6)に記載した内容を踏まえた添付書類八の記載の変更については、今後、関連する設備の変更等による設置変更許可申請を行う際に行うこととする。(変更箇所については、図6参照)

# 別紙2 原子炉棟換気系改造による設置変更許可要否について(2/2)

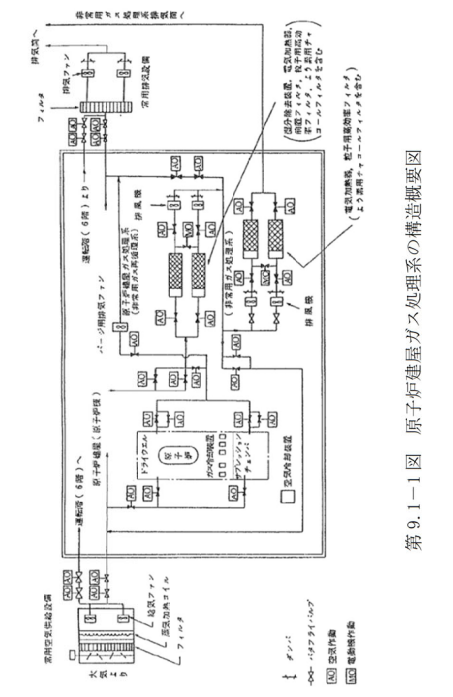
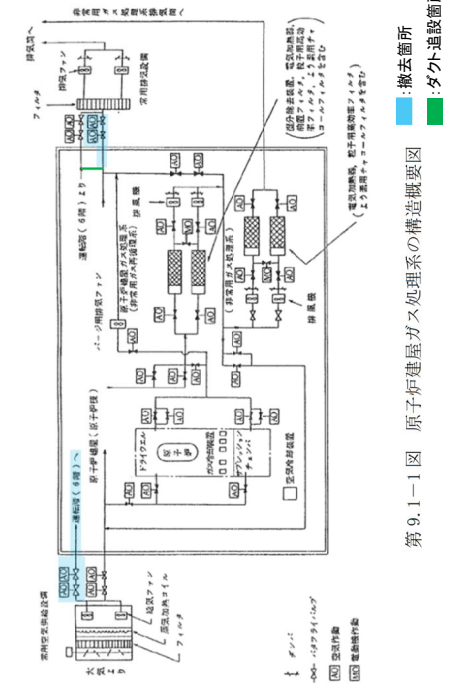
変更前	変更後	備考
<p>9.1.1.4.2.2 原子炉建屋の補助系 (1) 常用換気系及び空気冷却装置 原子炉建屋の常用換気系は、他の換気系とは独立になっており、空気供給系と排気系を備え、それぞれ100%容量のファン2台(1台は予備)を持っている。なお、燃料交換作業時には予備ファン1台を起動させ、原子炉建屋連転階の換気風の増大を行うことができる。</p> <p>空気供給には、ファンのほかフィルタ及び蒸気加熱コイルがあり、冬季原子炉建屋内温度を約10℃以上に保つ。また、差圧制御器があって、出口弁を調整し、原子炉建屋内は、わずかに負圧に保たれている。排気系を出た排気空気は、排気筒から大気中へ放出される。</p> <p>換気用の原子炉建屋入口及び出口ダクトには、それぞれ2系統を有し(1)、それぞれ2個の空気作動の隔離弁があって、原子炉建屋内の放射能レベルが高くなると、自動閉鎖するとともに、自動閉鎖するとともに常用換気系から原子炉建屋ガス処理系(9.1.1.4.2.3 原子炉建屋ガス処理系)に参照)に切替わって放射性ガスの拡散を防ぐ。</p> <p>以上のほか、補助設備として、原子炉建屋内の局部的熱発生源となる機器のあるところには空気冷却装置がある。</p> <p>常用換気系の主要な設計仕様を第9.1-8表に示す。</p>	<p>9.1.1.4.2.2 原子炉建屋の補助系 (1) 常用換気系及び空気冷却装置 原子炉建屋の常用換気系は、他の換気系とは独立になっており、空気供給系と排気系を備え、それぞれ100%容量のファン2台(1台は予備)を持っている。なお、燃料交換作業時には予備ファン1台を起動させ、原子炉建屋連転階の換気風の増大を行うことができる。</p> <p>空気供給には、ファンのほかフィルタ及び蒸気加熱コイルがあり、冬季原子炉建屋内温度を約10℃以上に保つ。また、差圧制御器があって、出口弁を調整し、原子炉建屋内は、わずかに負圧に保たれている。排気系を出た排気空気は、排気筒から大気中へ放出される。</p> <p>換気用の原子炉建屋入口及び出口ダクトには、それぞれ2個の空気作動の隔離弁があって、原子炉建屋内の放射能レベルが高くなると、自動閉鎖するとともに、自動閉鎖するとともに常用換気系から原子炉建屋ガス処理系(9.1.1.4.2.3 原子炉建屋ガス処理系)に参照)に切替わって放射性ガスの拡散を防ぐ。</p> <p>以上のほか、補助設備として、原子炉建屋内の局部的熱発生源となる機器のあるところには空気冷却装置がある。</p> <p>常用換気系の主要な設計仕様を第9.1-8表に示す。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>100%容量の考え方について 原子炉建屋内の換気は、建屋内の空間容量に対して必要な換気量が求められており、それを満足する換気量を100%容量としている。「(1台は予備)」の予備は、常用設備の多重化を目的としたものであるが、左記のとおり換気風量の増大もできる。</li> <li>燃料取替時専用換気系の設置目的について 建設当初、停止直後の燃料交換をする際に作業環境の改善を図ることを目的に設置したものである。</li> <li>(1) 本改造により、入口及び出口ダクトを1系統撤去することから、「それぞれ2系統を有し」を削除する。</li> </ul>
 <p>図 9.1-1 原子炉建屋ガス処理系の構造概要図</p>	 <p>図 9.1-1 原子炉建屋ガス処理系の構造概要図</p>	<p>本改造により、入口及び出口の隔離弁を1系統撤去するため、改造後の系統構成にあわせて、構造概要図を見直す。</p>

図6 設置許可申請書 添付書類八(変更案)

# 別紙3 保安規定への影響について(1/3)

## 1. 第27条について

第27条(計測及び制御設備)では、以下の記載がある。

(計測及び制御設備)

第27条 原子炉の状態に応じて、次の計測及び制御設備<sup>\*1</sup>は、表27-1で定める事項を運転上の制限とする。

- (1) 原子炉保護系計装
- (2) 起動領域モニタ(中性子源領域)計装
- (3) 非常用炉心冷却系計装
- (4) 格納容器隔離系計装  
(低圧炉心スプレイス計装, 低圧注水系計装, 高圧炉心スプレイス計装, 自動減圧系計装)
- (5) 格納容器隔離系計装  
(主蒸気隔離系計装, 格納容器隔離系計装, 原子炉建屋隔離系計装(原子炉建屋ガス処理系計装))
- (6) その他の計装

(非常用ブレイクセル発電機計装, 原子炉隔離時冷却系計装, 原子炉再循環ポンプトリップ計装, 制御棒引抜監視装置計装, タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装, 中央制御室外原子炉停止装置計装, 中央制御室非常用換気空調系計装, 事故時計装)

2. 計測及び制御設備が第1項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 発電長, 運転管理グループマネージャ, 炉心・燃料グループマネージャ及び電気・制御グループマネージャは, 原子炉の状態に応じて表27-2の各項目を実施する。また, 運転管理グループマネージャ, 炉心・燃料グループマネージャ及び電気・制御グループマネージャは, その結果を発電長に通知する。なお, 発電長, 運転管理グループマネージャ, 炉心・燃料グループマネージャ及び電気・制御グループマネージャは第1項で定める計測及び制御設備に関係する事象を発見した場合には, 誤動作<sup>\*2</sup>又は誤不動作<sup>\*3</sup>等の観点から, 運転上の制限を満足するかどうかを判断する。

3. 発電長は, 計測及び制御設備が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合, 表27-3の措置を講じる。なお, 同時に複数の要素の動作不能が発生した場合には, 個々の要素に対して表27-3の措置を講じる。

※1: 適用範囲は, センサから論理回路の出力段階までとし, アクチュエータは含まない。また, トリップ系の定義の例は次のとおり。

原子炉炉棟換気系排気ダクトに設置される原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタ検出器は, 上記の下線で示す「原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射線高」の要素を担っているが, 原子炉棟換気系の改造においても, 原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタ検出器を通常運用する排気ダクトに移設し機能を維持するため, 当該放射線モニタの運用に変更は生じない。したがって, 保安規定の変更は不要であり, 保安規定を遵守する上での問題が生じることもない。

※2: 本条における誤動作とは, 計測及び制御設備が, トリップ信号を出力すべきでない状態にもかかわらず, 誤ってトリップ信号を出力する状態をいう。

※3: 本条における誤不動作とは, 計測及び制御設備が, トリップ信号を出力すべき事象が発生したと判断される場合にもかかわらず, トリップ信号を出力しない状態, 又は, そのような状態が発生すると推定される状態をいう。

表27-1

項目	運転上の制限
計測及び制御設備	動作可能 <sup>*4</sup> であること なお, 適用される原子炉の状態及び動作可能であるべきチャンネル数については, 表27-3にて定める。

※4: 本条における動作可能とは, 当該計測及び制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また, 動作不能とは, 点検・修理のために当該チャンネル又は論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合及び誤不動作が発見された場合で, 当該計測及び制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は, 誤動作であっても動作不能とはみなさない。

# 別紙3 保安規定への影響について(2/3)

## 4. 格納容器隔離系計装

(3) 原子炉建屋隔離系計装 (原子炉建屋ガス処理系計装)

表27-2-4-3

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位低 (レベル3)	1, 370cm 以上 (圧力容器レベルより)	(1) 発電長は、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 電気・制御グループマネージャは、チャネル校正を実施し、運転管理グループマネージャは論理回路機能検査を実施する。	毎日1回
2. ドライウェル圧力高	13.7kPa [gage] 以下		定検停止時
3. 原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高 <sup>*1</sup>	10×(通常運転時のバックグラウンド) 以下	(1) 発電長は、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時 <sup>*2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。 (2) 電気・制御グループマネージャは、チャネル校正を実施し、運転管理グループマネージャは論理回路機能検査を実施する。	毎日1回
4. 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ放射能高 <sup>*1</sup>	10×(通常運転時のバックグラウンド) 以下		定検停止時

※1：高線量当量率物品の移動時を除く。  
※2：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

表27-3-4-3

要素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャネル数 (論理毎)	要求される措置	完了時間
1. 原子炉水位低 (レベル3)	運転 起動 高温停止	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離系の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1. 原子炉建屋ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2. 原子炉建屋ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに
2. ドライウェル圧力高	運転 起動 高温停止	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離系の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1. 原子炉建屋ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2. 原子炉建屋ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに
3. 原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高 <sup>*1</sup>	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>*2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離系の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1. 原子炉建屋ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2. 原子炉建屋ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに
4. 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ放射能高 <sup>*1</sup>	運転 起動 高温停止 炉心変更時 <sup>*2</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	2	A1. 原子炉建屋給排気隔離系の動作確認を行い、手動で隔離できることを確認する。 及び A2. 1. 原子炉建屋ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。 又は A2. 2. 原子炉建屋ガス処理系を動作不能とみなす。	速やかに

※1：高線量当量率物品の移動時を除く。  
※2：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

# 別紙3 保安規定への影響について(3/3)

## 2. 第50条について

第50条(原子炉建屋給排気隔離弁)では、以下の記載がある。

(原子炉建屋給排気隔離弁)

第50条 原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時<sup>※1</sup>又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、原子炉建屋給排気隔離弁は、表50-1で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉建屋給排気隔離弁が第1項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。

(1) 運転管理グループマネージャは、定事検停止時に、原子炉建屋給排気隔離弁が模擬信号で全閉することを確認し、その結果を発電長に通知する。

3. 発電長は、原子炉建屋給排気隔離弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表50-2の措置を講じるとともに、炉心・燃料グループマネージャ及び機械グループマネージャによる照射された燃料に係る作業を中止する必要がある場合は、炉心・燃料グループマネージャ及び機械グループマネージャに通知する。通知を受けた炉心・燃料グループマネージャ及び機械グループマネージャは、表50-2の措置を講じる。

※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

項目	運転上の制限
原子炉建屋給排気隔離弁	動作可能であること

表50-1

条件	要求される措置	完了時間
A. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁1個を有するラインが1つ以上ある場合(ただし、当該ラインが隔離されている場合を除く。)	A1. 発電長は、全閉不能な隔離弁を有するラインの動作可能な原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い、全閉可能であることを確認する。 及び A2. 発電長は、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間
B. 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 又は 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、条件A.で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 発電長は、高温停止にする。 及び B2. 発電長は、低温停止にする。	24時間 36時間
C. 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁2個を有するラインが1つ以上ある場合 又は 炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、条件A.で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 発電長は、炉心変更を中止する。 及び C2. 発電長、炉心・燃料グループマネージャ及び機械グループマネージャは、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに

原子炉棟換気系の改造においても、原子炉棟換気系給排気隔離弁の機能を維持する設計とすることから、当該隔離弁の運用に変更は生じない。以上のことから、保安規定の変更は不要であり、保安規定の変更が生じることもない。

また、原子炉棟換気系の改造においても、給排気隔離弁は、給気と排気のそれぞれについて直列に2弁設置する設計を維持するため、表50-1に示す運転上の制限の逸脱時の措置(表50-2)についても、従前と同様の対応が可能であることから、保安規定の変更は不要であり、保安規定を遵守する上での問題が生じることもない。

・読み替えの対象について

本審査資料において、設置変更許可申請書の用語を用いている場合、以下のとおり設計及び工事計画認可申請書の用語に読み替え  
ることとする。

設置変更許可申請書	本審査資料 (設計及び工事計画認可申請書)
原子炉建屋常用換気系	原子炉棟換気系
原子炉建屋換気系隔離弁	原子炉棟換気系隔離弁
原子炉建屋換気排気モニタ	原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタ※

※:原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタは、測定対象の違いから2ヶ所に設置されており、以下のように資料中で書き分けている。

- ・原子炉建屋付属棟側 ⇒ 排気ダクトモニタ
- ・原子炉建屋原子炉棟(6階)側 ⇒ 燃料取替床排気ダクトモニタ

## 本文五号 ロ. 発電用原子炉施設の一般構造 (3) その他の主要な構造

## a. 設計基準対象施設 (aa) 原子炉格納施設

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。

さらに、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、上記の安全機能を満足するよう、格納容器スプレイヘッド（サブプレッション・チェンバ側）を除き多重性及び独立性を有する設計とする。

原子炉格納施設内の雰囲気浄化系（安全施設に係るものに限る。）として、原子炉建屋ガス処理系を設ける。

原子炉建屋ガス処理系は、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、環境に放出される核分裂生成物の濃度を減少させる設計とする。

本設備の動的機器は、多重性を持たせ、また、非常用電源設備から給電して十分その機能を果たせる設計とする。

原子炉冷却材喪失事故後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る。

## (ab) 保安電源設備

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。

また、発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に属

本文五号 ハ. 原子炉本体の構造及び設備

(i) 構造

a 形状 たて形円筒形

b 主要寸法

内径 約 6.4m

外高 約 23m

c 材料

母材 低合金鋼（原子力発電用マンガンモリブデンニッケル鋼板 2 種相当品及び原子力発電用鍛鋼品 2 種相当品）

内張 ステンレス鋼

d 主要ノズル取付位置

再循環水出口ノズル 胴下部

再循環水入口ノズル 胴下部

主蒸気出口ノズル 胴上部

給水入口ノズル 胴中央部

e 支持方法

下部 円筒スカート支持

上部 横振防止機構でドライウエル外周の壁に支持

(ii) 最高使用圧力及び最高使用温度

約 88kg/cm<sup>2</sup>g, 約 300°C

(5) 放射線遮蔽体の構造

主要な放射線遮蔽体は、ドライウエル外周の壁、原子炉建屋外壁である。

(6) その他の主要な事項

なし



本文五号 へ. 計測制御系統施設の構造及び設備 (2) 安全保護回路

n. 原子炉モード・スイッチ「停止」

o. 手 動

なお、原子炉緊急停止系作動回路の電源喪失の場合にも発電用原子炉はスクラムする。

(ii) その他の主要な安全保護回路の種類

その他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）には、次のものを設ける。

a. 原子炉水位異常低下、主蒸気管放射能高、主蒸気管圧力低、主蒸気管流量大、主蒸気管トンネル温度高、復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖

b. ドライウェル圧力高、原子炉水位低、原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動

c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の起動

d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動

e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動

f. 原子炉水位低、原子炉水位異常低下、ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

また、その他保護動作としては次のようなものがある。

a. 原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

本文五号 へ. 計測制御系統施設の構造及び設備

(5) その他の主要な事項 (vi) 中央制御室

及び二酸化炭素濃度計を使用する。

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。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。また、照明については、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばくを低減するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋ガス処理系及びブローアウトパネル閉止装置を使用する。原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、配管・弁類及び計測制御装置等で構成し、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟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屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。

原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる、又は開放時に容易かつ確実にブローアウトパネル閉止装置により開口部を閉止できる設計とする。また、ブローアウトパネル閉止装置は現場において、人力により操作できる設計とする。

原子炉建屋ガス処理系は、非常用交流電源設備に加えて、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、ブローアウトパ

本文五号 へ. 計測制御系統施設の構造及び設備

(5) その他の主要な事項 (vi) 中央制御室

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。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、「チ(1)(iv) 遮蔽設備」に記載する。

中央制御室換気系空気調和機ファン、中央制御室換気系フィルタ系ファン、中央制御室換気系フィルタユニット、中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）は、「チ(1)(v) 換気空調設備」に記載する。

常設代替交流電源設備については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

中央制御室遮蔽

(「チ(1)(iv) 遮蔽設備」と兼用)

中央制御室待避室遮蔽

(「チ(1)(iv) 遮蔽設備」と兼用)

中央制御室換気系空気調和機ファン

(「チ(1)(v) 換気空調設備」と兼用)

中央制御室換気系フィルタ系ファン

(「チ(1)(v) 換気空調設備」と兼用)

中央制御室換気系フィルタユニット

(「チ(1)(v) 換気空調設備」と兼用)

中央制御室待避室差圧計

(「チ(1)(v) 換気空調設備」と兼用)

非常用ガス処理系排風機

(「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」他と兼用)

本文五号 へ. 計測制御系統施設の構造及び設備

(5) その他の主要な事項 (vi) 中央制御室

非常用ガス処理系フィルタトレイン

(「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」他と兼用)

非常用ガス再循環系排風機

(「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」他と兼用)

非常用ガス再循環系フィルタトレイン

(「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」他と兼用)

ブローアウトパネル閉止装置

(「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」と兼用)

個 数 10

[可搬型重大事故等対処設備]

中央制御室待避室空気ポンベユニット (空気ポンベ)

(「チ(1)(iv) 遮蔽設備」と兼用)

可搬型照明 (S A)

個 数 7 (予備 2)

衛星電話設備 (可搬型) (待避室)

個 数 一式

データ表示装置 (待避室)

個 数 一式

酸素濃度計

個 数 1 (予備 1)

二酸化炭素濃度計

個 数 1 (予備 1)

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

本文五号 ち. 放射線管理施設の構造及び設備

(1) 屋内管理用の主要な設備の種類 (v) 換気空調設備

格納容器圧力逃がし装置第二弁操作室遮蔽については「リ(3)(ii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する

[常設重大事故等対処設備]

格納容器圧力逃がし装置第二弁操作室遮蔽

(「ホ(4)(vi) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」, 「リ(3)(ii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「リ(3)(ii)d. 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」と兼用)

一式

c. 緊急時対策所遮蔽

緊急時対策所遮蔽は、重大事故等時において、緊急時対策所の気密性、緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備の機能とあいまって、居住性に係る判断基準である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。

本設備については、「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

緊急時対策所遮蔽

(「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用)

一式

(v) 換気空調設備

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・低減及び火災により発生するばい煙等に対する隔離が可能な換気空調設備を設ける。

本文五号 リ．原子炉格納施設の構造及び設備

(4) その他の主要な事項 (ii) 原子炉建屋原子炉棟

サブプレッション・チェンバ

(「リ(1) 原子炉格納容器の構造」と兼用)

ほう酸水貯蔵タンク

(「へ(4) 非常用制御設備」と兼用)

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型代替注水中型ポンプ

(「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」他  
と兼用)

可搬型代替注水大型ポンプ

(「ニ(3)(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」他  
と兼用)

(4) その他の主要な事項

(i) ドライウェル内ガス冷却装置

冷却コイル及び送風機よりなる装置で、ドライウェル内のガスを循環冷却する。

装 置 数 4 (予備 1)

(ii) 原子炉建屋原子炉棟

原子炉格納容器を収納する建屋であって、内部を負圧に保つことにより、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあってもこれが発電所周辺に直接放出されることを防止する。

型 式	鉄筋コンクリート造
形 状	床面長方形の直方体
寸 法	縦約 41m 横約 44m 高さ地上約 55m
設計気密度	建屋が水柱約 6mm の負圧状態にあるとき、内部への漏えい率が 1 日につき建

本文五号 リ．原子炉格納施設の構造及び設備

(4) その他の主要な事項 (iii) 原子炉建屋常用換気系

(iv) 原子炉建屋ガス処理系

屋容積の100%を超えない。

(iii) 原子炉建屋常用換気系

送風機及び排風機により、発電所通常運転中、原子炉建屋原子炉棟内の換気を行う。

送風機数 1 (予備1)

排風機数 1 (予備1)

(iv) 原子炉建屋ガス処理系

この設備は非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系から構成される。非常用ガス処理系は、電気加熱器、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フィルタトレイン及び排風機等からなり、また、非常用ガス再循環系は、湿分除去装置、電気加熱器、前置フィルタ、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フィルタトレイン及び排風機等からなり、放射性物質の放出を伴う事故時には常用換気系を閉鎖し、非常用ガス処理系で原子炉建屋原子炉棟内を水柱約6mmの負圧に保ちながら、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再循環系を通して除去し、一部を非常用ガス処理系を通して更に放射性物質を除去した後、非常用ガス処理系排気筒より放出する。

重大事故等時において、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス再循環系排風機及び非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟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屋原子炉棟に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで、中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

重大事故等時において、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉建屋ガ

本文五号 リ．原子炉格納施設の構造及び設備

(4) その他の主要な事項 (iii) 原子炉建屋常用換気系

(iv) 原子炉建屋ガス処理系

ス処理系を起動する際に、ブローアウトパネルを閉止する必要がある場合には、ブローアウトパネル閉止装置を電動で閉操作し、ブローアウトパネル開放部を閉止することで、原子炉建屋原子炉棟の放射性物質の閉じ込め機能を維持し、中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。また、ブローアウトパネル閉止装置は、人力での閉操作も可能な設計とする。

原子炉建屋ガス処理系は、非常用電源設備に加えて、常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。

非常用ガス処理系排風機、非常用ガス処理系フィルタトレイン、非常用ガス再循環系排風機及び非常用ガス再循環系フィルタトレインは、設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

[常設重大事故等対処設備]

非常用ガス処理系排風機

(「へ(5)(vi) 中央制御室」及び「リ(4)(v) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用)

台 数 1 (予備1)

容 量 約3,570m<sup>3</sup>/h

非常用ガス再循環系排風機

(「へ(5)(vi) 中央制御室」及び「リ(4)(v) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用)

台 数 1 (予備1)

容 量 約17,000m<sup>3</sup>/h

非常用ガス処理系フィルタトレイン

(「へ(5)(vi) 中央制御室」及び「リ(4)(v) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用)



本文五号 リ. 原子炉格納施設の構造及び設備

(4) その他の主要な事項 (iii) 原子炉建屋常用換気系

(iv) 原子炉建屋ガス処理系

型 式	電気加熱器, 粒子用高効率フ ィルタ及びよう素用チャコー ルフィルタ内蔵型
基 数	1 (予備1)
容 量	約3,570m <sup>3</sup> /h  (原子炉建屋原子炉棟内空 気を1日に1回換気できる 量)
チャコール層厚さ	約150mm
よう素除去効率	97%以上 (系統効率)
粒子除去効率	99.97%以上 (直径0.5μm以 上の粒子)
非常用ガス再循環系フィルタトレイン (「へ(5)(vi) 中央制御室」及び「リ(4)(v) 水素爆発に よる原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」と兼用)	
型 式	電気加熱器, 粒子用高効率フ ィルタ及びよう素用チャコー ルフィルタ内蔵型
基 数	1 (予備1)
容 量	約17,000m <sup>3</sup> /h  (原子炉建屋原子炉棟内空 気を5時間に1回再循環でき る量)
チャコール層厚さ	約50mm
よう素除去効率	90%以上 (系統効率)

本文五号 リ．原子炉格納施設の構造及び設備

(4) その他の主要な事項 (iii) 原子炉建屋常用換気系

(iv) 原子炉建屋ガス処理系

粒子除去効率	99.97%以上（直径0.5 $\mu$ m以上の粒子）
ブローアウトパネル閉止装置 （「へ(5)(vi) 中央制御室」と兼用）	

(v) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉建屋等の損傷を防止するための水素排出設備として、原子炉建屋ガス処理系を設けるとともに、水素濃度制御設備として、静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置を設ける。また、原子炉建屋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するための設備として、原子炉建屋水素濃度監視設備を設ける。

a. 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

(a) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素等を含む気体を排出することで、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するとともに、放射性物質を低減するための重大事故等対処設備として、水素排出設備である原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする水素等を含む気体を吸引し、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインにて放射性物質を低減して主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで、原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留せず、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷の防止が可能な設計と

本文五号 リ．原子炉格納施設の構造及び設備

(4) その他の主要な事項 (iii) 原子炉建屋常用換気系

(v) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

a. 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

(a) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出

粒子除去効率 99.97%以上 (直径0.5 $\mu$ m以上の粒子)

ブローアウトパネル閉止装置

(「へ(5)(vi) 中央制御室」と兼用)

(v) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉建屋等の損傷を防止するための水素排出設備として、原子炉建屋ガス処理系を設けるとともに、水素濃度制御設備として、静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置を設ける。また、原子炉建屋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するための設備として、原子炉建屋水素濃度監視設備を設ける。

a. 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

(a) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素等を含む気体を排出することで、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するとともに、放射性物質を低減するための重大事故等対処設備として、水素排出設備である原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする水素等を含む気体を吸引し、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインにて放射性物質を低減して主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで、原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留せず、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷の防止が可能な設計と

本文五号 リ．原子炉格納施設の構造及び設備

(4) その他の主要な事項 (iii) 原子炉建屋常用換気系

(v) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

a. 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

(a) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出

する。

非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が規定値に達した場合には、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機を停止し、水素爆発を防止する設計とする。

(b) 静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいした場合において、原子炉建屋原子炉棟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、静的触媒式水素再結合器は、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屋原子炉棟内に漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素再結合器の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

b. 水素濃度監視

(a) 原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち

本文五号 リ．原子炉格納施設の構造及び設備

(4) その他の主要な事項 (iii) 原子炉建屋常用換気系

(v) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

b. 水素濃度監視

(a) 原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定

ち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素の濃度を測定するため、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる重大事故等対処設備として、原子炉建屋水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とし、原子炉建屋水素濃度のうち、原子炉建屋原子炉棟6階に設置するものについては、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、原子炉建屋原子炉棟6階を除く原子炉建屋原子炉棟に設置するものについては、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

非常用交流電源設備については、「ヌ(2)(ii) 非常用ディーゼル発電機」に記載する。

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、可搬型代替直流電源設備及び代替所内電気設備については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

原子炉建屋ガス処理系

非常用ガス処理系排風機

(「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」他と兼用)

非常用ガス再循環系排風機

(「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」他と兼用)

非常用ガス処理系フィルタトレイン

(「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」他と兼用)

非常用ガス再循環系フィルタトレイン

(「リ(4)(iv) 原子炉建屋ガス処理系」他と兼用)

本文十号 ロ．設計基準事故 (1) 基本方針 (i) 評価事象

ロ 設計基準事故 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

(1) 基本方針

(i) 評価事象

本原子炉において評価する設計基準事故（以下「事故」という。）は、「安全評価審査指針」に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

a. 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

原子炉冷却材喪失

原子炉冷却材流量の喪失

原子炉冷却材ポンプの軸固着

b. 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

制御棒落下

c. 環境への放射性物質の異常な放出

放射性気体廃棄物処理施設の破損

主蒸気管破断

燃料集合体の落下

原子炉冷却材喪失

制御棒落下

本文十号 ロ. 設計基準事故 (1) 基本方針

(iii) 事故に対処するために必要な施設

(f) 放射性物質の閉じ込め機能, 放射線の遮蔽及び放出低減機能

格納容器隔離弁 (主蒸気隔離弁を含む)

流量制限器

格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系格納容器スプレイ冷却系)

原子炉建屋

原子炉建屋ガス処理系

可燃性ガス濃度制御系

排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能)

(g) 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

安全保護系

(h) 安全上特に重要な関連機能

非常用電源設備

b. 解析に当たって考慮する主要な安全機能 (MS-2)

(a) 放射性物質放出の防止機能

気体廃棄物処理施設の隔離弁

排気筒 (非常用ガス処理系排気筒の支持機能以外)

c. 解析に当たって考慮する主要な安全機能 (MS-3)

(a) 異常状態の把握機能

放射線監視設備の一部 (排気筒モニタ)

(2) 解析条件

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。

(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

原子炉の出力運転中に, 何らかの原因による原子炉冷却材圧力バ

本文十号 ロ．設計基準事故 (2) 解析条件

(iii) 環境への放射性物質の異常な放出

c. 燃料集合体の落下

(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。

(g) 原子炉建屋放射能高信号により、原子炉建屋ガス処理系が起動するものとする。

(h) 非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタのよう素除去効率は、設計値 90%を用いるものとし、また、原子炉建屋から、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の 2 系統を通り大気中に放出されるよう素の除去効率は、非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタの設計値 97%を用いるものとする。

(i) 非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の容量は、それぞれ設計で定められた値 (4.8 回/d 及び 1 回/d) とする。

(j) 原子炉建屋内に放出された核分裂生成物は原子炉建屋ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中に放出されるものとする。

(k) 放射能閉じ込め機能の観点から、原子炉建屋ガス処理系に単一故障を仮定する。

(l) 非居住区域境界外での地表空気中濃度は、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 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。

(m) 非居住区域境界外での希ガスによる  $\gamma$  線空気カーマは、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 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。

d. 原子炉冷却材喪失

(i), a. 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。



本文十号 ロ．設計基準事故 (2) 解析条件

(iii) 環境への放射性物質の異常な放出

d. 原子炉冷却材喪失

はないためその評価を省略する。

(h) 通常運転時に作動している原子炉建屋の常用換気系は、原子炉水位低、ドライウェル圧力高又は原子炉建屋放射能高の信号により原子炉建屋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建屋において、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。

(i) 非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタのよう素除去効率は、設計値 90%を用いるものとし、また、原子炉建屋から、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の 2 系統を通り大気中に放出されるよう素の除去効率は、非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタの設計値 97%を用いるものとする。

(j) 非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の容量は、それぞれ設計で定められた値 (4.8 回/d 及び 1 回/d) とする。

(k) 原子炉建屋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建屋内に漏えいした核分裂生成物が全て原子炉建屋内に均一に分布するものとする。

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、原子炉一次遮蔽等により十分遮蔽されており、実効線量の評価において有意な寄与はないため、原子炉建屋内の線源としては除外する。

(l) 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。

(m) 格納容器から原子炉建屋内に漏えいした核分裂生成物は、原子

本文十号 ロ．設計基準事故 (2) 解析条件

(iii) 環境への放射性物質の異常な放出

d. 原子炉冷却材喪失

炉建屋ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中に放出されるものとする。

(n) 放射能閉じ込め機能の観点から、原子炉建屋ガス処理系に単一故障を仮定する。

(o) 非居住区域境界外での地表空气中濃度は、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 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。

(p) 非居住区域境界外での希ガスによる  $\gamma$  線空気カーマは、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 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。

(q) 直接線及びスカイシャイン線による実効線量は、原子炉建屋内の核分裂生成物による  $\gamma$  線積算線源強度を用い、原子炉建屋の遮蔽効果を考慮して求める。

e. 制御棒落下

(ii), a. 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。

(a) 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を 6% として解析する。

(b) 原子炉は高温待機状態にあり、事故発生の 30 分前まで定格出力の約 105% (熱出力 3,440MW) で十分長時間 (2,000 日) 運転されていたものとする。

(c) 事故時の主蒸気流量は定格の 5% とする。

本文十号 ハ. 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故

(2) 有効性評価 (ii) 解析条件 c. 運転中の原子炉における重大事故

(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) 代替循環冷却系を使用する場合

(a-1-15-4-2)原子炉建屋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、原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設計換気率1回/d相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレイン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。原子炉建屋ガス処理系は、事象発生115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中央制御室からの遠隔操作により起動し、起動後5分間で負圧が達成されることを想定する。

(a-1-15-4-3)原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

(a-2)代替循環冷却系を使用できない場合

(a-2-1)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、再循環系配管(出口ノズル)とする。

(a-2-2)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。なお、代替循環冷却系は使用できないものとする。

(a-2-3)外部電源は使用できないものとする。

(a-2-4)水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮する

本文十号 ハ. 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故

(2) 有効性評価 (ii) 解析条件 c. 運転中の原子炉における重大事故

(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-2) 代替循環冷却系を使用できない場合

る。格納容器圧力逃がし装置に到達した核分裂生成物は、格納容器圧力逃がし装置内のフィルタによって除去された後、格納容器圧力逃がし装置出口配管から放出されるものとする。

(a-2-13-3)格納容器圧力逃がし装置を用いた場合のCs-137 放出量は、格納容器からの放出割合及び格納容器圧力逃がし装置の除染係数を考慮して計算する。

(a-2-13-4)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。

(a-2-13-5)格納容器圧力逃がし装置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。

(a-2-13-5-1)格納容器内から原子炉建屋への漏えいはないものとする。

(a-2-13-5-2)格納容器圧力逃がし装置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。

(a-2-13-6)原子炉建屋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。

(a-2-13-6-1)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。

(a-2-13-6-2)原子炉建屋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、原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した後

本文十号 ハ. 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故

(2) 有効性評価 (ii) 解析条件 c. 運転中の原子炉における重大事故

(a) 雰囲気気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

(a-2) 代替循環冷却系を使用できない場合

は非常用ガス処理系の設計換気率1回/d相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレイン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。原子炉建屋ガス処理系は、事象発生115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中央制御室からの遠隔操作により起動し、起動後5分間で負圧が達成されることを想定する。

(a-2-13-6-3)原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

(b) 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

(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。

(b-2)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の機能喪失を、低圧注水機能として残留熱除去系(低圧注水系)及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を想定する。さらに原子炉圧力容器破損までは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。

(b-3)外部電源は使用できないものとする。

(b-4)高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。

(b-5)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。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。

本文十号 ハ. 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故

(2) 有効性評価 (ii) 解析条件 c. 運転中の原子炉における重大事故

(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

(b-17-4-1) 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。

(b-17-4-2) 原子炉建屋ガス処理系による原子炉建屋原子炉棟内の負圧が維持されていることを想定し、非常用ガス処理系の設計換気率1回/d相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレイン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。

(b-17-4-3) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

(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。

(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)代替循環冷却系を使用する場合」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。

(d-1) 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及び酸素並びに可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入に伴い格納容器内に注入される酸素を考慮することとする。格納容器の初期酸素濃度は、2.5vol%（ドライ条件）とする。

(d-2) 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。

被ばく評価における原子炉建屋ガス処理系の作動想定と  
設備改造に伴う本文十号及び添付書類十への影響について

1. 概要

設計基準事象において、原子炉建屋ガス処理系が作動することを想定している事象は、環境への放射性物質の異常な放出（被ばく評価）における「燃料集合体の落下」及び「原子炉冷却材喪失」である。次のとおり今回の設備改造が本文十号及び添付書類十の評価及び記載への影響がないか確認した。

・「燃料集合体の落下」の評価

原子炉建屋原子炉棟側の放射線モニタでの「原子炉建屋放射能高」信号に期待する評価を行っており、今回の設備改造で移設される、原子炉建屋附属棟側の放射線モニタは期待していないことから、設備改造の影響はない。

・「原子炉冷却材喪失」の評価

「ドライウェル圧力高」や「原子炉水位低」信号に期待した評価を行っており、今回の設備改造で移設される、原子炉建屋附属棟側の放射線モニタは期待していないことから、設備改造の影響はない。

・本文十号及び添付書類十の記載への影響

今回の設備改造は原子炉建屋附属棟側の放射線モニタ検出器の移設であり、本文十号及び添付書類十に記載されている、原子炉建屋ガス処理系の作動条件になりえる「原子炉建屋放射能高」は従来通り検知できるため、記載への影響はない。

以下では、詳細を説明する。

## 2. 原子炉建屋ガス処理系の放射線モニタに係る情報

原子炉建屋附属棟及び原子炉棟換気系改造に伴う本文十号及び添付書類十への影響について説明するに当たり、原子炉建屋ガス処理系の放射線モニタに係る情報を以下にまとめる。

- ・原子炉建屋ガス処理系に係る放射線モニタの系統概要図を図1に、放射線モニタの設置位置を図2に、原子炉建屋ガス処理系のインターロック回路構成図を図3に、原子炉建屋ガス処理系の系統図を図4に示す。なお、原子炉建屋原子炉棟側に設置されている放射線モニタを「燃料取替床排気ダクトモニタ」、原子炉建屋附属棟側に設置されている放射線モニタを「原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ」と記載する。
- ・図1及び図2に示すとおり、今回の設備改造で燃料取替床排気ダクトモニタの検出器は4個のまま変更はない。原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの検出器も4個のまま変更はないが、移設により排気ダクト（A系）側から排気ダクト（B系）側に設置場所が変更となる。
- ・図3及び図4において放射線モニタに着目すると、燃料取替床排気ダクトモニタ又は原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの検出器が設定値に到達すれば、原子炉建屋放射能高信号を発信し、常用である原子炉棟換気系が停止するとともに、非常用である原子炉建屋ガス処理系が起動する回路となっている。

## 3. 被ばく評価における原子炉建屋ガス処理系の作動想定

設計基準事故において、原子炉建屋ガス処理系の作動に期待している事象は、被ばく評価における「燃料集合体の落下」及び「原子炉冷却材喪失」である。以下では、これらの事象における原子炉建屋ガス処理系の作動想定について、原子炉棟換気系の隔離想定とともに説明する。



## (1) 燃料集合体の落下

東海第二発電所の燃料集合体の落下の被ばく評価では、破損した燃料からの放射性物質が原子炉棟換気系により放出されることは想定しておらず、「原子炉建屋放射能高」信号により起動した原子炉建屋ガス処理系で処理した後に環境へ放出されることとしている。これは、「燃料集合体の落下」時に燃料が破損した場合においては、燃料取替床排気ダクトモニタの検出器により事故の発生を検知し、速やかに原子炉棟換気系の隔離が可能であることから想定されているものであり、本文十号及び添付書類十の解析条件もその前提で記載している。

(参考添付1)

なお、添付書類十で引用している参考文献「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について(株式会社日立製作所, H L R - 021 訂 8, 平成 11 年 8 月)」は、燃料取替床排気ダクトモニタ検出器の設置が前提で記載しているものの、燃料取替床排気ダクトモニタ検出器を有さないプラントの被ばく評価手法についても言及されており、このようなプラントにおいては、「建屋換気系ダクトに設置される排ガスモニタにより事故を検知」し、「事故後排気ダクト内に移行した核分裂生成物は、建屋換気系隔離弁を閉止するまでの間は建屋換気系により排気筒から環境への放出される」こととしている。(参考添付2)

## (2) 原子炉冷却材喪失

東海第二発電所の原子炉冷却材喪失(L O C A)の被ばく評価では、申請書上、通常運転時に作動している原子炉棟換気系が、「原子炉水位低」、「ドライウエル圧力高」又は「原子炉建屋放射能高」信号により原子炉建屋ガス処理系に切り替えられるものとしており、放射性物質が原子炉棟換気系により放出されることは想定していない。(参考添付3) これは、L O C A時には、現実的な挙動を踏まえるとL O C Aを直接的に検知する信号である「ドライウエル圧力高」

や「原子炉水位低」信号で原子炉建屋ガス処理系が起動し、格納容器からの放射性物質の漏えいを検知する「原子炉建屋放射能高」信号は、遅れて発信することとなるためである。なお、原子炉建屋ガス処理系の「ドライウェル圧力高」及び「原子炉水位低」の作動設定値は、原子炉スクラム信号と同様に、それぞれ「13.7kPa[gage]以下」、「原子炉水位低（レベル3）：1,370cm 以上（圧力容器零レベルより）」に設定しており、これらの信号はL O C Aの発生で速やかに発信することとなる。（参考添付4）

#### 4. 設備改造に伴う本文十号及び添付書類十への影響について

##### （1）燃料集合体の落下

上記3.（1）のとおり、燃料集合体の落下の被ばく評価においては、燃料取替床排気ダクトモニタの検出器に期待した評価としており、今回の設備改造において移設を行う検出器については被ばく評価の条件（原子炉棟換気系の隔離や原子炉建屋ガス処理系の作動の想定）に影響を及ぼすことはない。本文十号の解析条件及び添付書類十の解析条件に記載されている「原子炉建屋放射能高信号により、原子炉建屋ガス処理系が起動するものとする」についても、設計変更のない燃料取替床排気ダクトモニタ検出器によるものである。

したがって、今回の設備改造が本文十号及び添付書類十の評価及び記載に影響を与えることはない。

##### （2）原子炉冷却材喪失

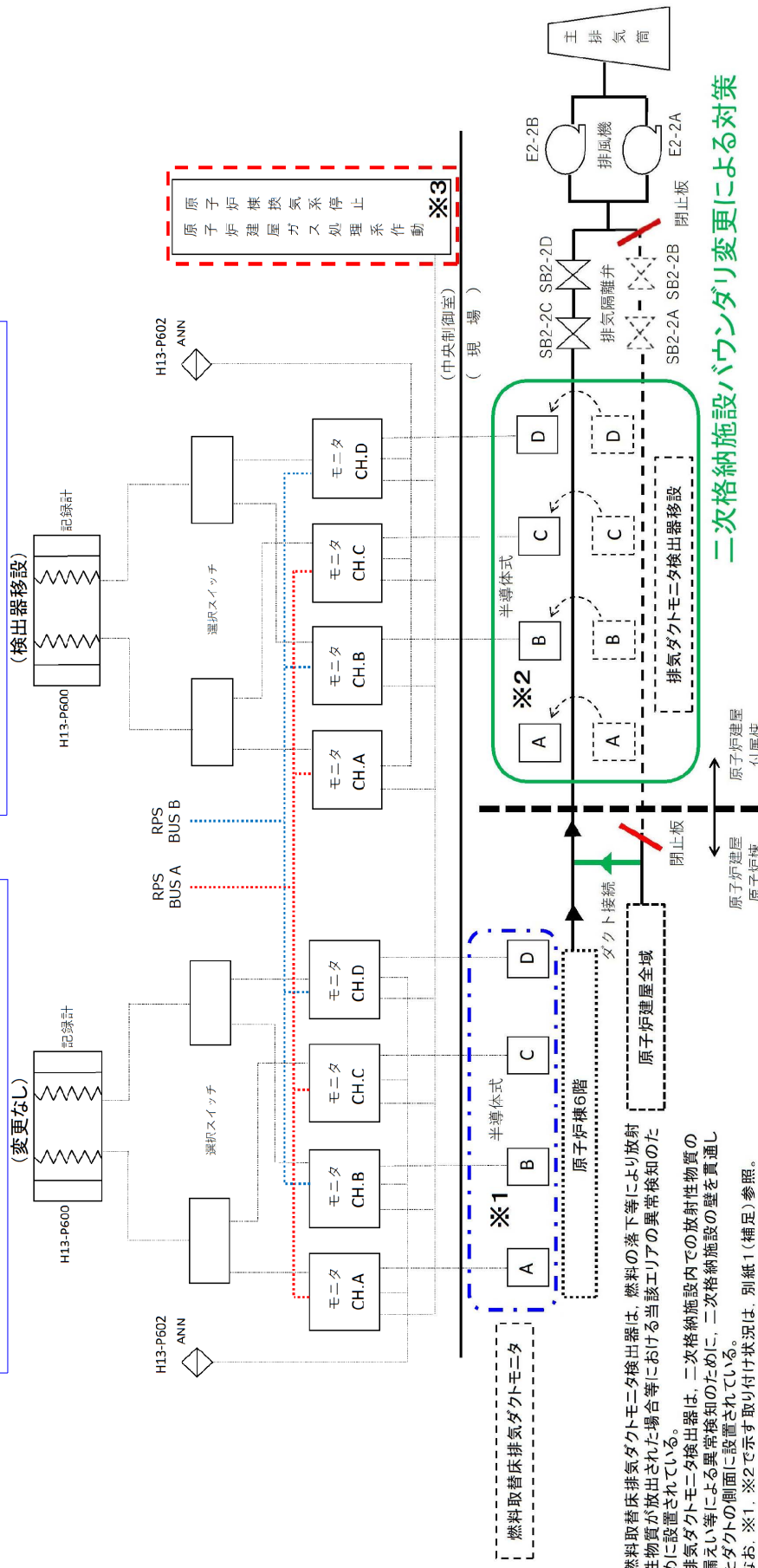
上記3.（2）のとおり、原子炉冷却材喪失の被ばく評価においては、原子炉建屋ガス処理系が、「原子炉建屋放射能高」信号に先立ち「ドライウェル圧力高」や「原子炉水位低」の信号により起動することを踏まえた評価としており、今回の設備改造において移設を行う検出器については被ばく評価の条件（原子炉

棟換気系の隔離や原子炉建屋ガス処理系の作動の想定) に影響を及ぼすことはない。

したがって、今回の設備改造が本文十号及び添付書類十の評価及び記載に影響を与えることはない。

燃料取替床排気ダクトモニタ

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ



二次格納施設バウンダリ変更による対策

- ※1: 燃料取替床排気ダクトモニタ検出器は、燃料の落下等により放射性物質が放出された場合等に当該エリアの異常検知のために設置されている。
- ※2: 排気ダクトモニタ検出器は、二次格納施設内での放射性物質の漏えい等による異常検知のために、二次格納施設の壁を貫通したダクトの側面に設置されている。
- なお、※1、※2で示す取り付け状況は、別紙1(補足)参照。
- ※3: 原子炉建屋ガス処理系作動及び原子炉建屋換気系停止機能の詳細は、次頁以降で確認する。

燃料取替床排気ダクトモニタ、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタともに、検出器の数は4個のまま変更なし

図1 原子炉建屋ガス処理系に係る放射線モニタの系統概要図

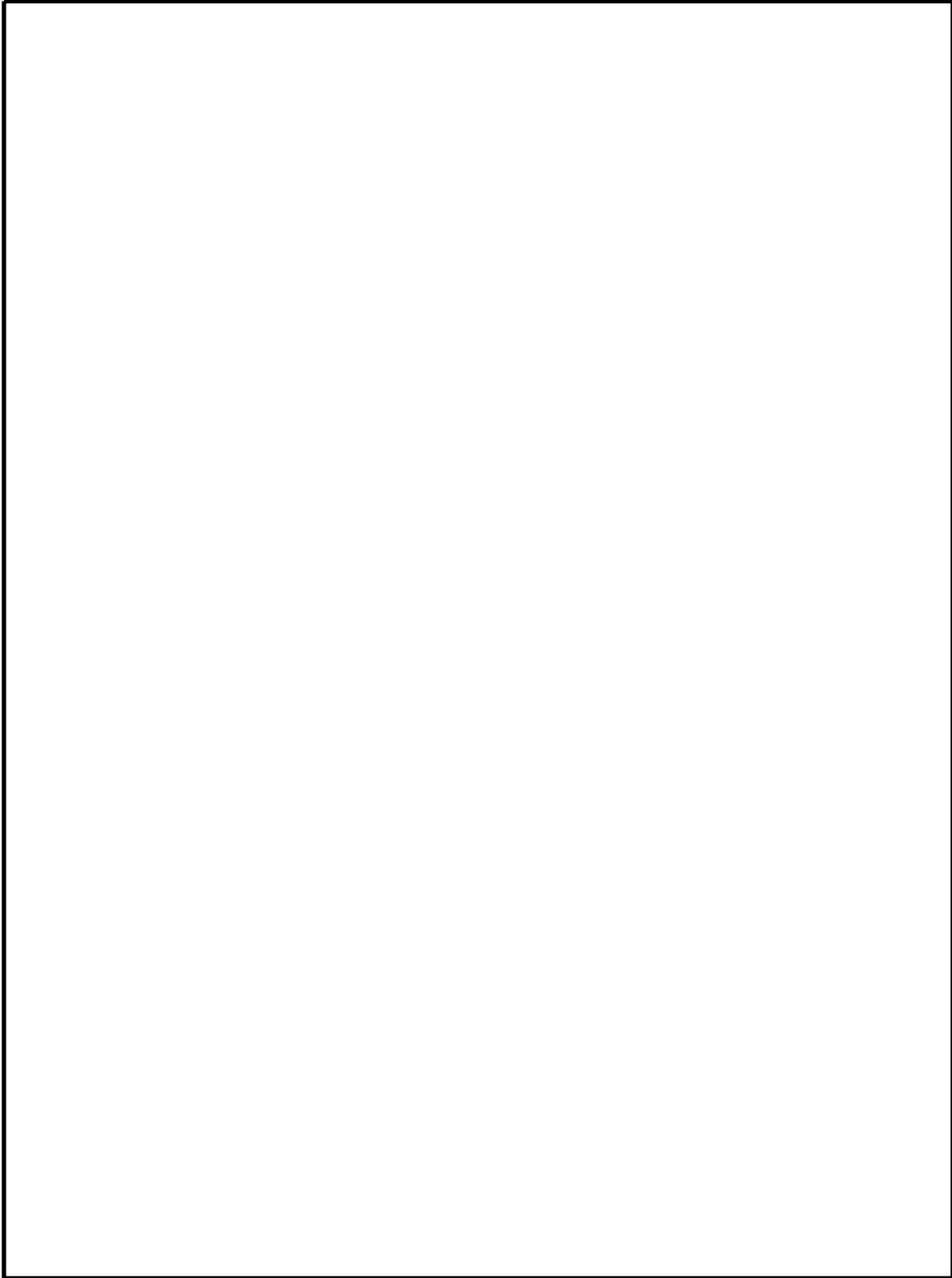


図 2 - 1 燃料取替床排気ダクトモニタ検出器の設置状況



図 2 - 2 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器の設置状況

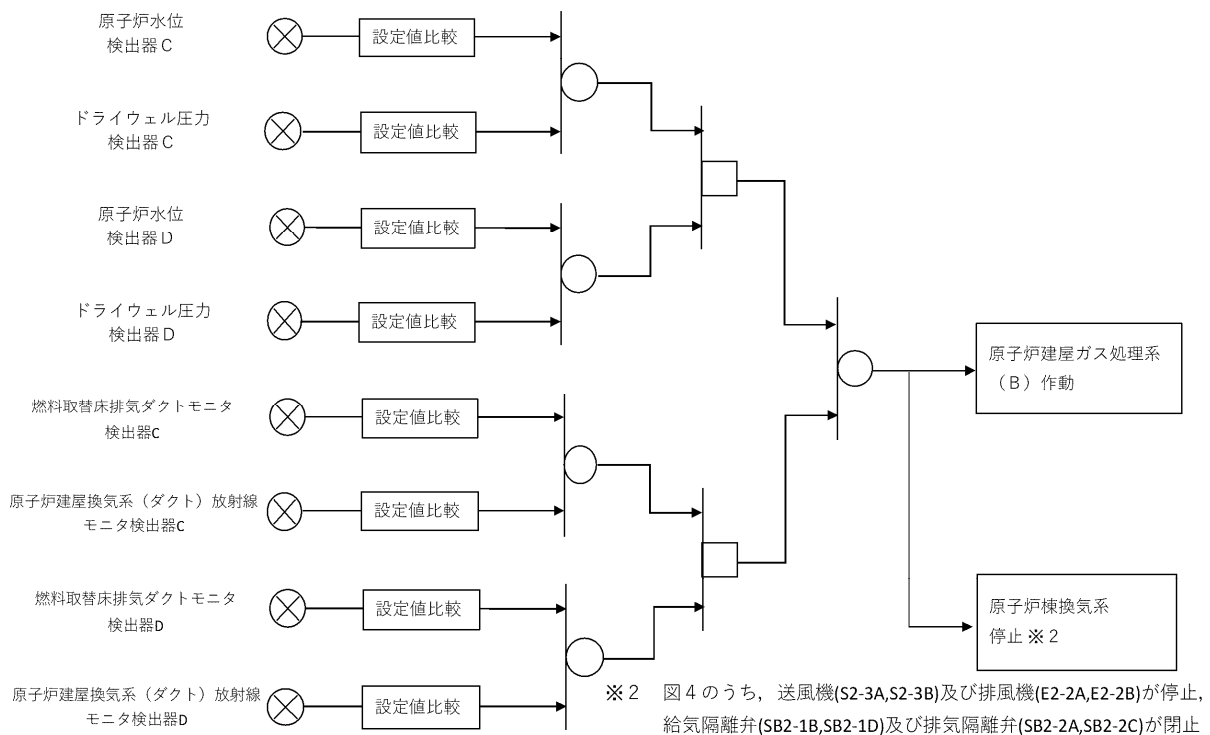
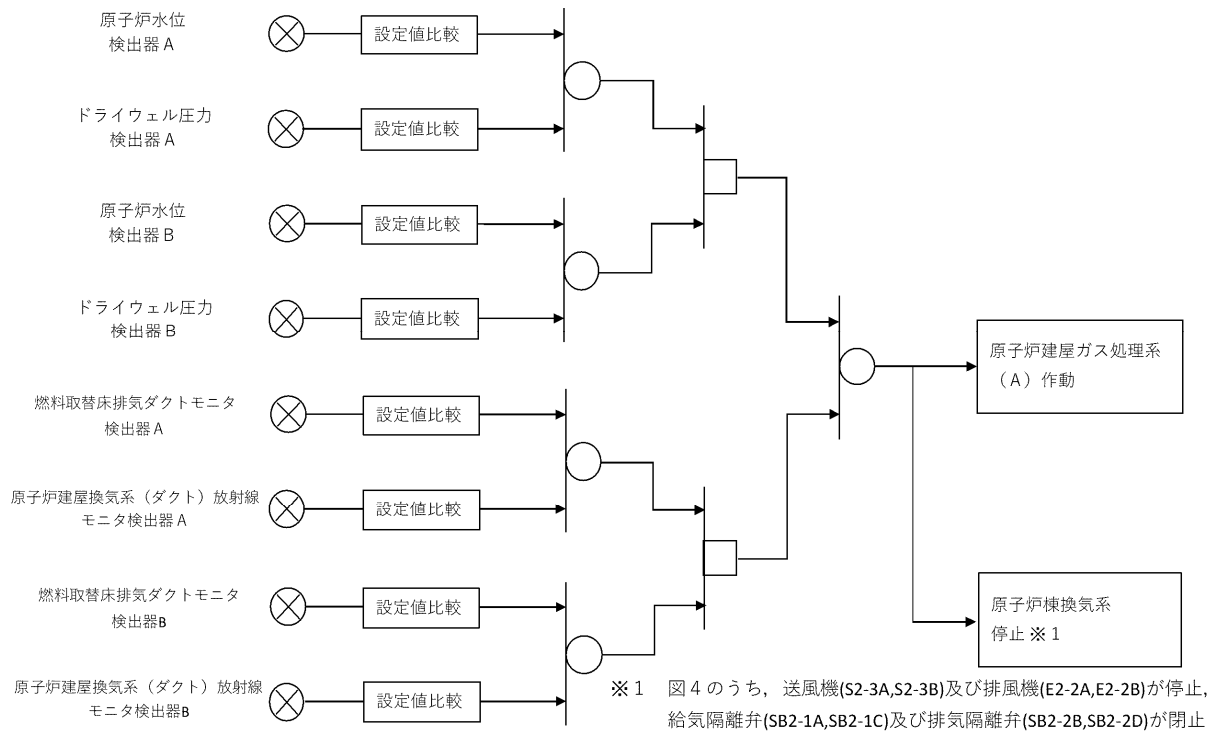
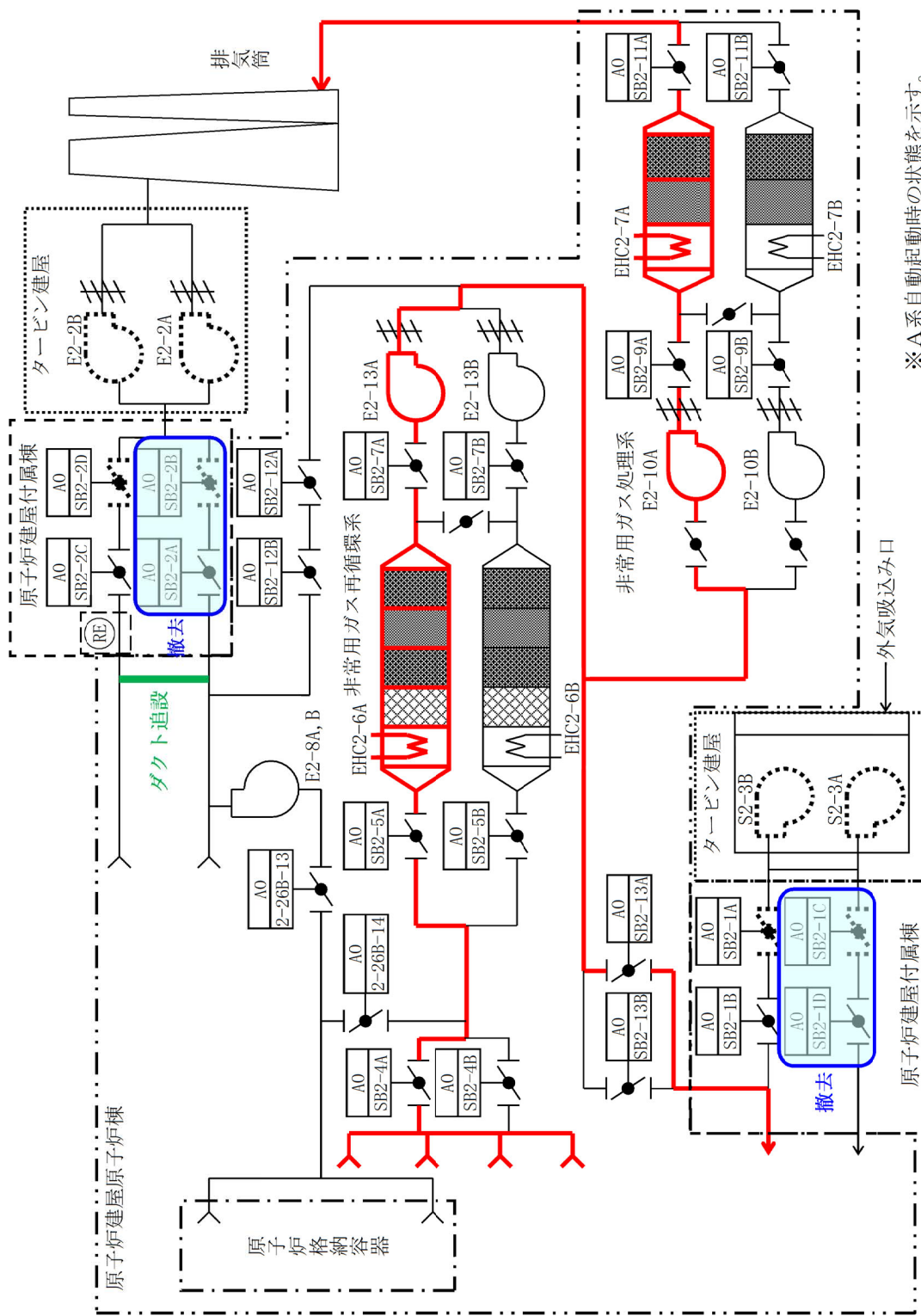


図3 原子炉建屋ガス処理系のインターロック回路構成図



※A系自動起動時の状態を示す。  
は自動停止・閉止した機器を示す。

図4 原子炉建屋ガス処理系の系統図



【本文十号 ロ設計基準事故】

ロ 設計基準事故 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

(1) 基本方針

(i) 評価事象

本原子炉において評価する設計基準事故（以下「事故」という。）は、「安全評価審査指針」に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

a. 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

原子炉冷却材喪失

原子炉冷却材流量の喪失

原子炉冷却材ポンプの軸固着

b. 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

制御棒落下

c. 環境への放射性物質の異常な放出

放射性気体廃棄物処理施設の破損

主蒸気管破断

燃料集合体の落下

原子炉冷却材喪失

制御棒落下

(iii)環境への放射性物質の異常な放出】

の全放出量を乗じて求める。

また、非居住区域境界外での希ガス及びハロゲン等によるγ線空気カーマは、現地における2005年4月から2006年3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、ハロゲン等の全放出量を乗じて求める。

c. 燃料集合体の落下

原子炉の燃料交換時に、燃料取扱装置の故障、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。

- (a) 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の約105%（熱出力3,440MW）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。
- (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。
- (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。
- (d) 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉建屋の空气中へ放出されるものとする。
- (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ため、放出されたよう素のうち1%は有機状とし、全て原子炉建屋内に移行するものとする。

(iii)環境への放射性物質の異常な放出 c. 燃料集合体の落下】

(f) 水中へ放出された無機イオン素の水中での除染係数は 500 とする。

(g) 原子炉建屋放射能高信号により、原子炉建屋ガス処理系が起動するものとする。

(h) 非常用ガス再循環系イオン素用活性炭フィルタのイオン素除去効率は、設計値 90%を用いるものとし、また、原子炉建屋から、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の 2 系統を通り大気中に放出されるイオン素の除去効率は、非常用ガス処理系イオン素用活性炭フィルタの設計値 97%を用いるものとする。

(i) 非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の容量は、それぞれ設計で定められた値 (4.8 回/d 及び 1 回/d) とする。

(j) 原子炉建屋内に放出された核分裂生成物は原子炉建屋ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中に放出されるものとする。

(k) 放射能閉じ込め機能の観点から、原子炉建屋ガス処理系に単一故障を仮定する。

(l) 非居住区域境界外での地表空気中濃度は、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 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。

(m) 非居住区域境界外での希ガスによる  $\gamma$  線空気カーマは、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 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。

d. 原子炉冷却材喪失

(i), a. 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。

(3) 環境への放射性物質の異常な放出】

1.1.2 事 故

1.1.2.1 定 義

「事故」とは、「1.1.1 運転時の異常な過渡変化」で記載する「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象をいう。

1.1.2.2 評価事象

本原子炉において評価する「事故」は、「安全評価審査指針」に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

- (1) 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
  - b. 原子炉冷却材流量の喪失
  - c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着
- (2) 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
- (3) 環境への放射性物質の異常な放出
  - a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損
  - b. 主蒸気管破断
  - c. 燃料集合体の落下
  - d. 原子炉冷却材喪失

10(5)-1-7

### 3.4.3 燃料集合体の落下

#### 3.4.3.1 原因

原子炉の燃料交換時に、燃料取扱装置の故障、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可能性がある。

#### 3.4.3.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策

##### (1) 事故防止対策

燃料集合体の落下の発生を防止するため、次のような設計及び運転管理上の対策を講じる。

- a. 燃料取扱装置は、燃料集合体の総重量を十分上回る強度に設計する。
- b. 燃料つかみ機のワイヤを二重化する。
- c. 燃料つかみ機は、圧縮空気が喪失した場合、燃料集合体が外れないフェイル・セーフ設計とする。
- d. 燃料つかみ機が燃料集合体を確実につかんでいない場合には、吊上げができないようなインターロックを設ける。
- e. 運転要領を十分整備し、よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取替作業を行う運転管理体制をとる。

##### (2) 事故拡大防止対策

上記の事故防止対策にもかかわらず、万一、燃料集合体の落下が発生した場合には、以下の対策により事故の拡大防止を図る。

- a. 原子炉建屋換気排気モニタの原子炉建屋放射能高信号により、原子炉建屋ガス処理系を自動起動し、放射性ガスを直接大気中に放出しないようにする。

### 3.4.3.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価<sup>(17)(18)(33)</sup>

#### 3.4.3.3.1 核分裂生成物の放出量

##### (1) 破損燃料棒の評価

本事故時に破損する燃料棒の本数は、次の仮定に基づいて評価する。

- a. 燃料取替作業に際し、炉心の上部で取扱い中の燃料集合体1体が、操作上の最高の位置（炉心内の燃料集合体最上部より10m 上方）から炉心に落下するものと仮定する。
- b. 落下による燃料棒の破損本数は、落下した燃料集合体が炉心内の燃料集合体と数度にわたって非弾性衝突を起こすとして、曲げ変形、圧縮変形によって燃料被覆管が破損するものとし最大限の数を見込むものとする。

上記の解析条件に基づき本事故時に破損する燃料棒の本数を評価した結果は燃料集合体に換算して2.3体相当以下となる。

##### (2) 解析条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定により行う。

- a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の約105%（熱出力3,440MW）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。
- 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。
- 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。

d. 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉建屋の空气中へ放出されるものとする。

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ため、放出されたよう素のうち1%は有機状とし、すべて原子炉建屋内に移行するものとする。

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。

g. 原子炉建屋放射能高信号により、原子炉建屋ガス処理系が起動するものとする。

h. 非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタのよう素除去効率は、設計値90%を用いるものとし、また、原子炉建屋から、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の2系統を通り大気中に放出されるよう素の除去効率は、非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタの設計値97%を用いるものとする。

i. 非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の容量は、それぞれ設計で定められた値（4.8回/d及び1回/d）とする。

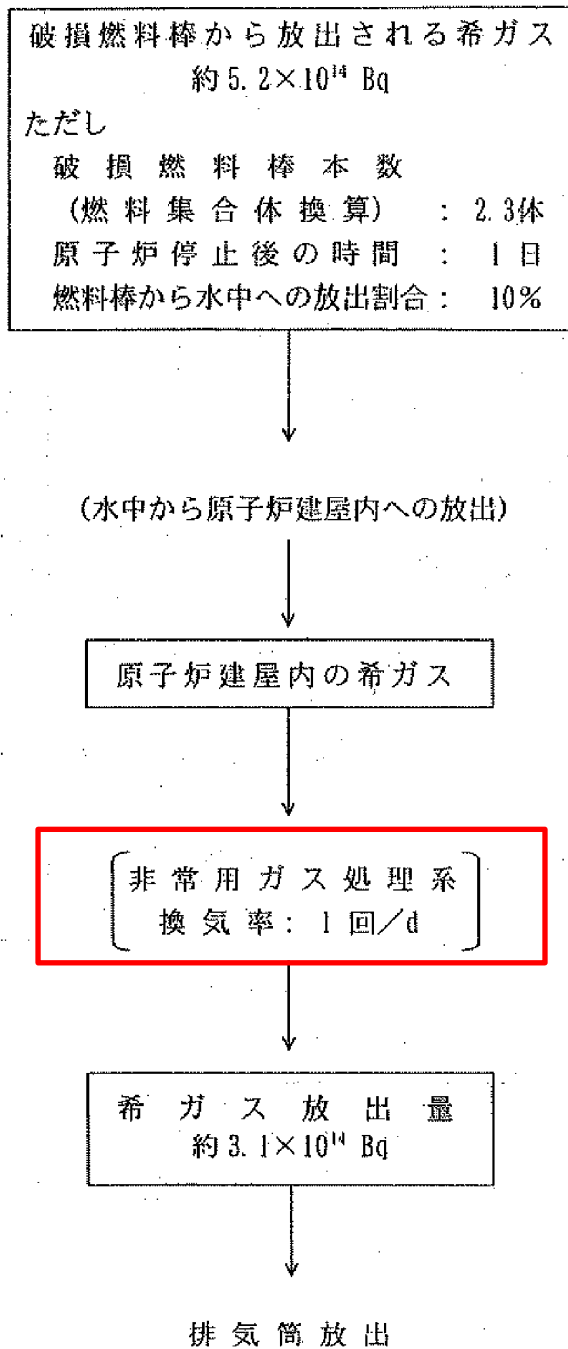
j. 原子炉建屋内に放出された核分裂生成物は原子炉建屋ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中に放出されるものとする。

k. 放射能閉じ込め機能の観点から、原子炉建屋ガス処理系に単一故障を仮定する。

### (3) 解析結果

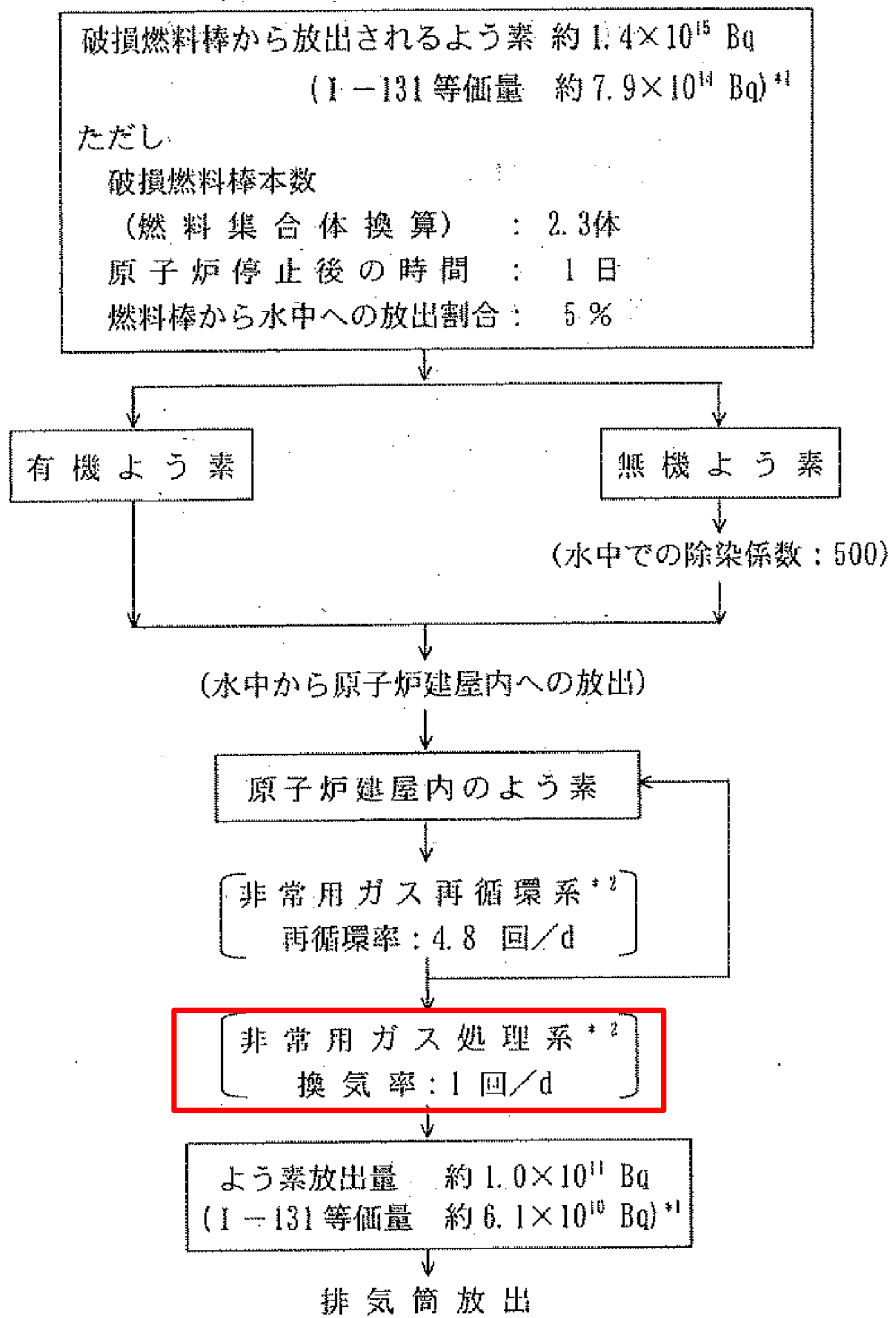
上記の解析条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は第3.4.3-1表のとおりである。

なお、希ガス及びよう素が大気中に放出されるまでの過程を第3.4.3-1図及び第3.4.3-2図に示す。



第3.4.3-1図 燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程  
( $\gamma$ 線0.5MeV換算値)





\*1 小児実効線量係数換算  
 \*2 よう素の除去効率 : 再循環90%, 外部放出97%

第3.4.3-2図 燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程

【沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について

(HLR-021改8)】

付録 2 事故直後から非常用ガス処理系の効果を期待できないプラントにおける燃料集合体の落下時の核分裂生成物の放出量評価

1. はじめに

燃料取替床エリアに事故検知モニタを有しないプラントにおいては、建屋換気系排気ダクトに設置される排ガスモニタにより事故を検知する。この場合、事故後排気ダクト内に移行した核分裂生成物は、建屋換気系隔離弁を閉止するまでの間は建屋換気系により排気筒から環境へ放出される。

ここでは、事故直後から非常用ガス処理系の効果を期待できないプラントにおける燃料集合体の落下時の核分裂生成物の放出量評価方法について述べる。

2. 評価方法

2.1 解析条件及び仮定

(1) 破損燃料棒本数の算出仮定

破損燃料棒本数の算出仮定は、本文記載の「1.4 燃料集合体の落下」の 1.4.2 の(1)と同様である。

(2) 核分裂生成物放出仮定

事故時の核分裂生成物放出仮定は、以下の仮定を除き、本文記載の「1.4 燃料集合体の落下」の 1.4.2 の(2)と同様である。

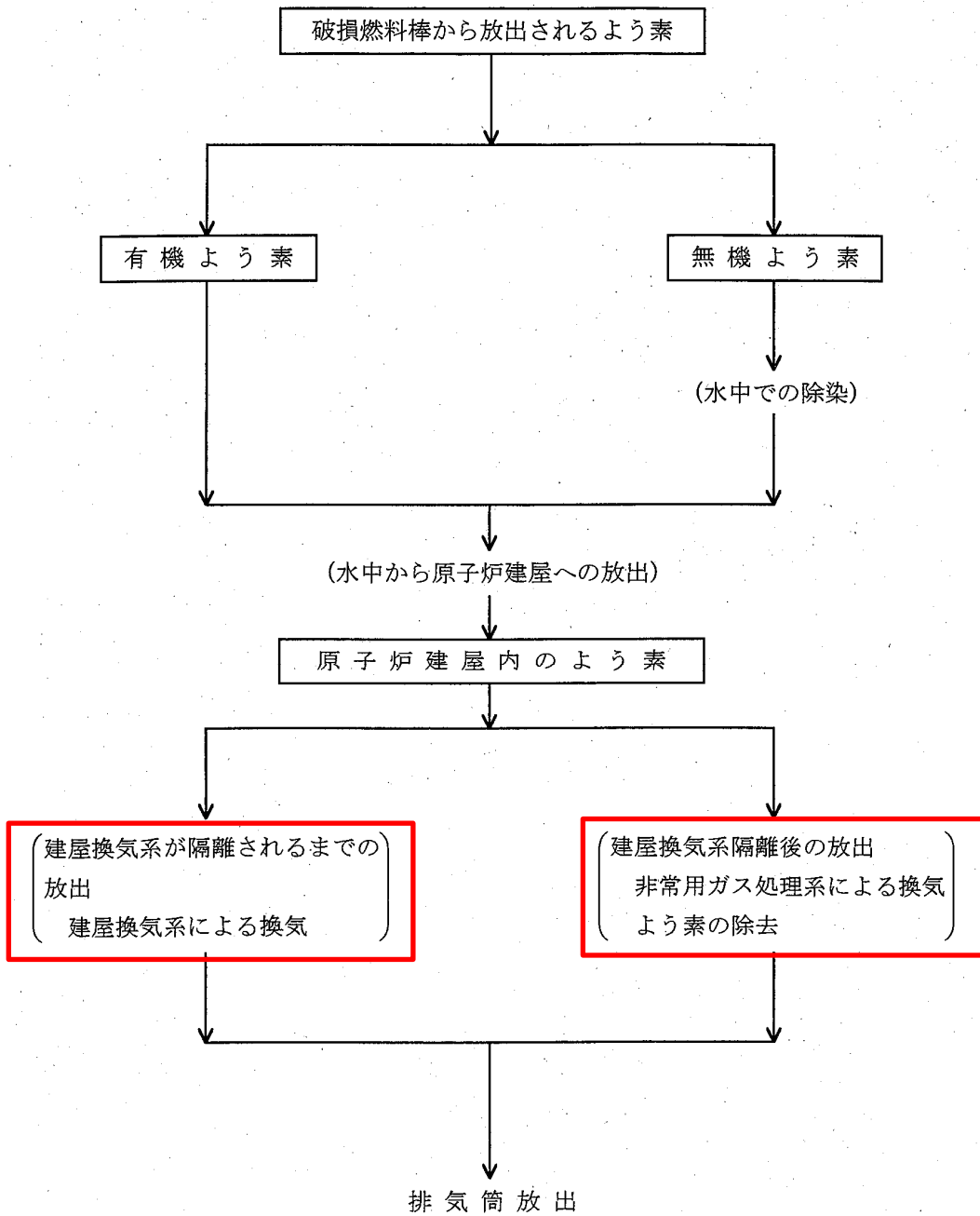
(a) 非常用ガス処理系作動開始時間

建屋換気空調系は、換気空調系排ガスモニタ等により事故を検知するのに要する時間及び隔離弁が閉止されるまでの時間を適切に見込んだ時間後に隔離されるものとし、原子炉建屋気相部に移行した核分裂生成物は、事故発生後建屋換気系が隔離されるまでの間は建屋換気系により環境へ放出されるものとする。

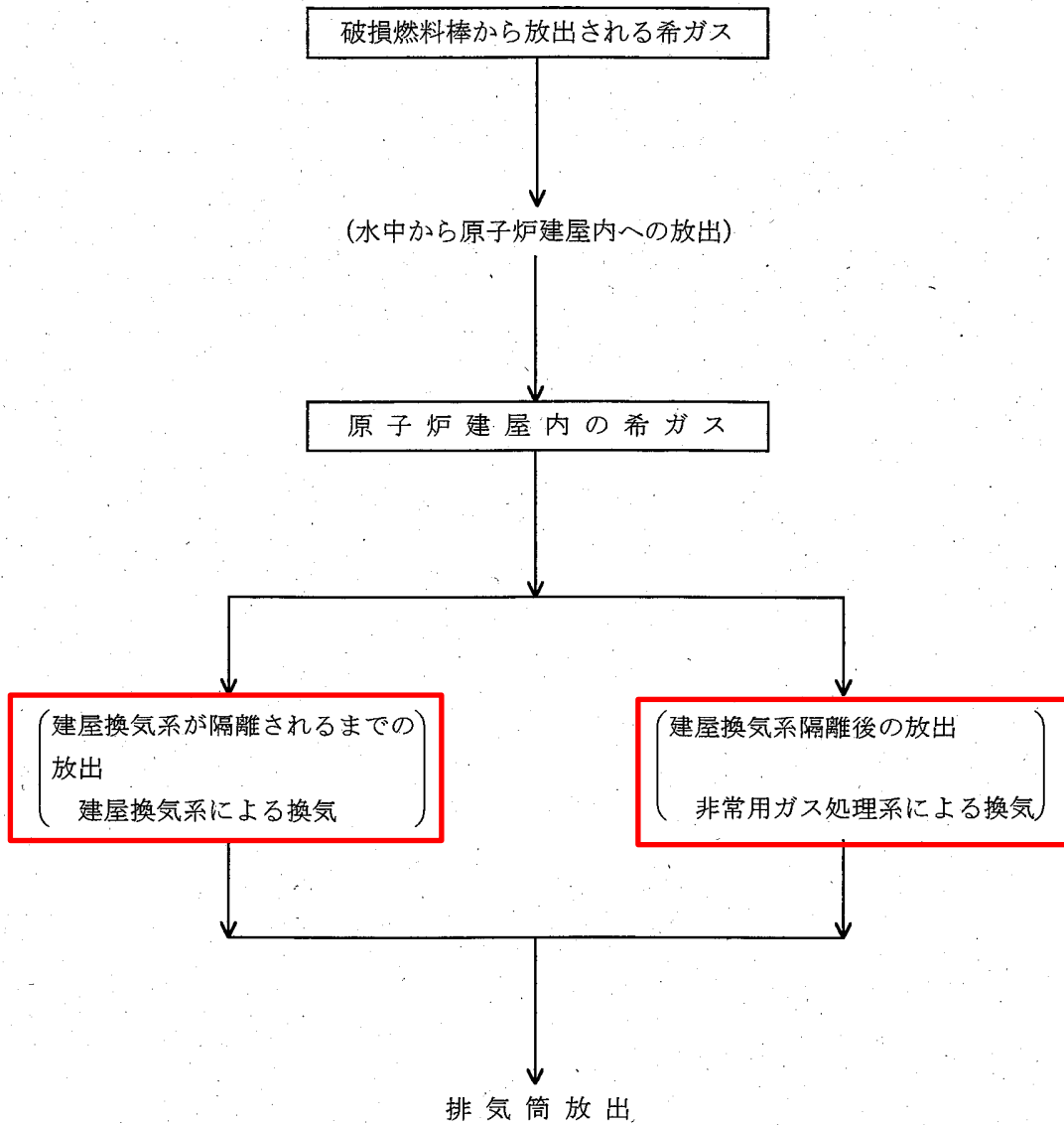
また、これ以降は、非常用ガス処理系により環境へ放出されるものとする。

(b) 建屋換気系

建屋換気系が隔離されるまでの建屋内空気の換気率は、設計値に余裕をみた値とする。



付図 2-1 燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程



付図 2-2 燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程

【本文十号 ロ設計基準事故 (2)解析条件

(iii)環境への放射性物質の異常な放出】

- (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。
- (g) 原子炉建屋放射能高信号により、原子炉建屋ガス処理系が起動するものとする。
- (h) 非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタのよう素除去効率は、設計値 90%を用いるものとし、また、原子炉建屋から、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の 2 系統を通り大気中に放出されるよう素の除去効率は、非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタの設計値 97%を用いるものとする。
- (i) 非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の容量は、それぞれ設計で定められた値 (4.8 回/d 及び 1 回/d) とする。
- (j) 原子炉建屋内に放出された核分裂生成物は原子炉建屋ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中に放出されるものとする。
- (k) 放射能閉じ込め機能の観点から、原子炉建屋ガス処理系に単一故障を仮定する。
- (l) 非居住区域境界外での地表空气中濃度は、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 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。
- (m) 非居住区域境界外での希ガスによる  $\gamma$  線空気カーマは、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 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。

d. 原子炉冷却材喪失

- (i), a. 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。

- (a) 原子炉は、事故直前まで定格出力の約 105% (熱出力 3,440MW) で十分長時間 (2,000 日) 運転されていたものとする。
- (b) 事故発生前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  $4.6 \times 10^3 \text{Bq/g}$  に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。
- (c) 事故発生後新たに燃料棒の破損は生じないため、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の実測値の平均値に適切な余裕をみた値である  $2.22 \times 10^{14} \text{Bq}$  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。
- (d) 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。
- (e) 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る、あるいはサブプレッション・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、これらの効果を見做すものとする。
- (f) 格納容器内での核分裂生成物の自然崩壊を考慮する。
- (g) 格納容器の漏えい率は、設計上定められた最大値 (0.5%/d) とする。

なお、ECCS により格納容器外へ導かれたサブプレッション・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

はないためその評価を省略する。

(h) 通常運転時に作動している原子炉建屋の常用換気系は、原子炉水位低、ドライウェル圧力高又は原子炉建屋放射能高の信号により原子炉建屋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建屋において、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。

(i) 非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタのよう素除去効率は、設計値 90%を用いるものとし、また、原子炉建屋から、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の 2 系統を通り大気中に放出されるよう素の除去効率は、非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタの設計値 97%を用いるものとする。

(j) 非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の容量は、それぞれ設計で定められた値（4.8 回/d 及び 1 回/d）とする。

(k) 原子炉建屋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建屋内に漏えいした核分裂生成物が全て原子炉建屋内に均一に分布するものとする。

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、原子炉一次遮蔽等により十分遮蔽されており、実効線量の評価において有意な寄与はないため、原子炉建屋内の線源としては除外する。

(l) 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。

(m) 格納容器から原子炉建屋内に漏えいした核分裂生成物は、原子

炉建屋ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中に放出されるものとする。

- (n) 放射能閉じ込め機能の観点から、原子炉建屋ガス処理系に単一故障を仮定する。
- (o) 非居住区域境界外での地表空気中濃度は、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 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。
- (p) 非居住区域境界外での希ガスによる  $\gamma$  線空気カーマは、現地における 2005 年 4 月から 2006 年 3 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。
- (q) 直接線及びスカイシャイン線による実効線量は、原子炉建屋内の核分裂生成物による  $\gamma$  線積算線源強度を用い、原子炉建屋の遮蔽効果を考慮して求める。

e. 制御棒落下

(ii), a. 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。

- (a) 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を 6% として解析する。
- (b) 原子炉は高温待機状態にあり、事故発生の 30 分前まで定格出力の約 105% (熱出力 3,440MW) で十分長時間 (2,000 日) 運転されていたものとする。
- (c) 事故時の主蒸気流量は定格の 5% とする。



3.4.4 原子炉冷却材喪失

3.4.4.1 原因

本事故の原因は、「3.2.1.1 原因」に記載されたものと同様である。

3.4.4.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策

本事故の事故防止対策及び事故拡大防止対策は、「3.2.1.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策」に記載されたものと同様である。

3.4.4.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価<sup>(17)(18)(33)</sup>

3.4.4.3.1 核分裂生成物の放出量

(1) 解析条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定により行う。

- a. 原子炉は、事故直前まで定格出力の約105%（熱出力3,440MW）で十分長時間（2,000日）運転されていたものとする。
- b. 事故発生前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 $4.6 \times 10^3 \text{Bq/g}$  に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。各核種の濃度を第3.4.2-1表に示す。
- c. 「3.2.1.3 事故経過の解析」に示したように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の実測値の平均値に適切な余裕をみた値である $2.22 \times 10^{14} \text{Bq}$  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。各核種の追加放出量を第3.4.2-1表に示す。
- d. 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。

- e. 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、あるいはサブプレッション・チェンバの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、これらの効果を見做するものとする。
- f. 格納容器内での核分裂生成物の自然崩壊を考慮する。
- g. 格納容器の漏えい率は、設計上定められた最大値（0.5%/d）とする。

なお、ECCSにより格納容器外へ導かれたサブプレッション・チェンバの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その評価を省略する。

- h. 通常運転時に作動している原子炉建屋の常用換気系は、原子炉水位低、ドライウェル圧力高又は原子炉建屋放射能高の信号により原子炉建屋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建屋において、床、壁等に沈着することによる除去効果は見做し、自然崩壊のみを考える。
- i. 非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタのよう素除去効率は、設計値90%を用いるものとし、また、原子炉建屋から、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の2系統を通り大気中に放出されるよう素の除去効率は、非常用ガス処理系よう素用チャコールフィルタの設計値97%を用いるものとする。
- j. 非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系の容量は、それぞれ設計で定められた値（4.8回/d及び1回/d）とする。
- k. 原子炉建屋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建屋内に漏えいした核分裂生成物がすべて原子炉建屋内に均一に分布するものとする。

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、原子炉一次遮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、原子炉建屋内の線源としては除外する。

l. 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。

m. 格納容器から原子炉建屋内に漏えいした核分裂生成物は、原子炉建屋ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中に放出されるものとする。

n. 放射能閉じ込め機能の観点から、原子炉建屋ガス処理系に単一故障を仮定する。

## (2) 解析結果

上記の解析条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は第3.4.4-1表のとおりである。

また、原子炉建屋内の核分裂生成物による $\gamma$ 線積算線源強度を第3.4.4-2表に示す。

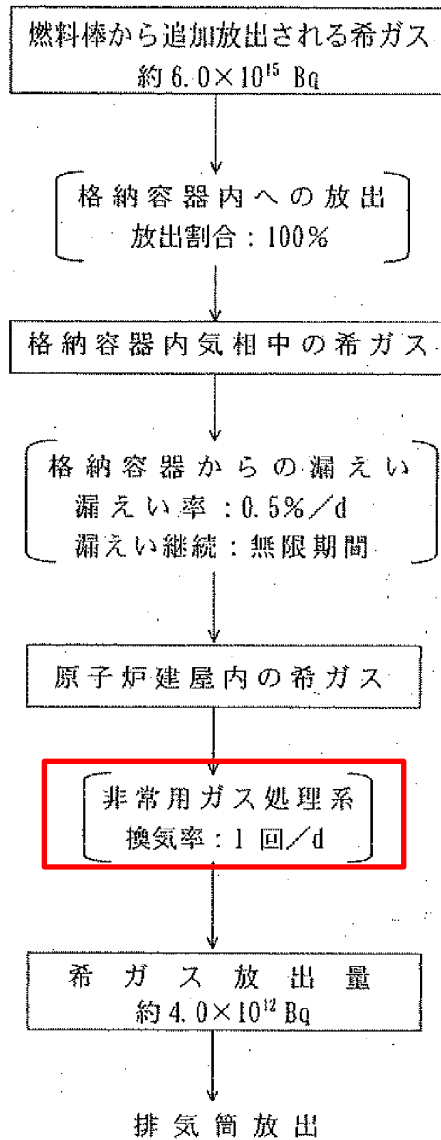
なお、希ガス及びヨウ素が大気中に放出されるまでの過程を第3.4.4-1図及び第3.4.4-2図に示す。

### 3.4.4.3.2 線量の評価

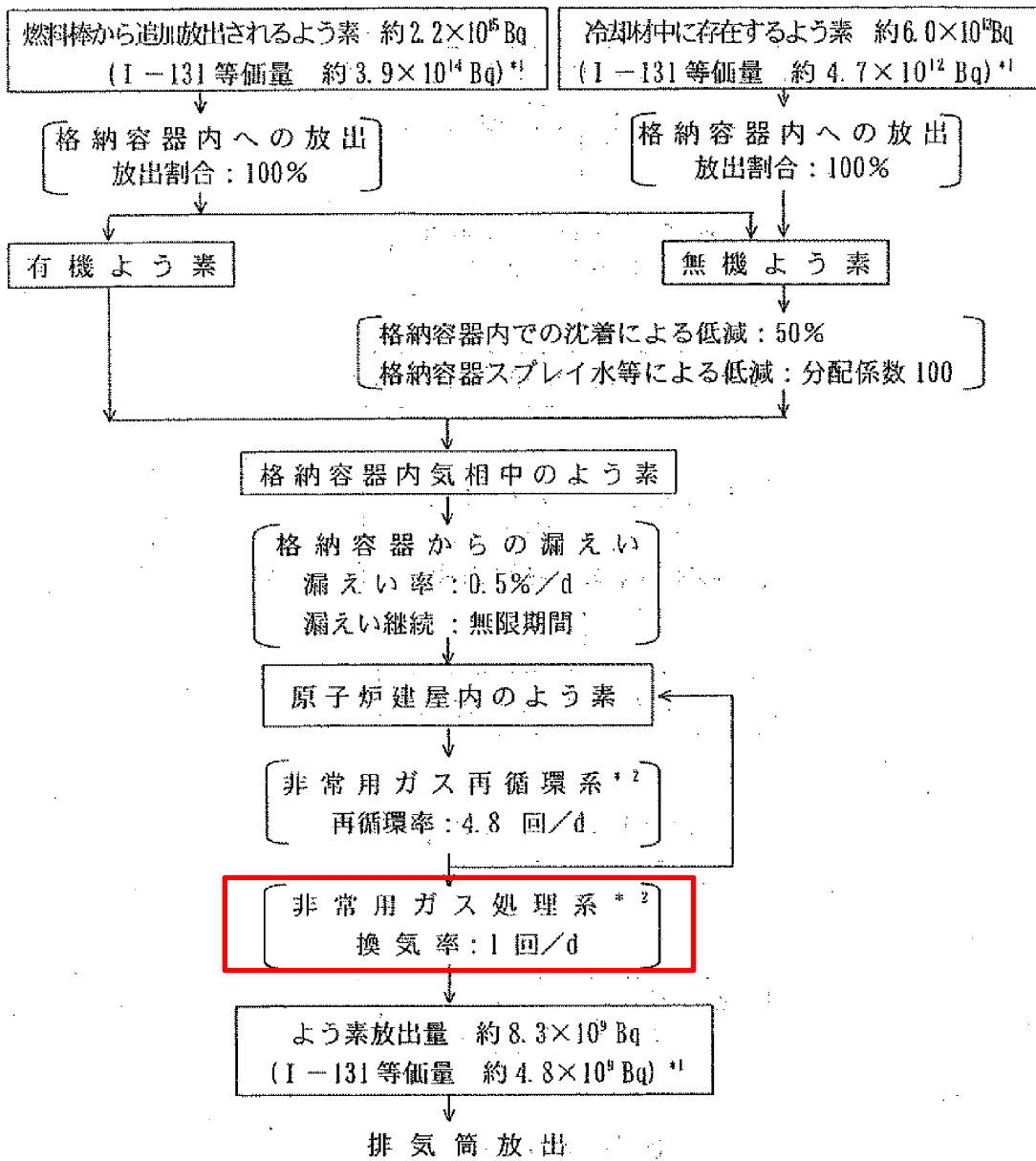
#### (1) 評価前提

大気中へ放出される核分裂生成物は、排気筒から放出されるものとし、これによる実効線量並びに原子炉建屋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計算は、次の仮定に基づいて行う。

a. 非居住区域境界外での地表空气中濃度は、添付書類六の「5.5.3 大



第 3.4.4-1 図 原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程  
( $\gamma$ 線 0.5MeV 換算値)



\*1 小児実効線量係数換算

\*2 よう素の除去効率：再循環90%，外部放出97%

第 3.4.4-2 図 原子炉冷却材喪失時のハロゲン等の大気放出過程

【東海第二発電所原子炉施設保安規定 第 27 条（計測及び制御設備）】

要素	設定値	項目	頻度
5. 残留熱除去系 a. 原子炉水位低 （レベル3）	1, 370cm 以上 （圧力容器零レ ベルより）	(1) 発電長は、原子炉の状態が運 転、起動及び高温停止におい て、動作不能でないことを指 示により確認する。 (2) 電気・制御グループマネー ジャーは、チャンネル校正を実 施し、運転管理グループマネ ージャーは論理回路機能を 確認する。	毎日 1 回
b. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage] 以下		定事検停止時
6. 格納容器ドレン系 a. 原子炉水位低 （レベル3）	1, 370cm 以上 （圧力容器零レ ベルより）	(1) 発電長は、原子炉の状態が運 転、起動及び高温停止におい て、動作不能でないことを指 示により確認する。 (2) 電気・制御グループマネー ジャーは、チャンネル校正を実 施し、運転管理グループマネ ージャーは論理回路機能を 確認する。	毎日 1 回
b. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage] 以下		定事検停止時

※ 1：主蒸気管圧力低については、起動及び高温停止を除く。

※ 2：高線量当量率物品の移動時を除く。

(3) 原子炉建屋隔離系計装（原子炉建屋ガス処理系計装）

表 27-2-4-3

要素	設定値	項目	頻度
1. 原子炉水位低 （レベル3）	1, 370cm 以上 （圧力容器零レ ベルより）	(1) 発電長は、原子炉の状態が 運転、起動及び高温停止に おいて、動作不能でないこ とを指示により確認する。 (2) 電気・制御グループマネー ジャーは、チャンネル校正 を実施し、運転管理グルー プマネージャーは論理回路 機能を確認する。	毎日 1 回
2. ドライウェル圧力高	13. 7kPa[gage] 以下		定事検停止時
3. 原子炉建屋換気系排 気ダクトモニタ放射 能高 <sup>※1</sup>	10×（通常運 転時のバックグラ ンド）以下	(1) 発電長は、原子炉の状態が 運転、起動、高温停止及び 炉心変更時 <sup>※2</sup> 又は原子炉 建屋原子炉棟内で照射され た燃料に係る作業時に動作 不能でないことを指示によ り確認する。 (2) 電気・制御グループマネー ジャーは、チャンネル校正 を実施し、運転管理グルー プマネージャーは論理回路 機能を確認する。	毎日 1 回
4. 原子炉建屋換気系燃 料取替床排気ダクト モニタ放射能高 <sup>※1</sup>	10×（通常運 転時のバックグラ ンド）以下		定事検停止時

※ 1：高線量当量率物品の移動時を除く。

※ 2：停止余裕確認後の制御棒 1 本の挿入・引抜を除く。

表 27-2

## 1. 原子炉保護系計装

表 27-2-1

要素	設定値	項目	頻度
1. 起動領域モニタ a. 中性子束高	最終レンジの 120/125 以下	発電長は, 原子炉の状態が起動, 高温停止* <sup>1</sup> , 冷温停止* <sup>1</sup> 及び燃料交換* <sup>1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。* <sup>2</sup>	毎日 1 回
		発電長は, 原子炉の状態が起動から運転へ入る時, 起動領域モニタと平均出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時
		電気・制御グループマネージャーは, チャンネル校正* <sup>3</sup> (検出器を除く。) 及び論理回路機能を確認* <sup>4</sup> する。	定事検停止時
b. 原子炉周期 (ペリオド) 短	原子炉周期 10 秒以上 (中間領域)	発電長は, 原子炉の状態が起動, 高温停止* <sup>1</sup> , 冷温停止* <sup>1</sup> 及び燃料交換* <sup>1</sup> において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回
		電気・制御グループマネージャーは, チャンネル校正 (検出器を除く。) 及び論理回路機能を確認する。	定事検停止時
c. 機器動作不能	—	電気・制御グループマネージャーは, 論理回路機能を確認する	定事検停止時
2. 平均出力領域モニタ a. 中性子束高 (a) 中性子束	15%以下 (原子炉モード スイッチが 「燃料取替」, 「起動」の時)	発電長は, 原子炉の状態が起動において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回
		発電長は, 原子炉の状態が起動から運転へ入る時, 起動領域モニタと平均出力領域モニタのオーバーラップを確認する。	原子炉起動時
		電気・制御グループマネージャーは, チャンネル校正 (検出器を除く。) 及び論理回路機能を確認する	定事検停止時
	120%以下 (原子炉モード スイッチが 「運転」の時)	発電長は, 原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回
		炉心・燃料グループマネージャーは, 原子炉の状態が運転において平均出力領域モニタのゲインを確認し, 必要に応じて校正を実施する。	1 週間に 1 回
		炉心・燃料グループマネージャーは, 動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分 が 1,000MWd/t に 1 回
		電気・制御グループマネージャーは, チャンネル校正 (検出器を除く。) 及び論理回路機能を確認する。	定事検停止時

要素	設定値	項目	頻度
(b) 熱流束相当	自動可変設定 (図 2 7 に示す設定値) 以下	炉心・燃料グループマネージャーは、原子炉の状態が運転において平均出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて校正を実施する。	1 週間に 1 回
		炉心・燃料グループマネージャーは、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が 1,000MWd/t に 1 回
		電気・制御グループマネージャーは、チャンネル校正（検出器を除く。）及び論理回路機能を確認する。	定事検停止時
		電気・制御グループマネージャーは、フローユニットのチャンネル校正を実施する。	定事検停止時
b. 中性子束低	2%以上 (原子炉モードスイッチが「運転」の時)	発電長は、原子炉の状態が運転において動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回
		炉心・燃料グループマネージャーは、原子炉の状態が運転において平均出力領域モニタのゲインを確認し、必要に応じて校正を実施する。	1 週間に 1 回
		炉心・燃料グループマネージャーは、動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。	燃焼度の増分が 1,000MWd/t に 1 回
		電気・制御グループマネージャーは、チャンネル校正（検出器を除く。）及び論理回路機能を確認する。	定事検停止時
c. 機器動作不能	—	電気・制御グループマネージャーは、論理回路機能を確認する。	定事検停止時
3. 原子炉圧力高	7. 25MPa [gage] 以下	発電長は、原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回
		電気・制御グループマネージャーは、チャンネル校正及び論理回路機能を確認する。	定事検停止時
4. 原子炉水位低 (レベル 3)	1, 370cm 以上 (圧力容器零レベルより)	発電長は、原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。	毎日 1 回
		電気・制御グループマネージャーは、チャンネル校正及び論理回路機能を確認する。	定事検停止時
5. 主蒸気隔離弁閉	全開状態より 10%閉以下	電気・制御グループマネージャーは、チャンネル校正及び論理回路機能を確認する。	定事検停止時



要素	設定値	項目	頻度
6. ドライウェル 圧力高	13.7kPa[gage] 以下	発電長は、原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		電気・制御グループマネージャーは、チャンネル校正及び論理回路機能を確認する。	定事検停止時
7. スクラム水排出 容器水位高	94.5L以下 (スクラム水 排出容器1個 あたり)	電気・制御グループマネージャーは、チャンネル校正及び論理回路機能を確認する。	定事検停止時
8. タービン主蒸気 止め弁閉	全開状態より 10%閉以下 <sup>**5</sup>	発電長は、原子炉熱出力が30%相当 <sup>**5</sup> 以上でバイパス状態でないことを確認を行う。	起動時
		電気・制御グループマネージャーは、チャンネル校正及び論理回路機能を確認する。	定事検停止時
9. タービン加減弁 急速閉 a. 油圧	油圧 <sup>**5</sup> 4.12MPa[gage] 以上	発電長は、原子炉熱出力が30%相当 <sup>**5</sup> 以上でバイパス状態でないことを確認を行う。	起動時
		電気・制御グループマネージャーは、チャンネル校正及び論理回路機能を確認する。	定事検停止時
10. 主蒸気管放射能 高	10×(通常運 転時のバック グラウンド)以下	発電長は、原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。	毎日1回
		電気・制御グループマネージャーは、チャンネル校正及び論理回路機能を確認する。	定事検停止時
11. 地震加速度大 a. 原子炉建屋地 下2階床水平 b. 原子炉建屋2 階床水平 c. 原子炉建屋地 下2階床鉛直	原子炉建屋地 下2階床水平 250Gal以下 原子炉建屋2 階床水平 300Gal以下 原子炉建屋地 下2階床鉛直 120Gal以下	電気・制御グループマネージャーは、チャンネル校正及び論理回路機能を確認する。	定事検停止時
12. 原子炉モード スイッチ 「停止」位置	—	電気・制御グループマネージャーは、論理回路機能を確認する。	定事検停止時
13. スクラム回路	—	発電長は、原子炉の状態が運転及び起動において、自動スクラム論理回路が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回
		電気・制御グループマネージャーは、手動スクラム論理回路機能を確認する。	定事検停止時

## 添付書類八 9. 原子炉格納施設 9. 1 原子炉格納施設

## 9. 1. 1 通常運転時等 9. 1. 1. 1 概要

重大事故等時の原子炉建屋は、「9. 1. 2 重大事故等時」に記述する。

## 9. 1. 1. 4. 2. 2 原子炉建屋の補助系

## (1) 常用換気系及び空気冷却装置

原子炉建屋の常用換気系は、他の換気系とは独立になっており、空気供給系と排気系を備え、それぞれ 100%容量のファン 2 台（1 台は予備）を持っている。

なお、燃料交換作業時には予備ファン 1 台を起動させ、原子炉建屋運転階の換気風量の増大を行うことができる。

空気供給系には、ファンのほかフィルタ及び蒸気加熱コイルがあり、冬期原子炉建屋内温度を約 10℃以上に保つ。また、差圧制御器があつて、出口弁を調整し原子炉建屋内は、わずかに負圧に保たれている。排気系を出た排気空気は、排気筒から大気中へ放出される。

換気用の原子炉建屋入口及び出ロダクトはそれぞれ 2 系統を有し、それぞれ 2 個の空気作動の隔離弁があつて、原子炉建屋内の放射能レベルが高くなると、自動閉鎖するとともに常用換気系から原子炉建屋ガス処理系（「9. 1. 1. 4. 2. 3 原子炉建屋ガス処理系」参照）に切換わつて放射性ガスの放散を防ぐ。

以上のほか、補助設備として、原子炉建屋内の局部的熱発生源となる機器のあるところには空気冷却装置がある。

常用換気系の主要な設計仕様を第 9. 1-8 表に示す。

## 9. 1. 1. 4. 2. 3 原子炉建屋ガス処理系

事故などで、原子炉建屋の放射能レベルが高くなる場合、原子炉建屋から直接外部へ放射能が放散されることを防止するため、常用換気系を閉鎖し、原子

添付書類八 9. 原子炉格納施設 9. 1 原子炉格納施設

9. 1. 1 通常運転時等 9. 1. 1. 1 概要

第 9.1-8 表 原子炉建屋常用換気系の主要仕様

原子炉建屋常用換気系

a. 給気ファン

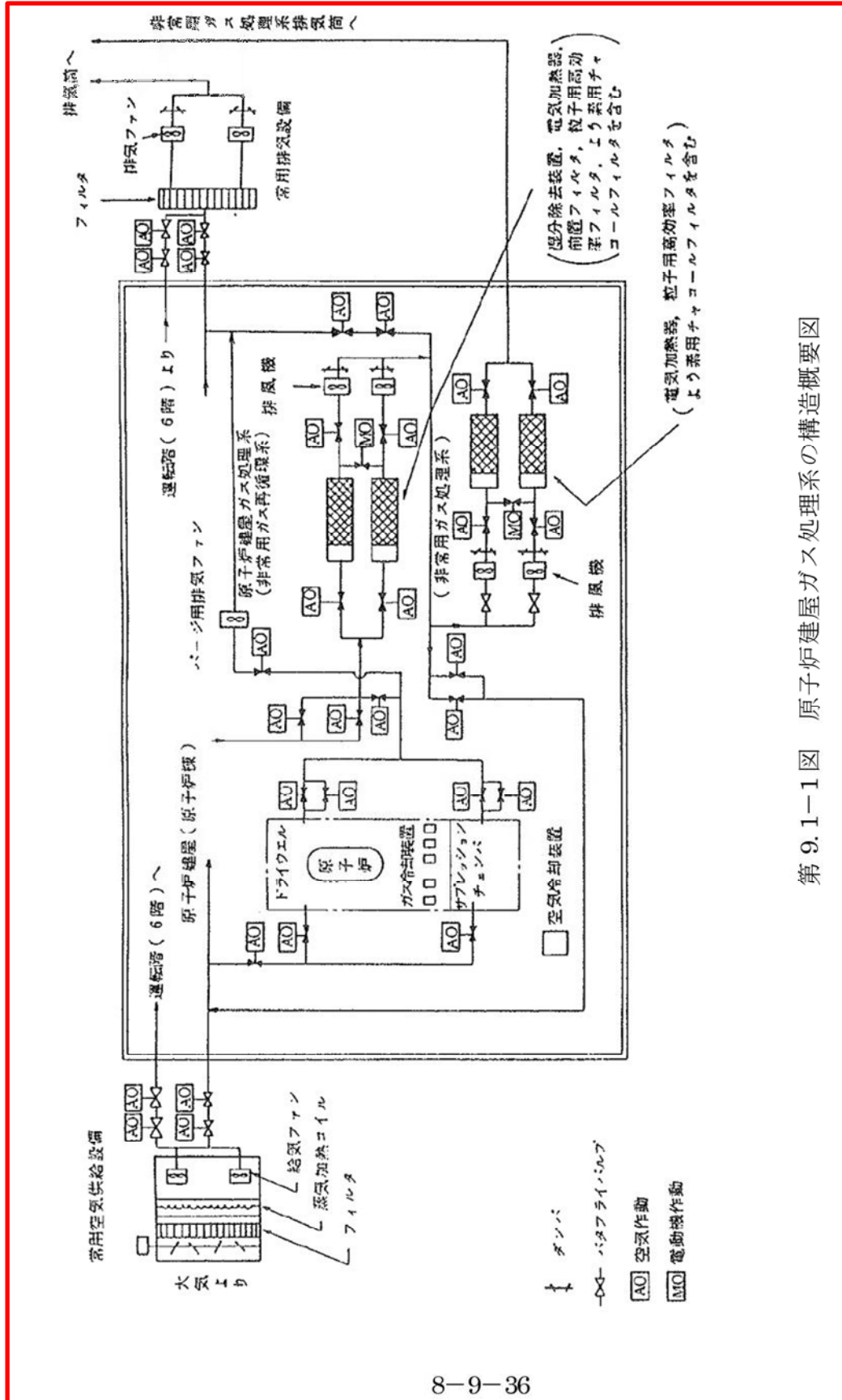
台 数	1(予備 1)
容 量	約 230,000m <sup>3</sup> /h

b. 排気ファン

台 数	1(予備 1)
容 量	約 230,000m <sup>3</sup> /h

添付書類八 9. 原子炉格納施設 9. 1 原子炉格納施設

9. 1. 1 通常運転時等 9. 1. 1. 1 概要



第 9.1-1 図 原子炉建屋ガス処理系の構造概要図

## 東海第二発電所

### 溢水による損傷の防止等

### 3.4 その他の溢水

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やその波及的影響に伴う溢水、機器の誤作動や弁グランド部、配管フランジ部からの漏えい事象、人的過誤による漏えい等が想定される。

その他の漏えいとして想定する溢水事象のうち、機器の誤作動等からの漏えい事象については、区画毎に漏えいを想定する系統の配管口径と圧力、保有水量等によって設定した最大の漏えい量である想定破損の溢水量を上回ることはない。

また、少量漏えいの想定については、防護対象設備に影響のある全区画について評価を行い、排水や漏えい検知が可能なことを確認している。詳細は、補足説明資料-25参照。

なお、人的過誤に起因する漏えい事象については、漏えい量が大となる可能性があるが、漏えい検知システムによる早期検知は同様に可能である。人的過誤に起因する漏えい事象については、発生の未然の防止を図るために、決められた運用、手順を確実に遵守するとともに、トラブル事例等を参考に継続的な運用改善を行っていく。

## その他の漏えい事象に対する確認について

その他の漏えい事象に対して，想定される事象を整理するとともに，漏えいの早期検知システム及び排水システムにより，漏えい水が安全機能に影響を及ぼさない設計となっていることを確認する。

## 1. その他の漏えい事象の整理

溢水防護区画内にて発生が想定されるその他の漏えい事象について第1表に整理する。

第1表 その他の漏えい事象

分類	想定事象	漏えい量
(1) 機器ドレン	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプシールドレン</li> <li>・<u>空調ドレン（結露水含む）</u></li> <li>・サンプルシンクドレン 等</li> </ul>	小
(2) 機器の作動 (誤作動含む)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・安全弁作動</li> <li>・開放端に繋がる弁の誤開，開固着 等</li> </ul>	小～中
(3) 機器損傷 (配管以外)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・開放端に繋がる弁のシートリーク</li> <li>・弁グランドリーク</li> <li>・ポンプシールリーク</li> <li>・フランジリーク 等</li> </ul>	小
(4) 人的過誤	<ul style="list-style-type: none"> <li>・弁誤操作</li> <li>・隔離未完機器の誤開放</li> <li>・開放点検中設備への誤通水</li> <li>・アイスプラグ施工不良 等</li> </ul>	小～大

(1) 機器ドレン

通常運転状態において発生するドレンであり，床及び機器ドレンファンネルにより排水可能な設計としている。

(2) 機器の作動（誤作動含む）

安全弁の作動は設計上想定されているものであり，2次側はプロセス配管により自系統等に直接つながっており，区画内に放出されない設計としている（気体系の安全弁は除く）。

大気開放タンクの補給弁等，開放端に繋がる弁が誤開，開固着した場合には，タンクがオーバーフローする可能性があるが，タンクオーバーフロー管はプロセス配管により機器ドレンファンネル等に接続されており，区画内に漏えいしない設計となっている。

(3) 機器損傷（配管以外）

弁グランドリークについては，一次系弁は，リークオフライン等により系外漏えいに至らないよう設計上の配慮がされている。またその他のリーク事象については，漏えい量は比較的少なく，床ドレンファンネル等により検知可能な設計としている。

(4) 人的過誤

事象によっては大量の漏えいが発生する可能性があるが，過去のトラブル事例から，基本的にはプラントが停止している定期検査時に発生しているものであり，人的要因であることから，発生時には早期に隔離等の対処が可能である。

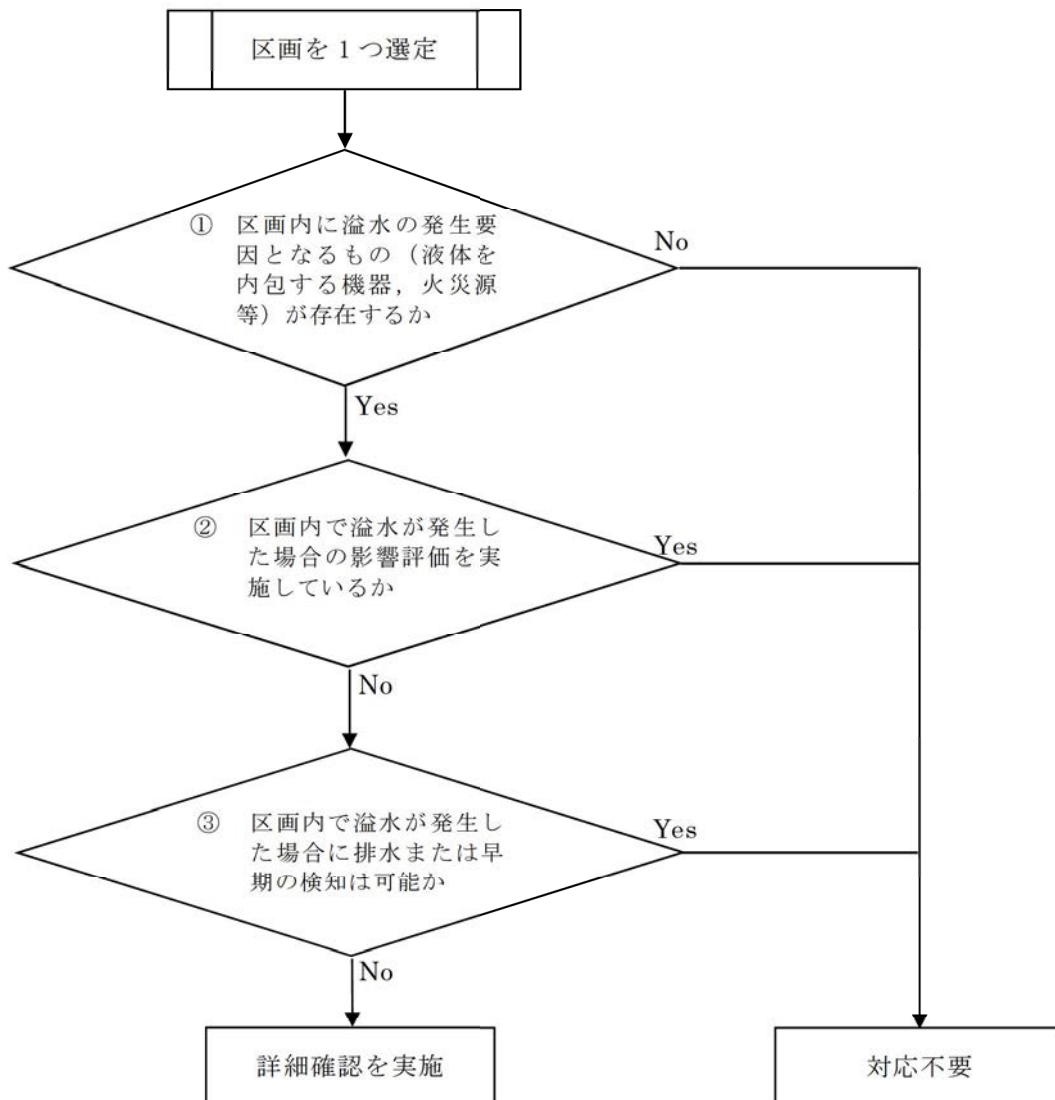


## 2. その他の漏えい事象に対する対応方針

第1表に整理した事象のうち、(1)～(3)については、基本的に漏えい量が少なく、現在の想定破損による溢水に包含されると考えられる。

その他の漏えいについては、第1図に示すフローに従い溢水防護区画毎に確認を実施した。確認結果について第2表に示す。

なお、(4)人的過誤については、発生未然防止を図るために、定められた運用、手順を確実に順守すると共に、トラブル事例等を参考に継続的な運用改善を行っていく。



第1図 その他の漏えい事象に対する対応フロー

第2表 その他の漏えい事象に対する対応確認結果 (1/5)

建屋	区画	① その他漏えい事象の発生要因有無	② 溢水発生を想定した影響評価の実施	③ 排水・漏えい検知の可否	対応
原子炉建屋 (原子炉棟)	RB-6-1	有	済	—	対応不要
	RB-5-1	有	済	—	対応不要
	RB-5-2	有	済	—	対応不要
	RB-5-3	有	済	—	対応不要
	RB-5-4	有	済	—	対応不要
	RB-5-5	有	済	—	対応不要
	RB-5-6	有	済	—	対応不要
	RB-5-7	有	済	—	対応不要
	RB-5-8	有	済	—	対応不要
	RB-5-9	有	済	—	対応不要
	RB-5-10	有	済	—	対応不要
	RB-5-11	有	済	—	対応不要
	RB-5-12	有	済	—	対応不要
	RB-5-13	有	済	—	対応不要
	RB-5-14	有	済	—	対応不要
	RB-5-15	有	済	—	対応不要
	RB-4-1	有	済	—	対応不要
	RB-4-2	有	済	—	対応不要
	RB-4-3	有	済	—	対応不要
	RB-4-4	有	済	—	対応不要
	RB-4-5	有	済	—	対応不要
	RB-4-6	有	済	—	対応不要
	RB-4-7	有	済	—	対応不要
	RB-4-8	有	済	—	対応不要
	RB-4-9	有	済	—	対応不要
	RB-4-10	有	済	—	対応不要
	RB-4-11	有	済	—	対応不要
	RB-4-12	有	済	—	対応不要
	RB-4-13	有	済	—	対応不要
	RB-4-14	有	済	—	対応不要
	RB-4-15	有	済	—	対応不要
	RB-4-16	有	済	—	対応不要
	RB-4-17	有	済	—	対応不要
	RB-4-18	有	済	—	対応不要
	RB-4-19	有	済	—	対応不要
	RB-4-20	有	済	—	対応不要
	RB-4-21	有	済	—	対応不要
	RB-4-22	有	済	—	対応不要
	RB-4-23	有	済	—	対応不要
	RB-3-1	有	済	—	対応不要
	RB-3-2	有	済	—	対応不要
	RB-3-3	有	済	—	対応不要
RB-3-4	有	済	—	対応不要	
RB-3-5	有	済	—	対応不要	
RB-3-6	有	済	—	対応不要	
RB-3-7	有	済	—	対応不要	
RB-3-8	有	済	—	対応不要	
RB-3-9	有	済	—	対応不要	

第 8.5-1 表 地震に起因する機器の破損に伴う溢水量 (1/4)

原子炉建屋 (原子炉棟)

建屋階層	区画番号 ※ 1, ※ 2	溢水系統	溢水量 (m <sup>3</sup> )	区画合計 溢水量 (m <sup>3</sup> )	保有水量※ 3 (m <sup>3</sup> )
6FL	RB-6-1	SFP スロッシング	81.49	81.49	89.64
5FL	RB-5-1	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-2)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-5-3	ほう酸水注入系	0.80	0.80	0.88
	(RB-5-4)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-5)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-5-6	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-7)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-8)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-9)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-10)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-11)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-12)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-13)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-5-14	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-5-15)	無し	0.00	0.00	0.00
4FL	RB-4-1	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-4-2	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-4-3	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-4)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-5)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-4-6	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-7)	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-8)	無し	0.00	0.00	0.00
	RB-4-9	無し	0.00	0.00	0.00
	(RB-4-10)	無し	0.00	0.00	0.00

※ 1 : ( ) 内は防護対象設備を含まない区画

※ 2 : 発生区画内防護対象設備は「添付資料 1 第 3 表 防護対象設備リスト」参照

※ 3 : 保有水量は各区画の溢水量を 1.1 倍し、小数点以下第三位を切上げ

第 8.6.2-1 表 地震に起因する溢水による没水影響評価 (17/17)

原子炉建屋(原子炉棟地上 6 階) (1/1)

溢水発生 区画番号	溢水量 (流入 考慮 溢水量) (m <sup>3</sup> )	滞留面積 (m <sup>2</sup> )	最大水位 (m)	防護対象設備		没水判別高さ (裕度 0.2m 考慮) <sup>※1</sup> (m)	判定			備考
				設備名称	機器番号		機能喪失高さ (設置高さ) (m)	A	B	
RB-6-1	89.64	759.70	0.12	RCV SURGE TANK LEVEL(スイッチ)	LSL-9-192	2.10	○	—	—	使用済燃料プール上に設置されている機器 のため被水対策実施
				RCV SURGE TANK LEVEL(伝送器)	LT-9-192	0.43	○	—	—	
				燃料取扱フロア 燃料プール(検出器)	RE-D21-NS03	0.73	○	—	—	
				燃料取扱フロア 燃料プール(現場監視ユニット)	RIA-D21-NS03	1.36	○	—	—	
				FPV SKIMMER SURGE TANK LI	PML-LCP-133	1.10	○	—	—	
				R/3 REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (A) (検出器)	D17-NS00A	4.50	○	—	—	
				R/3 REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (B) (検出器)	D17-NS00B	4.50	○	—	—	
				R/3 REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (C) (検出器)	D17-NS00C	4.50	○	—	—	
				R/3 REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (D) (検出器)	D17-NS00D	4.50	○	—	—	
				FUEL POOL TEMP(検出器)	TE-641-N01E	—	—	—	○	

※1：各機器の機能喪失高さから床勾配及び揺らぎを考慮した値(0.2m)を差し引いた値

判定

- A：最大水位≦機能喪失高さ(裕度 0.2m 考慮)
- B：多重化・区画化されており同時に機能喪失しない
- C：対策の実施

本資料のうち、枠囲みの内容は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-340 改1

工事計画に係る補足説明資料

補足-340 【耐震性に関する説明書の補足説明資料】

平成30年10月

日本原子力発電株式会社

補足-340-4【下位クラス施設の波及的影響の検討について】

## 2. 波及的影響に関する評価方針

### 2.1 基本方針

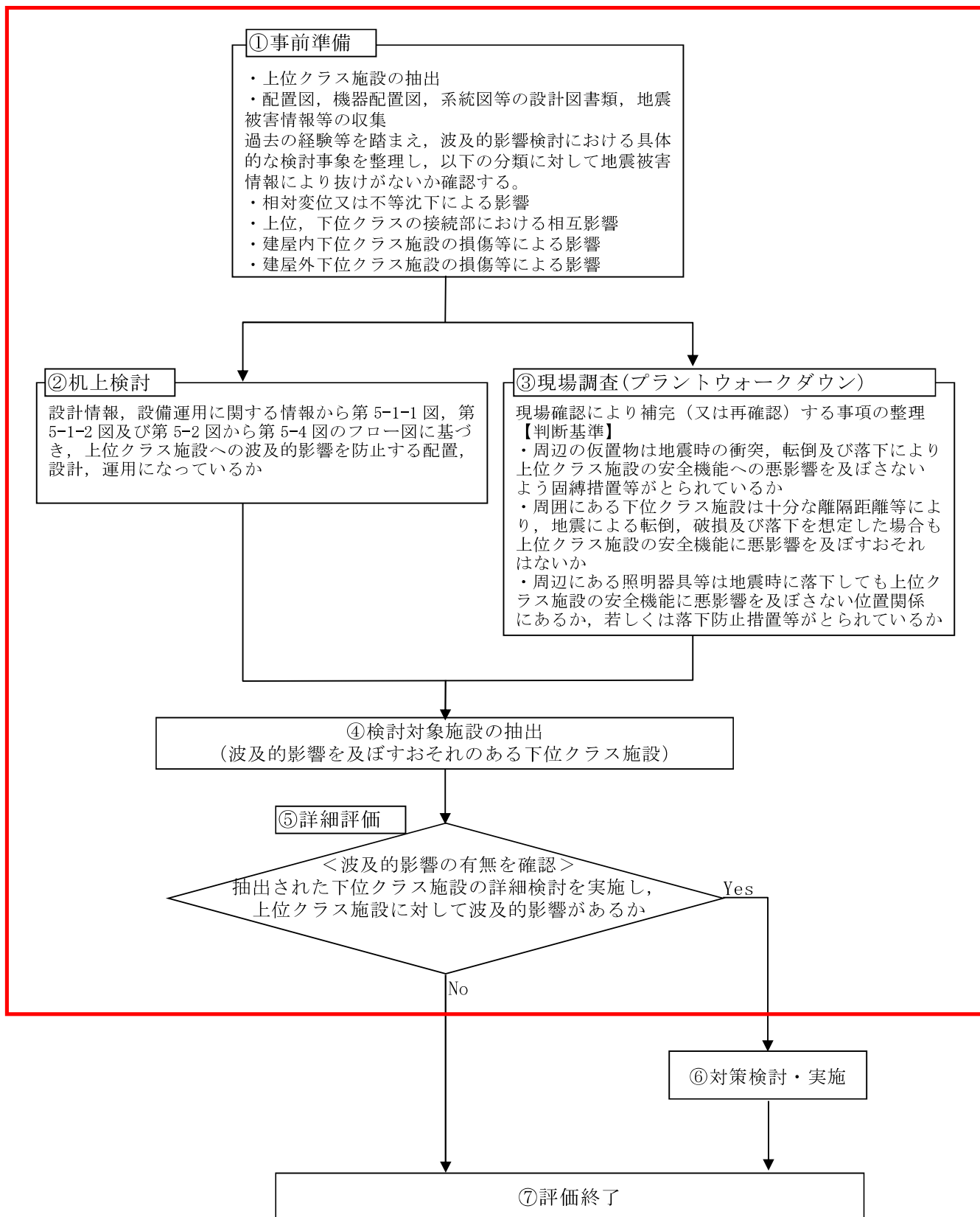
波及的影響評価は以下に示す方針に基づき実施する。

- (1) 「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解釈」の別記2（以下「別記2」という。）に記載された4つの事項をもとに，検討すべき事象を整理する。また，原子力発電所の地震被害情報をもとに，別記2の4つの事項以外に検討すべき事象の有無を確認する。
- (2) (1)で整理した検討事項をもとに，上位クラス施設に対して波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設を抽出する。
- (3) (2)で抽出された下位クラス施設について，配置，設計，運用上の観点から上位クラス施設への影響評価を実施する。

波及的影響評価に係る検討フローを第2-1図に示す。また，波及的影響の検討内容のうち，①下位クラス施設の耐震評価，強度評価に関する範囲においては工事計画認可申請書の添付書類とするが，②耐震評価及び強度評価を必要としない影響確認（定性的に判断できる，または十分に余裕があるもの）及び③工事計画認可申請書の添付書類の耐震計算書の補足説明については本資料の添付とする。具体的な説明項目については，第

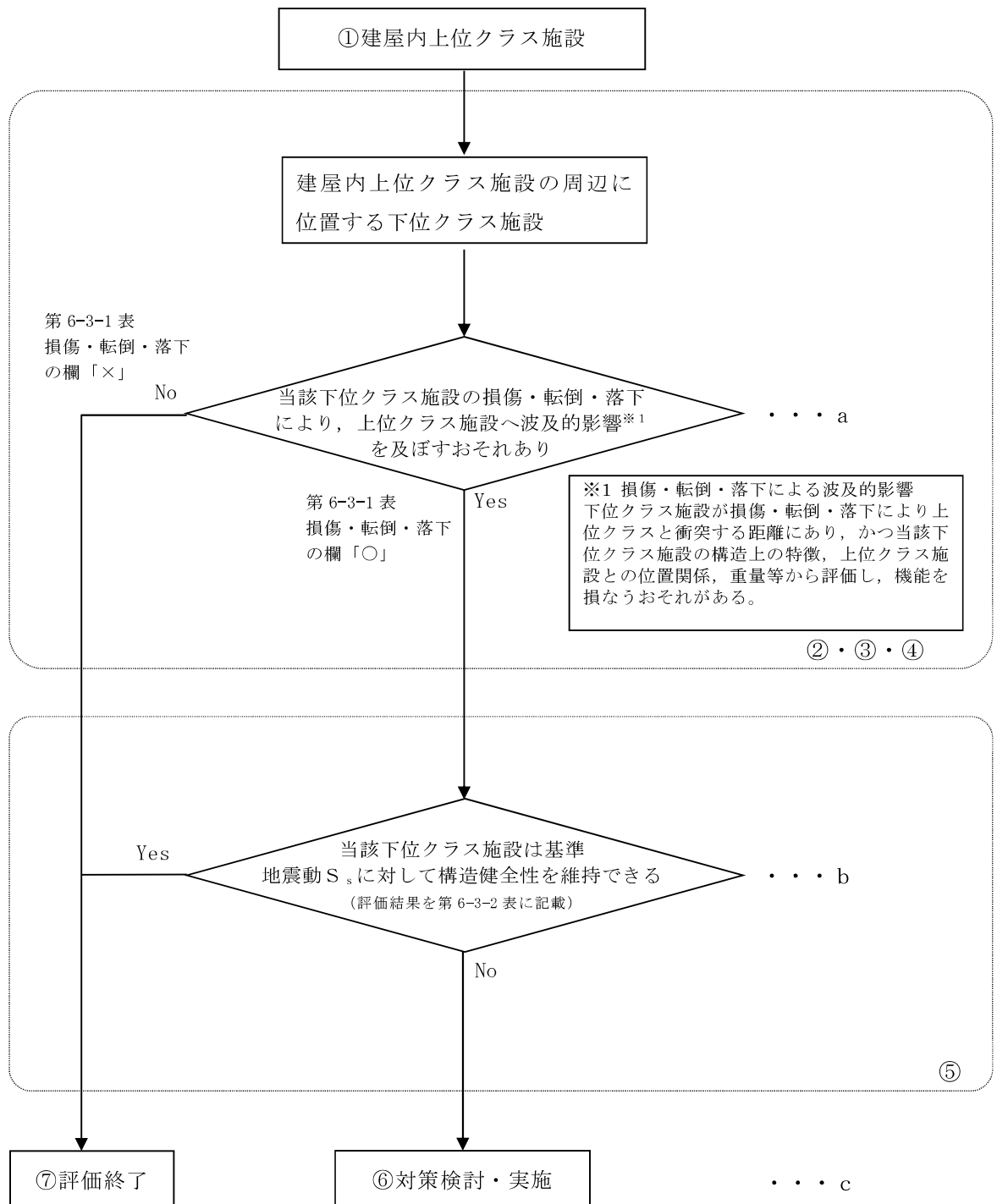
2-1表に示す。なお，本補足説明資料にて上位クラス施設に波及的影響を及ぼすおそれがある施設として抽出したベアラ建屋，サンプルタンク室，ヘパフィルター室，連絡通路及び大物搬入口建屋を「小規模建屋」と称する。





※ フロー中の①から⑦の数字は，第 5-1-1 図，第 5-1-2 図及び第 5-2 図から第 5-4 図の各図中の①から⑦に対応する。

第 2-1 図 波及的影響評価に係る検討フロー



※フロー中①～⑦の数字は第2-1図中の①～⑦に対応する。

第5-3図 損傷、転倒及び落下により建屋内上位クラス施設へ影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設の抽出及び評価フロー

## 6.3 建屋内における損傷，転倒及び落下等による影響検討結果

### 6.3.1 抽出作業

机上検討及び現場調査をもとに，建屋内上位クラス施設に対して，損傷，転倒及び落下等により影響を及ぼす可能性のある下位クラス施設を抽出する。建屋内上位クラス施設の配置図を第6-3-1図に示す。なお配置図の番号は第4-2表の整理番号に該当する。また，原子炉建屋内設備の波及的影響設備位置関係図を第6-3-2図に，使用済燃料乾式貯蔵建屋の波及的影響設備位置関係図を第6-3-3図に示す。

### 6.3.2 下位クラス施設の抽出結果

第5-3図のフローの a に基づいて抽出された下位クラス施設について抽出したものを第6-3-1表に示す。

### 6.3.3 影響評価結果

6.3.2で抽出した建屋内下位クラス施設の評価結果について，第6-3-2表に示す。

第6-3-2表 建屋内施設の評価結果（損傷、転倒及び落下等による影響）（1/2）

上位クラス施設 (建屋内施設)	波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設	評価結果	備考
原子炉圧力容器	原子炉遮蔽	基準地震動 $S_s$ に対する構造健全性評価により、原子炉遮蔽壁が上位クラス施設に対して波及的影響を及ぼさないことを確認した。	影響結果の詳細は、「V-2-11-2-5 原子炉遮蔽の耐震性」についての計算書」に示す。
使用済燃料プール 使用済燃料ラック 原子炉建屋換気系放射線モニタ	原子炉建屋クレーン	基準地震動 $S_s$ に対する構造健全性評価により、原子炉建屋クレーンが上位クラス施設に対して波及的影響を及ぼさないことを確認した。	影響結果の詳細は、「V-2-11-2-2 原子炉建屋クレーンの耐震性」についての計算書」に示す。
使用済燃料プール 使用済燃料ラック 原子炉建屋換気系放射線モニタ	燃料取替機	基準地震動 $S_s$ に対する構造健全性評価により、燃料取替機が上位クラス施設に対して波及的影響を及ぼさないことを確認した。	影響結果の詳細は、「V-2-11-2-1 燃料取替機の耐震性」についての計算書」に示す。
使用済燃料プール 使用済燃料ラック	制御棒貯蔵ラック 制御棒貯蔵ハンガ チャネル着脱機	基準地震動 $S_s$ に対する構造健全性評価により、制御棒貯蔵ラック、制御棒貯蔵ハンガ及びチャネル着脱機が上位クラス施設に対して波及的影響を及ぼさないことを確認した。	影響結果の詳細は、「V-2-11-2-7 制御棒貯蔵ラックの耐震性」についての計算書」、「V-2-11-2-8 制御棒貯蔵ハンガの耐震性」についての計算書」及び「V-2-11-2-4 チャネル着脱機の耐震性」についての計算書」に示す。

第6-3-2表 建屋内施設の評価結果（損傷，転倒及び落下等による影響）（2/2）

上位クラス施設 （建屋内施設）	波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設	評価結果	備考
使用済燃料乾式貯蔵容器	使用済燃料乾式貯蔵建屋 クレーン 使用済燃料乾式貯蔵建屋 上屋	基準地震動 $S_s$ に対する構造健全性評価により，使用済燃料乾式貯蔵建屋クレーン及び使用済燃料乾式貯蔵建屋上屋が上位クラス施設に対して波及的影響を及ぼさないことを確認した。	影響結果の詳細は，「V-2-11-2-4 使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンの耐震性についての計算書」及び「V-2-11-2-15 使用済燃料乾式貯蔵建屋上屋の耐震性についての計算書」に示す。
原子炉格納容器	原子炉ウエル遮蔽ボックス	基準地震動 $S_s$ に対する構造健全性評価により，原子炉ウエル遮蔽ボックスが上位クラス施設に対して波及的影響を及ぼさないことを確認した。	影響結果の詳細は，「V-2-11-2-6 原子炉ウエル遮蔽ボックスの耐震性についての計算書」に示す。
緊急時炉心冷却系操作盤 原子炉補機操作盤 原子炉制御操作盤 所内電源操作盤	中央制御室天井照明	基準地震動 $S_s$ に対する構造健全性評価により，中央制御室天井照明が上位クラス施設に対して波及的影響を及ぼさないことを確認した。	影響結果の詳細は，「V-2-11-2-12 中央制御室天井照明の耐震性についての計算書」に示す。
格納容器床ドレンサンブ 導入管	格納容器機器ドレンサンブ	基準地震動 $S_s$ に対する構造健全性評価により，格納容器機器ドレンサンブが上位クラス施設に対して波及的影響を及ぼさないことを確認した。	影響結果の詳細は，「V-2-11-2-17 格納容器機器ドレンサンブの耐震性についての計算書」に示す。
パワーセンタ 125V系蓄電池 可燃性ガス濃度制御系再結合器等	耐火障壁	基準地震動 $S_s$ に対する構造健全性評価により，耐火障壁が上位クラス施設に対して波及的影響を及ぼさないことを確認した。	影響結果の詳細は，「V-2-11-2-17 耐火障壁の耐震性についての計算書」に示す。
上位クラス施設	揚重設備（ホイスト，チェーンブロック）	通常運転開始までに落下防止等の措置を講じる。	
上位クラス施設	照明器具（カバー無し）	通常運転開始までに落下防止等の措置を講じる。	

本資料のうち、枠囲みの内容は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-310 改1

工事計画に係る補足説明資料

補足-310 【その他発電用原子炉の附属施設のうち溢水防護に関する施設に係る補足説明資料】

平成30年10月

日本原子力発電株式会社

### 9.12.2 排気ダクトへの流入防止対策

使用済燃料プールのスロッシングにより，燃料プールの水がダクト換気口から埋設ダクトを経由して，換気空調系の排気ダクトへ流入することを防止するため，プール側換気口の閉止，並びに埋設ダクト出口側の躯体壁面へ閉止板を設置する。本対策により，排気ダクトへプール水が流入することはない。

排気ダクトへの流入防止対策前の概略図を図 9.12-3，対策後の燃料プール廻りのダクト敷設状況を図 9.12-4 に，閉止板設置箇所を図 9.12-5 に示す。

閉止板については，基準地震動  $S_0$  による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し，必要な健全性を維持できる構造とする。

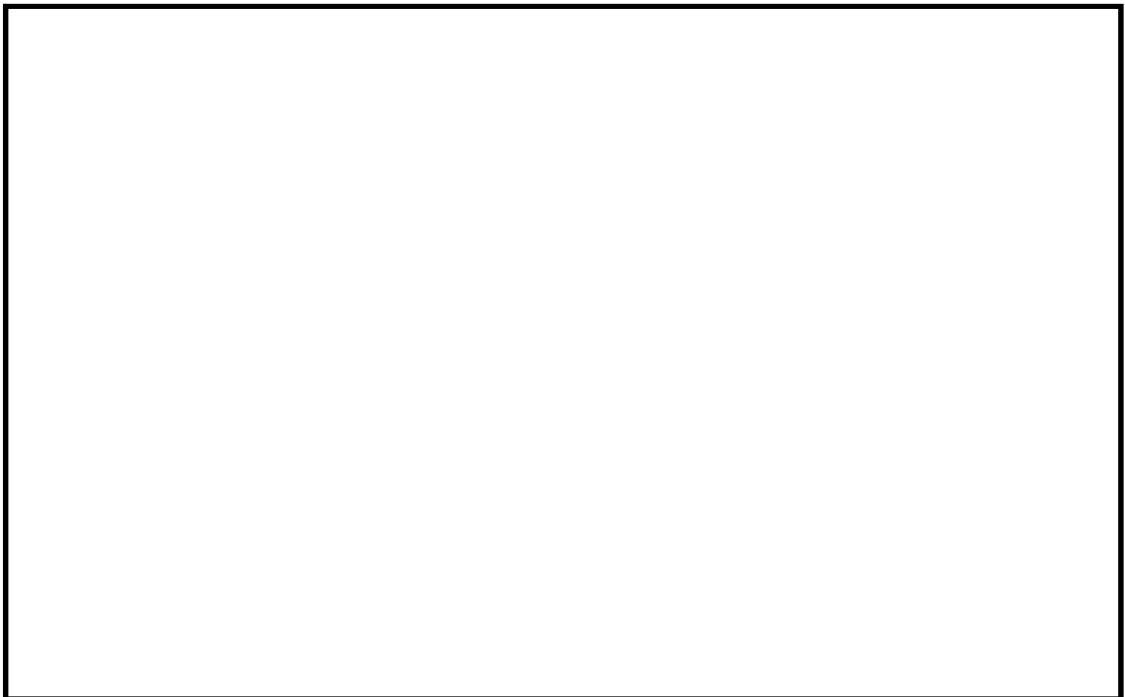
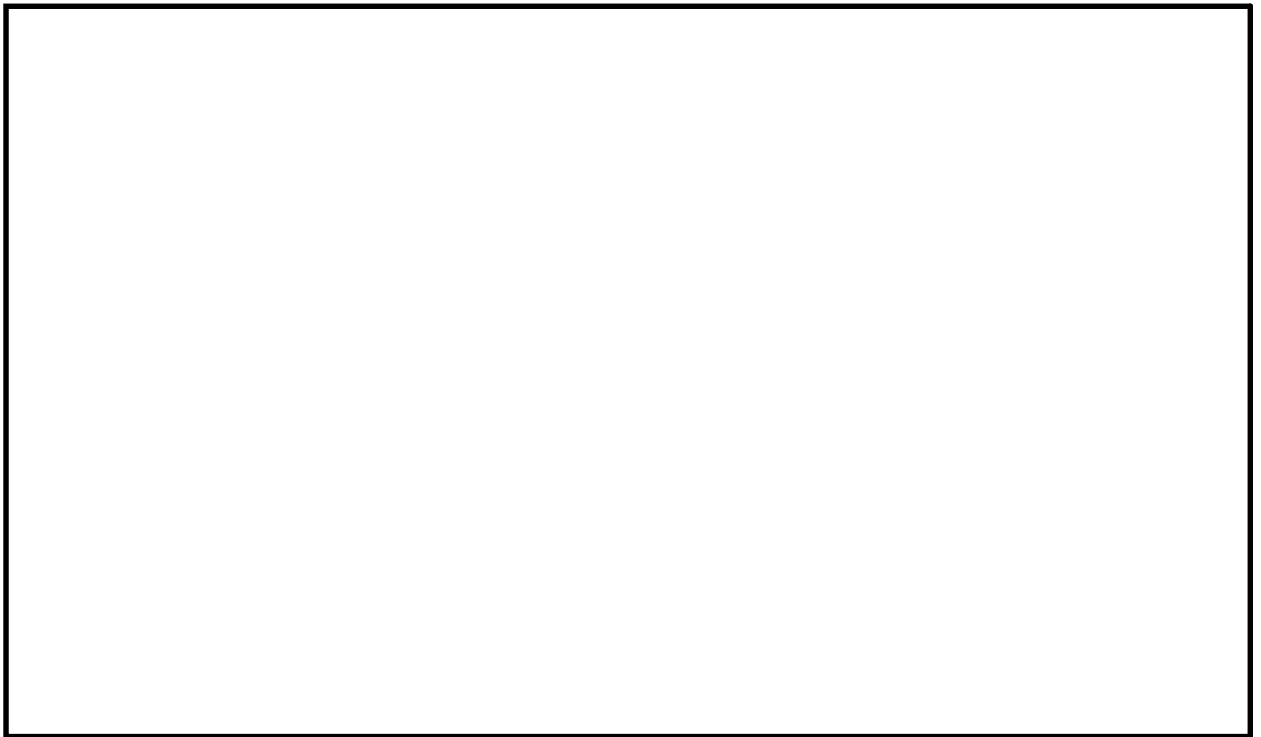


図 9.12-3 対策前（概略図）



図 9.12-4 燃料プール廻りのダクト敷設状況（平面図）



断面図

図 9.12-5 閉止板設置箇所

補-9.12-3



## 設置許可基準規則等の各条文への適合性確認について

### 1. 概要

今回の設備改造後の対策について、設置許可基準規則等の各条文への適合性を確認し、既許可の適合方針を踏まえたものであること及び適合していることを確認した。

### 2. 確認方法

① 第1表のとおり、設置許可基準規則及び技術的能力審査基準の各条文を列举した。

② 「設備改造時における基準適合への影響確認要否」欄において、設置許可基準規則の条文ごとに基準要求（項・号及びそれらの解釈や関連するガイドを含む）を確認し、影響確認を不要とする条文を「確認要否」欄で「×」とし、これ以外については「○」とした。また、「×」とした場合には、その理由を「確認不要の理由」欄に記載した。

なお、条文内の項・号を含む全ての要求事項が、明らかに今回の設備改造と関係ない条文については、「確認要否」欄を条文単位で「×」とした。

③ 上記②の「確認要否」欄で「○」とした条文について、第1表右端列の補足説明資料をまとめ、本資料に基づき、「既許可」欄に既許可における適合のための設計方針等を、「設備改造時」欄に設備改造後における適合のための設計方針等を記載した。

④ また、上記③で記載した「設備改造時」欄の設備改造後における適合のための設計方針等について、設置変更許可申請書の本文及び添付書類への影響を確認し、本文に影響するものを「○」、添付書類のみに影響するものを「△」、影響しないものを「×」とした。

### 3. 確認結果

上記2. のとおり、今回の設備改造後の対策について、設置許可基準規則等の各条文への適合性を確認した結果、既許可の適合方針を踏まえたものであることに加え、各条文に対して適合していること確認した。

また、今回の設備改造後の対策の設置変更許可申請書への影響について確認した結果、条文要求への適合性に係るものとしては影響する事項がないことを確認した。ただし、条文要求に基づくものではないものの、「補足－4」別紙2に示すとおり、現在の添付書類八に示す事項に変更が生じる箇所があるため、今後、関連する設備の変更等による設置変更許可申請を行う際に、添付書類八の当該箇所の記載についても変更を行うこととする。

以上

第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (1/25)

条文	設備改造時における 基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性				補足 説明 資料
	確認要 否：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時		
設置許可基準規則							
1条	適用範囲	×	・適用する基準（法令）についての説明であり，要求事項ではない。	—	—	—	—
2条	定義	×	・用語の定義であり，要求事項ではない。	—	—	—	—
3条	設計基準対象施設の地盤 設計基準対象施設は、次条第二項の規定により算定する地震力（設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）及び兼用キャスクにあっては、同条第三項に規定する基準地震動による地震力を含む。）が作用した場合においても当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。ただし、兼用キャスクにあっては、地盤により十分に支持されなくてもその安全機能が損なわれない方法により設けることができるときは、この限りでない。	○	—	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋付属棟は、基準地震動<math>S_S</math>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設計としている。</li> <li>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ことを含め、基準地震動<math>S_S</math>による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する設計としている。</li> </ul>	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉棟換気系は、通常運転時における原子炉建屋の負圧維持のための常用換気系（MS-3）であるとともに、原子炉冷却材喪失等が生じた場合、ドライウェル圧力高、原子炉水位低、原子炉建屋放射能高のいずれかの信号で、原子炉棟換気系隔離弁を閉止することにより、MS-1及びMS-2機能を持つ二次格納施設のバウンダリを形成する設計としている。また、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、安全保護系として上記の原子炉建屋放射能高の信号を発信する機能（MS-1）とともに、緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能（MS-3）を有している。</li> <li>今回の設備改造では、原子炉棟換気系隔離弁及びダクトの一部を撤去するが、原子炉建屋付属棟内の隔離弁及びダクト並びに原子炉建屋原子炉棟内に追設するダクトにより、上記MS-1、2及び3の機能が維持されるよう、常用換気系の機能を維持するとともに、原子炉冷却材喪失等が生じた場合に隔離弁を閉止する設計についても変更が生じないよう設計する。撤去するダクトには原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟内で閉止措置を行い、撤去するダクトが貫通していた原子炉建屋原子炉棟の壁には閉止措置を行う。後者の閉止措置した壁は、二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）のバウンダリを形成することとなるため、二次格納施設としての設計を行う。</li> <li>また、今回の設備改造では、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器を原子炉建屋付属棟内の原子炉棟換気系排気ラインB系隔離弁の上流（原子炉側）に移設することで、上記MS-1及び3の機能を維持できるような設計する。</li> <li>以上の設備改造に係る設備は、全て原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟に設置し、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する設計とする。</li> <li>このことから、設備改造時においても、基準地震動<math>S_S</math>による地震力が作用した場合に、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する設計について変更は生じない。</li> </ul>	3条 補足 説明 資料
	2 耐震重要施設及び兼用キャスクは、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。	○	—	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟は、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、液化や揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する設計としている。</li> </ul>	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>2.1項に記載したとおり、今回の設備改造に係る設備は、全て原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟に設置し、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、液化や揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する設計とする。</li> <li>以上の内容から、設備改造時においても、安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する設計について変更が生じない。</li> </ul>	
	3 耐震重要施設及び兼用キャスクは、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。ただし、兼用キャスクにあっては、地盤に変位が生じてもその安全機能が損なわれない方法により設けることができるときは、この限りでない。	○	—	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する設計としている。</li> </ul>	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>2.1項に記載したとおり、今回の設備改造に係る設備は、全て原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟に設置し、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する設計とする。</li> <li>以上の内容から、設備改造時においても、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する設計について変更が生じない。</li> </ul>	

第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (2/25)

条文	設備改造時における基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性				補足説明資料
	確認要否 要：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時		
4条	地震による損傷の防止 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。	○	—	×	(1)耐震重要度分類 ・既許可では、第1表に示すとおり設計基準対象施設が有する機能に応じて耐震重要度分類をSクラス、Bクラス又はCクラスに分類する方針としている。	▶以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。	4条 補足 説明 資料
2	前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設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に応じて算定しなければならない。	○	—	×	(2)許容限界 ・既許可では、Sクラスの機器・配管系に適用する許容限界として、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に対しては、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるように設定し、基準地震動S <sub>S</sub> 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、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設定する方針としている。また、Cクラスの機器・配管系に適用する許容限界として、静的地震力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるように設定する方針としている。	(1)耐震重要度分類 ・原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、第1表に示す「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」の機能を有するため、Sクラスとなる。また、二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）のバウンダリを形成しない常用換気系としての機能を有する原子炉棟換気系ダクト（以下「常用換気系としての原子炉棟換気系ダクト」という。）は、第1表に示すSクラス及びBクラスのいずれの機能にも該当しないため、Cクラスとなる。 ・今回の設備改造においては、設備の要求機能を変更するものではなく、耐震クラスについて変更は生じない。	
3	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による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。	○	—	×	(3)地震力の算定方法 ・既許可では、Sクラスの機器・配管系に適用する地震力は、静的地震力として地震層せん断力係数C <sub>i</sub> 等より算定される地震力、動的地震力として弾性設計用地震動S <sub>d</sub> 及び基準地震動S <sub>S</sub> より算定される地震力より定める方針としている。また、Cクラスの機器・配管系に適用する地震力は、静的地震力として地震層せん断力係数C <sub>i</sub> 等より算定される地震力より定める方針としている。	(2)許容限界 ・原子炉建屋原子炉棟のバウンダリを形成する原子炉棟換気系の隔離弁及びダクト並びに原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、Sクラスの機器・配管系に該当するため、既許可の設計方針に基づき、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に対する許容限界は、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるように許容限界を設定する。また、基準地震動S <sub>S</sub> による地震力については、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が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許容限界を設定する。また、常用換気系としての原子炉棟換気系ダクトは、Cクラスの機器・配管系に該当するため、既許可の設計方針に基づき、静的地震力に対する許容限界は、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるように許容限界を設定する。	
4	耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。	○	—	×	(4)波及的影響の評価 ・既許可では、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、耐震重要施設の安全機能を損なわないように設計する方針としている。 ・また、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、耐震重要施設の周辺斜面が崩壊しないことを確認する方針としている。	(3)地震力の算定方法 ・二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）のバウンダリを形成する原子炉棟換気系隔離弁及びダクト並びに原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、Sクラスの機器・配管系に該当するため、耐震評価に適用する地震力は、静的地震力として地震層せん断力係数C <sub>i</sub> 等より算定される地震力、動的地震力として弾性設計用地震動S <sub>d</sub> 及び基準地震動S <sub>S</sub> より算定する。また、常用換気系としての原子炉棟換気系ダクトは、Cクラスの機器・配管系に該当するため、耐震評価に適用する地震力は、静的地震力として地震層せん断力係数C <sub>i</sub> 等より算定される地震力より算定する。	
5	炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。	×	・原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟は、炉心内の燃料被覆材の設計及び設計方針に係らない設備であるため、確認対象外としている。	—	—	—	
6	兼用キャスクは、次のいずれかの地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。 一 兼用キャスクが地震力により安全機能を損なうかどうかをその設置される位置のいかんにかかわらず判断するために用いる合理的な地震力として原子力規制委員会が別に定めるもの 二 基準地震動による地震力	×	・兼用キャスクを採用していないため、確認対象外としている。	—	—	—	
7	兼用キャスクは、地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。	×	・兼用キャスクを採用していないため、確認対象外としている。	—	—	—	

第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (3/25)

条文	設備改造時における基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性			
	確認要否 要：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時	補足説明資料
5条	○	—	×	<p>・既許可では、津波から防護する設備（以下「設計基準対象施設の津波防護対象設備」という。）を「クラス1及びクラス2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。）」としている。</p> <p>・設計基準対象施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。以下同じ。）は、以下の基本方針により基準津波から防護する設計としている。</p> <p>(1) 設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計としている。また、取水路、放水路等の経路から、設計基準対象施設の津波防護対象設備が設置された敷地並びに設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に流入させない設計としている。（外郭防護1）</p> <p>(2) 取水・放水施設、地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止できる設計としている。（外郭防護2）</p> <p>(3) 上記2方針のほか、設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画については、流入防止の対策を施すことにより、津波による影響等から隔離可能な設計としている。（内郭防護）</p> <p>(4) 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止できる設計としている。</p> <p>(5) 津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計としている。</p>	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <p>・設備改造となる原子炉棟換気系隔離弁及びダクトの一部は、「放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能（MS-1）」を有する設備であり、クラス1の設備に分類される。また、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、「工学的安全施設への作動信号の発生機能（MS-1）」を有する設備であり、クラス1の設備に分類される。</p> <p>・さらに、原子炉棟換気系隔離弁及びダクトの一部並びに原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、「4条地震による損傷の防止」に示されるとおり、耐震Sクラスの設備に分類される。</p> <p>・以上より、原子炉棟換気系隔離弁及びダクトの一部並びに原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、第2-1図に示すように、設計基準対象施設の津波防護対象設備に該当する設備となる。</p> <p>・これらの設備は、原子炉建屋である原子炉建屋原子炉棟又は原子炉建屋付属棟に設置されている。原子炉建屋は、既許可においても設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画として設定されていることから、以下に示すとおり基準津波から防護される設計となっており、設備改造に伴う設計方針等の変更はない。</p> <p>(1) 敷地への流入防止（外郭防護1） ・設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である原子炉建屋が設置される敷地は、第2-2図に示すとおり、防潮堤等の津波防護施設及び浸水防止設備の設置により、遡上波の地上部からの到達、流入が防止された設計となっている。また、津波防護施設及び浸水防止設備の設置により、取水路、放水路等の経路からの津波の流入が防止された設計となっている。</p> <p>(2) 漏水による重要な安全機能への影響防止（外郭防護2） ・原子炉建屋には、海域と接続された取水・放水施設等の経路は接続されていないことから、漏水が継続する可能性はないため、外郭防護2の対象となる設備はない。</p> <p>(3) 設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の隔離（内郭防護） ・設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である原子炉建屋は、既許可においても浸水防護重点化範囲として設定されており、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対して、浸水防止設備を設置することにより、原子炉建屋内への流入が防止された設計となっている。 ・具体的には、以下の事象について、浸水防護重点化範囲である原子炉建屋への影響を評価した結果、T.P.+8.2m以下の原子炉建屋境界の貫通部から流入する可能性があるため、原子炉建屋境界貫通部止水処置を実施している。 ・タービン建屋内の機器・配管の損傷による津波、溢水等 ・非常用海水系配管（戻り管）の損傷による津波、溢水等 ・地下水の溢水影響 ・屋外タンク等の損傷による溢水等</p> <p>・また、今回の設備改造は、給気側がT.P.+27.5m、排気側がT.P.+22.0mの高所となるため、今回の設備改造によって、原子炉建屋に新たな流入経路が生じることはなく、浸水防止設備の変更もない。</p> <p>(4) 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響防止 ・今回の設備改造は、海水を取水する設備には関わるものはないため、津波による水位変動の影響は受けない。 ・また、原子炉建屋は、津波の到達・流入が防止された敷地に設置されているため、漂流物の影響はない。</p> <p>(5) 津波監視設備 ・今回の設備改造は、津波監視設備に関わらない。</p>	5条 補足 説明 資料
2	×	・兼用キャスクを採用していないため、確認対象外としている。	—	—	—	
兼用キャスク及びその周辺施設は、次のいずれかの津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。 一 兼用キャスクが津波により安全機能を損なうかどうかをその設置される位置のいかんにかかわらず判断するために用いる合理的な津波として原子力規制委員会が別に定めるもの 二 基準津波						

第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (4/25)

条文	設備改造時における基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性				補足説明資料
	確認要否 要：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時		
6条	○	—	×	<p>(1) 竜巻防護に関する基本方針</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、外殻となる施設に内包される外部事象防護対象施設のうち、外殻となる施設が設計竜巻の影響により健全性が確保されず、貫通又は裏面剥離が発生し安全機能を損なう可能性がある場合には、施設の補強、竜巻飛来物防護対策設備又は運用による竜巻防護対策を実施することにより、安全機能を損なわない設計としている。</li> <li>原子炉建屋付属棟については、設計飛来物の衝突により壁面及び開口部建具等に貫通が発生することを考慮し、開口部建具等付近の外部事象防護対象施設のうち、設計飛来物の衝突により影響を受ける可能性がある原子炉建屋付属棟3階中央制御室換気空調設備、原子炉棟換気系隔離弁及びダクト（原子炉建屋原子炉棟貫通部）及び非常用電源盤（電気室）が安全機能を損なわない設計としている。</li> <li>外殻となる施設による防護機能が期待できない施設として、原子炉棟換気系隔離弁及びダクト（原子炉建屋原子炉棟貫通部）は、設計飛来物の衝突により建屋の壁面等に貫通が発生することを考慮し、壁面等の補強による竜巻防護対策を行うことにより、原子炉棟換気系隔離弁及びダクト（原子炉建屋原子炉棟貫通部）への設計飛来物の衝突を防止し、原子炉棟換気系隔離弁及びダクト（原子炉建屋原子炉棟貫通部）の構造健全性が維持され、安全機能を損なわない設計としている。</li> <li>外部事象防護対象施設のうち、屋内の施設で外気と繋がっている施設として、原子炉棟換気系隔離弁及びダクト（原子炉建屋原子炉棟貫通部）は、壁面の補強等の竜巻防護対策を行う原子炉建屋に内包されていることを考慮すると、風圧力による荷重及び設計飛来物による衝撃荷重は作用しないことから、気圧差による荷重並びに原子炉棟換気系隔離弁及びダクト（原子炉建屋原子炉棟貫通部）に常時作用する荷重に対して、構造健全性が維持され、安全機能を損なわない設計としている。</li> </ul> <p>(2) 火山防護に関する基本方針</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、評価対象施設等のうち、絶縁低下及び化学的影響（腐食）を考慮すべき施設を、外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設の計測制御設備（安全保護系）としている。当該施設が設置される場所の換気系外気取入口へのバグフィルタの設置により降下火砕物の侵入に対する高い防護性能を有すること、また、外気取入ダンプの閉止による侵入防止が可能な設計とすることにより、降下火砕物の付着に伴う絶縁低下及び化学的影響（腐食）による影響を防止し、計測制御設備（安全保護系）の安全機能を損なわない設計としている。</li> </ul> <p>(3) 外部火災防護に関する基本方針</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、外部火災の二次的影響を受ける評価対象施設として、換気空調設備、計測制御設備（安全保護系）を抽出している。</li> <li>外部火災による二次的影響として、ばい煙等による影響を抽出し、外気を取り込む評価対象施設を抽出した上で、第1.7.9-7 表の分類のとおり評価を行い、必要な場合は対策を実施することで評価対象施設の安全機能を損なわない設計としている。</li> </ul> <p>(4) その他外部事象に関する基本方針</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>安全施設は、想定される自然現象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している。</li> </ul>	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <p>(1) 竜巻防護に関する設計方針等</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉棟換気系は、通常運転時における原子炉建屋の負圧維持のための常用換気系（MS-3）であるとともに、原子炉冷却材喪失等が生じた場合、ドライウェル圧力高、原子炉水位低、原子炉建屋放射能高のいずれかの信号で、原子炉棟換気系隔離弁を閉止することにより、MS-1及びMS-2機能を持つ二次格納施設のバウンダリを形成する設計としている。また、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、安全保護系として上記の原子炉建屋放射能高の信号を発信する機能（MS-1）とともに、緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能（MS-3）を有している。</li> <li>今回の設備改造では、原子炉棟換気系隔離弁及びダクトの一部を撤去するが、壁面の補強等の竜巻防護対策を行う原子炉建屋付属棟内の隔離弁及びダクト並びに原子炉建屋原子炉棟内に追設するダクトにより、上記MS-1、2及び3の機能が維持されるよう、常用換気系の機能を維持するとともに、原子炉冷却材喪失等が生じた場合に隔離弁を閉止する設計についても変更が生じないよう設計する。撤去するダクトには原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟内で閉止措置を行い、撤去するダクトが貫通していた原子炉建屋原子炉棟の壁には閉止措置を行う。後者の閉止措置した壁は、二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）のバウンダリを形成することとなるため、二次格納施設としての設計を行う。</li> <li>また、今回の設備改造では、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器を、壁面の補強等の竜巻防護対策を行う原子炉建屋付属棟内の原子炉棟換気系排気ラインB系隔離弁の上流（原子炉側）に移設することで、上記MS-1及び3の機能を維持できるように設計する。</li> <li>改造に伴い追設するダクトについても、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより外部事象からの防護が期待できるエリアに設置する設計となる。</li> <li>以上の内容から、設備改造時においても、設計飛来物の衝突を防止し、構造健全性が維持され、安全機能を損なわない設計について変更が生じない。</li> <li>また、気圧差による荷重並びに原子炉棟換気系隔離弁及びダクト（原子炉建屋原子炉棟貫通部）に常時作用する荷重に対して、構造健全性が維持され、安全機能を損なわない設計についても変更が生じない。</li> <li>なお、原子炉建屋付属棟の外壁補強範囲の見直しについては、今後の変更認可申請にて説明を行うこととする。</li> </ul> <p>(2) 火山防護に関する設計方針等</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1)に記載したとおり、今回の設備改造に係る設備は外部事象からの防護に対し安全機能を損なわない設計方針に変更はない。また、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有しないことにより、安全機能を損なわない設計とする。</li> <li>以上の内容から、設備改造時においても、火山防護に関する基本方針の設計について変更が生じない。</li> </ul> <p>(3) 外部火災防護に関する基本方針等</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1)に記載したとおり、今回の設備改造に係る設備は外部事象からの防護に対し安全機能を損なわない設計方針に変更はない。また、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有しないことにより、安全機能を損なわない設計とする。</li> <li>以上の内容から、設備改造時においても、外部火災防護に関する基本方針の設計について変更が生じない。</li> </ul> <p>(4) その他外部事象に関する基本方針</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1)に記載したとおり、今回の設備改造に係る設備は外部事象からの防護に対し安全機能を損なわない設計方針に変更はない。よって、想定される自然現象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。</li> <li>以上の内容から、設備改造時においても、その他外部事象に関する基本方針の設計について変更が生じない。</li> </ul>	6条 補足説明資料	
2	○	—	×	・第1項と同じ	・第1項と同じ		
3	○	—	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、安全施設は、発電所敷地又はその周辺において想定される飛来物（航空機落下）、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害の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。）に対して安全機能を損なわない設計としている。</li> </ul>	➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。 <p>・2.1項に記載したとおり、今回の設備改造に係る設備は、全て原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟に設置し、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。）に対して安全機能を損なわない設計とし、設備改造時においても、その設計について変更が生じない。</p>		
4	×	—	—	・兼用キャスクを採用していないため、確認対象外としている。	—	—	
5	×	—	—	・兼用キャスクを採用していないため、確認対象外としている。	—	—	
6	×	—	—	・兼用キャスクを採用していないため、確認対象外としている。	—	—	
7	×	—	—	・兼用キャスクを採用していないため、確認対象外としている。	—	—	

第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (5/25)

条文	設備改造時における基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性			
	確認要否 要：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時	補足説明資料
7条	○	—	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、郵便物等による発電所外からの爆発物や有害物質の持込み及び不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）に対し、これを防護するため、核物質防護対策を講じた設計とすることとしている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</li> <li>今回の設備改造により撤去するダクトには、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟内で閉止措置を行う。また、撤去するダクトが貫通していた原子炉建屋原子炉棟の壁には、人の不法な侵入等の防止を図ることができる閉止措置を行う設計とし、原子炉建屋付属棟内で閉止したダクト廻りは、原子炉建屋付属棟の外壁により、人の不法な侵入等の防止を図ることができる設計とする。加えて、移設する原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器についても、人の不法な侵入等の防止が図られた原子炉建屋付属棟内に移設する。</li> <li>以上のとおり、設備改造に係る設備は、全て人の不法な侵入等の防止が図られた原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟に設置することから、発電用原子炉施設内に設定した区域、区画に設置する設計に変更はなく、核物質防護対策も適切に講じられた設計となる。</li> </ul>	7条 補足説明資料
8条	○	—	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、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、火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の措置を講じるものとしている。</li> <li>(1) 火災発生防止 <ul style="list-style-type: none"> <li>安全機能を有する構築物、系統及び機器は、不燃性材料若しくは難燃性材料と同等以上の性能を有するものである場合、又は他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合を除き、不燃性材料若しくは難燃性材料を使用する設計としている。</li> <li>電気系統については、必要に応じて過電流継電器等の保護装置と遮断器の組合せ等により、過電流による過熱、焼損の防止を図るとともに、必要な電気設備に接地を施す設計としている。</li> <li>落雷や地震により火災が発生する可能性を低減するため、避雷設備を設けるとともに、安全上の重要度に応じた耐震設計を行うこととしている。</li> </ul> </li> <li>(2) 火災感知及び消火 <ul style="list-style-type: none"> <li>安全機能を有する構築物、系統及び機器に対して、早期の火災感知及び消火を行うため異なる種類の感知器を設置する設計としている。</li> <li>消火設備は、自動消火設備、手動操作による固定式消火設備、水消火設備及び消火器を設置する設計とし、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、系統及び機器が設置される火災区域又は火災区画並びに放射線物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域のうち、火災発生時に安全機能への影響が考えられ、かつ煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところには、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置する設計としている。</li> <li>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する消火設備は、系統分離に応じた独立性を備えた設計としている。</li> <li>火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、安全機能を有する構築物、系統及び機器の耐震クラスに応じて、地震発生時に機能を維持できる設計としている。</li> </ul> </li> <li>(3) 火災の影響軽減のための対策 <ul style="list-style-type: none"> <li>火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについては、重要度に応じて以下に示す火災の影響軽減のための対策を講じた設計としている。</li> <li>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有する構築物、系統及び機器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150mm以上の壁厚を有するコンクリート耐火壁又は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（耐火隔壁、貫通部シール、防火扉、防火ダンパ等）により隣接する他の火災区域と分離する設計としている。</li> <li>火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルは、以下に示すいずれかの要件を満たす設計としている。</li> <li>a. 互いに相連する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて、互いの系列間が3時間以上の耐火能力を有する隔壁等で分離されていること。</li> <li>b. 互いに相連する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて、互いに系列間の水平距離が6m以上あり、かつ、火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区域又は火災区画に設置されていること。この場合、水平距離間には仮置きするものを含め可燃性物質が存在しないこと。</li> <li>c. 互いに相連する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて、互いの系列間が1時間の耐火能力を有する隔壁等で分離されており、かつ、火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区画に設置されていること。</li> <li>放射線物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域については、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁（耐火隔壁、貫通部シール、防火扉、防火ダンパ等）によって隣接する他の火災区域から分離された設計としている。</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</li> <li>今回の設備改造では、原子炉棟換気系隔離弁及びダクトの一部並びに原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう火災区域が設定された原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟に設置するとともに、火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の措置を講じる設計についても変更が生じないよう設計する。</li> <li>(1) 火災発生防止 <ul style="list-style-type: none"> <li>安全機能を有する構築物、系統及び機器は、不燃性材料若しくは難燃性材料と同等以上の性能を有するものである場合又は他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合を除き、不燃性材料若しくは難燃性材料を使用した設計についても変更が生じないよう設計する。</li> <li>電気系統については、必要に応じて過電流継電器等の保護装置と遮断器の組合せ等により、過電流による過熱、焼損の防止を図るとともに、必要な電気設備に接地を施す設計についても変更が生じないよう設計する。</li> <li>原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟は、落雷により火災が発生する可能性を低減するため、建築基準法に基づく避雷設備により防護される設計に変更はない。また、耐震クラスに応じて十分な支持性能を持つ地盤に設置するとともに、自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止する設計についても変更が生じないよう設計する。</li> </ul> </li> <li>(2) 火災感知及び消火 <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉棟換気系隔離弁及びダクトの一部並びに原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、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を期待するクラス3に属する機器であるが、火災により安全機能への影響が考えにくいこと、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁（耐火隔壁）によって隣接する他の火災区域から分離すること、火災が発生したとしても隣接する安全機能を有する構築物、系統及び機器が延焼等による火災の影響を受けるおそれはないことから、火災の感知として、消防法又は建築基準法に基づき火災感知器を設置し、中央制御室の受信機で監視するとともに、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火災区域に設置するため、消火設備として消火器で消火を行う設計についても変更が生じないよう設計する。</li> </ul> </li> <li>(3) 火災の影響軽減のための対策 <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉棟換気系隔離弁及びダクトの一部並びに原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁（耐火隔壁）によって隣接する他の火災区域から分離する設計方針に変更はない。</li> </ul> </li> <li>以上のとおり、設備改造においても既許可で設定した火災区域に設置するとともに、火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減の措置を講じる設計についても変更が生じないよう設計する。</li> </ul>	8条 補足説明資料
2	○	—	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても、消火設備の消火方法、消火設備の配置設計等を行うことにより、原子炉を安全に停止させるための機能を損なわない設計としている。具体的には、二酸化炭素は不活性であること、全域ガス消火設備及び局所ガス消火設備で使用するハロゲン化物消火剤は、電気絶縁性が大きく揮発性も高いことから、設備の破損、誤作動又は誤操作により消火剤が放出されても電気及び機械設備に影響を与えないため、火災区域又は火災区画に設置するガス消火設備には、ハロゲン化物自動消火設備（全域）、ハロゲン化物自動消火設備（局所）又は二酸化炭素自動消火設備（全域）を選定する設計としている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</li> <li>原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器の移設先は、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火災区域であり、自動消火設備を設ける必要がないことから、既許可における設計方針等に記載した自動消火設備の選定も不要である。また、溢水防護区画については、9条補足説明資料に示すとおり、消火栓及び消火配管は配置されており、消火設備の破損、誤作動又は誤操作による想定破損及び地震による溢水はないものの、消火水の放水による溢水及びその他の溢水影響評価を実施し、移設後においても消火水により機能喪失しない設計であることを確認している。</li> <li>その他の今回の設備改造については、設備の撤去を行うものであり、消火設備による影響を受けることはない。</li> <li>以上のことから、消火設備の破損、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を損なわない設計に変更は生じない。</li> </ul>	

第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (6/25)

条文	設備改造時における基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性			補足説明資料
	確認要否 要：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時	
9条	○	—	×	<p>・既許可では、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、系統及び機器としている。</p> <p>・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、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に必要な設備、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に必要な設備として、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、系統及び機器並びに使用済燃料プールの冷却機能及び給水機能に属する構築物、系統及び機器を抽出している。</p> <p>・以上を踏まえ、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使用済燃料プールの冷却機能及び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している。</p> <p>・この中で、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器として、原子炉建屋排気筒モニタ（A）（検出器）、原子炉建屋排気筒モニタ（B）（検出器）、原子炉建屋排気筒モニタ（C）（検出器）、原子炉建屋排気筒モニタ（D）（検出器）を、また、原子炉棟換気系隔離弁として、C/S給気隔離ダンパ（通常系）（機器番号：SB2-1A（AO））、C/S給気隔離ダンパ（通常系）（機器番号：SB2-1B（AO））、C/S給気隔離ダンパ（機器番号：SB2-1C（AO））、C/S給気隔離ダンパ（機器番号：SB2-1D（AO））、C/S排気隔離ダンパ（通常系）（機器番号：SB2-2A（AO））、C/S排気隔離ダンパ（通常系）（機器番号：SB2-2B（AO））、C/S排気隔離ダンパ（機器番号：SB2-2C（AO））、C/S排気隔離ダンパ（機器番号：SB2-2D（AO））を防護対象設備としている。</p> <p>・また、原子炉建屋排気筒モニタ（A）（検出器）、原子炉建屋排気筒モニタ（B）（検出器）、原子炉建屋排気筒モニタ（C）（検出器）、原子炉建屋排気筒モニタ（D）（検出器）、C/S排気隔離ダンパ（通常系）（機器番号：SB2-2A（AO））、C/S排気隔離ダンパ（通常系）（機器番号：SB2-2B（AO））については溢水防護区画CS-3-2に、C/S排気隔離ダンパ（機器番号：SB2-2C（AO））、C/S排気隔離ダンパ（機器番号：SB2-2D（AO））については、溢水防護区画CS-3-3に、C/S給気隔離ダンパ（通常系）（機器番号：SB2-1A（AO））、C/S給気隔離ダンパ（通常系）（機器番号：SB2-1B（AO））、C/S給気隔離ダンパ（機器番号：SB2-1C（AO））、C/S給気隔離ダンパ（機器番号：SB2-1D（AO））については溢水防護区画CS-3-1に設置している。</p> <p>・また、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器の移設先である溢水防護区画CS-3-3については、想定破損及び地震による溢水源はなく、消火水の放水による溢水及びその他の溢水影響評価を実施している。</p>	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <p>・原子炉棟換気系隔離弁の設備改造内容は、C/S給気隔離ダンパ（C/S給気隔離ダンパ（機器番号：SB2-1C（AO））、C/S給気隔離ダンパ（機器番号：SB2-1D（AO））、C/S排気隔離ダンパ（通常系）（機器番号：SB2-2A（AO））、C/S排気隔離ダンパ（通常系）（機器番号：SB2-2B（AO））の撤去であるため、溢水影響評価に変更はない。</p> <p>・原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、原子炉棟換気系隔離弁の撤去に伴い原子炉建屋排気筒モニタ（A）（検出器）、原子炉建屋排気筒モニタ（B）（検出器）、原子炉建屋排気筒モニタ（C）（検出器）、原子炉建屋排気筒モニタ（D）（検出器）を溢水防護区画CS-3-2から溢水防護区画CS-3-3へ移設するが、機能喪失高さ（3.29m）の変更はない。移設先の溢水防護区画で考慮される溢水のうち、消火水の放水による溢水（46.8m<sup>3</sup>）に対する没水影響評価については、区画滞留面積（22.40m<sup>2</sup>）から算出される溢水水位は2.09mであり、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は移設後も機能喪失しない。消火水の放水による溢水に対する被水影響評価については、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は防滴仕様を有していることから機能喪失しない。また、その他の溢水については影響評価を実施しており、溢水防護区画CS-3-3は対応不要であることを確認している。</p> <p>・以上の内容から、設備改造時においても、既許可の溢水影響評価に影響を与えない。</p>	9条 補足 説明 資料
2	○	—	×	<p>・既許可では、管理区域内で発生した溢水の管理区域外への伝搬経路となる箇所については、壁、扉、堰等による漏えい防止対策を行うことにより、機器の破損等により生じた放射性物質を内包する液体が管理区域外に漏えいすることを防止する設計としている。</p>	<p>・今回の設備改造に係る設備は、放射性物質を含む液体を内包する設備ではなく、撤去するダクトが貫通していた原子炉建屋原子炉棟の壁についても閉止措置を行うことから、管理区域境界に変更はない。</p> <p>・このため、本項については適合対象外である。</p>	



第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (7/25)

条文	設備改造時における基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性			
	確認要否 要：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時	補足説明資料
10条 誤操作の防止 設計基準対象施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。	○	—	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、運転員の誤操作を防止するため、盤の配置、操作器具等の操作性に留意するとともに、状態表示及び警報表示により発電用原子炉施設の状態が正確、かつ迅速に把握できる設計としている。また、保守点検において誤りが生じにくいよう留意した設計としている。</li> <li>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故発生後、ある時間までは、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保される設計としている。ここで、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に期待する設備ではない場合には、その対象外としている。</li> <li>さらに、その他の安全施設の操作などについても、プラントの安全上重要な機能を損なうおそれがある機器・弁やプラント外部の環境に影響を与えるおそれのある現場弁等に対して、色分けや銘板取り付けによる識別管理を行うとともに、施錠管理により誤操作を防止する設計としている。</li> <li>これらを留意した設計とすることにより、誤操作を防止することとしている。</li> <li>下記に示す今回の設備改造のうち、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価に直接関係する設備としては、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器があり、添付書類十の環境への放射性物質の異常な放出のうち「燃料集合体の落下」及び「原子炉冷却材喪失」においてこの検出器による信号の発信に期待している。</li> </ul>	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉棟換気系は、通常運転時における原子炉建屋の負圧維持のための常用換気系（MS-3）であるとともに、原子炉冷却材喪失等が生じた場合、ドライウェル圧力高、原子炉水位低、原子炉建屋放射能高のいずれかの信号で、原子炉棟換気系隔離弁を閉止することにより、MS-1及びMS-2機能を持つ二次格納施設のバウンダリを形成する設計としている。また、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、安全保護系として上記の原子炉建屋放射能高の信号を発信する機能（MS-1）とともに、緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能（MS-3）を有している。</li> <li>今回の設備改造では、原子炉棟換気系隔離弁及びダクトの一部を撤去するが、原子炉建屋付属棟内の隔離弁及びダクト並びに原子炉建屋原子炉棟内に追設するダクトにより、上記MS-1、2及び3の機能が維持されるよう、常用換気系の機能を維持するとともに、原子炉冷却材喪失等が生じた場合に隔離弁を閉止する設計についても変更が生じないよう設計する。撤去するダクトには原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟内で閉止措置を行い、撤去するダクトが貫通していた原子炉建屋原子炉棟の壁には閉止措置を行う。後者の閉止措置した壁は、二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）のバウンダリを形成することとなるため、二次格納施設としての設計を行う。</li> <li>また、今回の設備改造では、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器を原子炉建屋付属棟内の原子炉棟換気系排気ラインB系隔離弁の上流（原子炉側）に移設することで、上記MS-1及び3の機能を維持できるよう設計する。</li> <li>以上の設計により、添付書類十の安全評価において考慮している原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器による「原子炉建屋放射能高」信号の発信についても、燃料の落下等により放射性物質が放出された場合において、原子炉棟換気系隔離弁は自動的に閉鎖し、原子炉建屋ガス処理系を自動的に起動させる設計としており、変更が生じない。また、撤去、追設される隔離弁及びダクトについても、識別管理による誤操作を防止する設計とする。</li> </ul>	10条 補足説明資料
2 安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。	○	—	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失、ばい煙・有毒ガス・降下火砕物による操作雰囲気への悪化、凍結による操作環境への影響）を想定しても、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を運転員が中央制御室において容易に操作することができる設計とするとともに、現場操作についても運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に操作が必要な箇所は環境条件を想定し、適切な対応を行うことにより容易に操作することができる設計としている。</li> </ul>	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>2.1項に記載したとおり、今回の設備改造に係る設備は全て原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟に設置し、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失、ばい煙・有毒ガス・降下火砕物による操作雰囲気への悪化、凍結による操作環境への影響）を想定しても、運転員が中央制御室において容易に操作することができる環境となるよう設計する。</li> <li>なお、今回の設備改造に係る設備は、全て自動作動又は中央制御室からの運転操作により起動する設備であり、現場操作は必要としない設計としている。</li> <li>以上の内容から、設備改造時においても、容易に操作できる環境とする設計について変更が生じない。</li> </ul>	

第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (8/25)

条文	設備改造時における 基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性			
	確認要 要：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時	補足 説明 資料
11条	○	—	×	<p>・既許可では、発電用原子炉施設の建屋内には避難通路を設ける設計としている。また、避難通路には必要に応じて、標識並びに非常灯及び誘導灯を設け、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設計としている。</p>	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <p>・今回の設備改造により撤去するダクトは、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟内で閉止措置を行う。また、撤去するダクトが貫通していた原子炉建屋原子炉棟の壁には閉止措置を行う設計とする。</p> <p>・以上の設備改造に係る設備は、全て原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟に設置し、その建屋内には避難通路を設ける設計とする。また、避難通路には必要に応じて、標識並びに非常灯及び誘導灯を設け、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設計とする。</p> <p>・以上の内容から、設備改造時においても、安全避難通路の設計方針について変更が生じない。</p>	11条 補足 説明 資料
	○	—	×	<p>・既許可では、非常灯及び誘導灯は、非常用ディーゼル発電機、蓄電池又は灯具に内蔵した蓄電池により、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設計としている。</p>	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <p>・2.1項に記載したとおり、今回の設備改造に係る設備は、全て原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟に設置する。その建屋内に設置する非常灯及び誘導灯は、設備改造時においても、非常用ディーゼル発電機、蓄電池又は灯具に内蔵した蓄電池により、照明用の電源が喪失した場合において機能を損なわない設計とする方針について変更が生じない。</p>	
	○	—	×	<p>・既許可では、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、避難用の照明とは別に、非常用照明、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を設置する設計としている。</p> <p>・設計基準事故が発生した場合に作業用照明が必要となる場所の抽出を行い、発電用原子炉の停止、停止後の冷却及び監視等の操作が必要となる中央制御室、現場機器室及び現場機器室へのアクセスルートに、避難用の照明とは別に作業用照明を設置する設計としている。</p>	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <p>・2.1項に記載したとおり、今回の設備改造に係る設備は、全て原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟に設置する。これらの設備改造を行う区画は、第1表に示す作業用照明が必要となる作業場所に該当しないが、その他の区画において、設計基準事故が発生した場合に必要な場所に作業用照明を設置する設計について変更は生じない。</p>	

第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (9/25)

条文	設備改造時における基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性				補足説明資料
	確認要否 要：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時		
12条	安全施設 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。	○	—	×	・既許可では、安全施設を「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」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて、異常発生防止系（PS）及び異常影響緩和系（MS）に分類している。また、安全施設の有する安全機能の重要度に応じて、クラス1、クラス2及びクラス3に分類している。安全施設は、この分類に応じて、それぞれの基本的目標を達成することができる設計方針とすることにより、安全機能を確保することとしている。	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉棟換気系は、通常運転時における原子炉建屋の負圧維持のための常用換気系（MS-3）であるとともに、原子炉冷却材喪失等が生じた場合、ドライウェル圧力高、原子炉水位低、原子炉建屋放射能高のいずれかの信号で、原子炉棟換気系隔離弁を閉止することにより、MS-1及びMS-2機能を有する二次格納施設のバウンダリを形成する設計としている。また、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、安全保護系として上記の原子炉建屋放射能高の信号を発信する機能（MS-1）とともに、緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能（MS-3）を有している。</li> <li>・今回の設備改造では、原子炉棟換気系隔離弁及びダクトの一部を撤去するが、原子炉建屋付属棟内の隔離弁及びダクト並びに原子炉建屋原子炉棟内に追設するダクトにより、上記MS-1、2及び3の機能が維持されるよう、常用換気系の機能を維持するとともに、原子炉冷却材喪失等が生じた場合に隔離弁を閉止する設計についても変更が生じないよう設計する。撤去するダクトには原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟内で閉止措置を行い、撤去するダクトが貫通していた原子炉建屋原子炉棟の壁には閉止措置を行う。後者の閉止措置した壁は、二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）のバウンダリを形成することとなるため、二次格納施設としての設計を行う。</li> <li>・また、今回の設備改造では、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器を原子炉建屋付属棟内の原子炉棟換気系排気ラインB系隔離弁の上流（原子炉側）に移設することで、上記MS-1及び3の機能を維持できるよう設計する。</li> <li>・以上の内容から、設備改造時においても、安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保される設計について変更が生じない。</li> </ul>	
2	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械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）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機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。	○	—	×	・既許可では、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については、当該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、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性及び独立性を確保する設計としている。	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、設置許可基準規則解釈第12条3項二号に示されている「その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能」として「工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能」を有し、「安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」に該当している。</li> <li>・2.1項に記載した今回の設備改造でも、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、多重性又は多様性及び独立性を確保する設計について変更が生じない。</li> <li>・また、原子炉棟換気系隔離弁は、設備改造時においても直列2弁構成の設計とし、電源等が機能喪失した場合にフェイルクローズする設計とすることで、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、多重性又は多様性及び独立性を確保する設計について変更が生じない。</li> </ul>	12条補足説明資料
3	安全施設は、設計基準事故時及び設計基準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、その機能を発揮することができるものでなければならない。	○	—	×	・既許可では、安全施設の設計条件を設定するに当たっては、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕をも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、放射線量等各種の環境条件下で、期待されている安全機能を発揮できる設計としている。	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・2.1項に記載した今回の設備改造に係る設備は、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想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件下で、期待されている安全機能を発揮できる設計とし、設備改造時においても、その設計について変更が生じない。</li> </ul>	
4	安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。	○	—	×	・既許可では、安全施設は、その健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計としている。 ・また、既許可では、設置許可基準規則解釈第12条9に示される表の左欄の機器等について、右欄に示される試験又は検査に係る要求事項を満たすよう設計している。	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・2.1項に記載したとおり、今回の設備改造に係る設備は、安全機能の重要度に応じた設計について変更が生じないよう設計する。</li> <li>・原子炉棟換気系隔離弁は、原子炉棟換気系を閉鎖させる機能（MS-1）を有する二次格納施設のバウンダリとして、設置許可基準規則解釈第12条9に示される表の左欄の「隔離弁」に該当するため、右欄の「隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、重要な弁については、漏えい試験ができること」とする設計について変更が生じない。</li> <li>・また、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、原子炉建屋放射能高の信号を発信させる機能（MS-1）を有することを踏まえ、設置許可基準規則解釈第12条9に示される表の左欄の「安全保護系」に該当するため、右欄の要求事項を踏まえた設計とし、設備改造時においても、その設計について変更が生じない。</li> </ul>	
12条	5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。	○	—	×	・既許可では、発電用原子炉施設内部においては、内部発生エネルギーの高い流体の弁の破損、配管の破断及び高速回転機器の破損による飛散物が想定されるため、プラントの安全性を損なうおそれのある飛散物が発生する可能性を十分低く抑えるよう、機器の設計、製作、品質管理、運転管理に十分な考慮を払うこととしている。 ・また、万が一タービンの破損を想定した場合でも、飛散物によって安全施設の機能が損なわれている可能性を極めて低くする設計としている。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・2.1項に記載した今回の設備改造に係る設備は、内部発生エネルギーの高い流体を内包せず、また、高速回転機器にも該当しないため、飛散物の発生源として考慮する必要はない。</li> <li>・また、「タービンミサイル評価について」（昭和52年7月20日原子力委員会原子炉安全専門審査会）においては、ミサイル防護の対象を格納容器内冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料プールとしており、設備改造を行う原子炉棟換気系や原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器はミサイル防護の対象ではない。</li> <li>・したがって、本項については適合対象外である。</li> </ul>	
6	重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りでない。	○	—	×	・既許可では、重要安全施設の供用又は相互接続はしない設計としている。	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・2.1項に記載したとおり、今回の設備改造に係る設備は、全て東海第二発電所に係るものであり、設備改造時においても、重要安全施設の併用又は相互接続はしない設計について変更が生じない。</li> </ul>	12条補足説明資料
7	安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は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ものでなければならない。	○	—	×	・既許可では、安全施設（重要安全施設を除く。）のうち、2以上の発電用原子炉施設間で共用する場合についての要求事項を定めており、既許可において、2以上の発電用原子炉施設間で共用する安全施設は、固体廃棄物処理系、所内ボイラ設備、所内蒸気系、給水処理系、緊急時対策所、通信連絡設備、放射線監視設備及び消火系としている。	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・2.1項に記載したとおり、今回の設備改造に係る設備は、全て東海第二発電所に係るものであり、設備改造時においても、2以上の発電用原子炉施設間で共用しない設計について変更が生じない。</li> </ul>	



第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (11/25)

条文	設備改造時における 基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性			
	確認要 要：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時	補足 説明 資料
3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。 一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。 二 外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものとする。	○	—	×	・既許可では、使用済燃料プールには、使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する設備を設け、異常が検知された場合には、中央制御室に警報を発することが可能な設計としている。また、これらの計測設備については非常用所内電源系から受電し、外部電源が利用できない場合においても、監視が可能な設計としている。	・今回の設備改造に係る設備は、使用済燃料貯蔵プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定する設備ではないため、本項については適合対象外である。	
4 キャスクを設ける場合には、そのキャスクは、第二項第一号に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。 一 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。 二 使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるものとする。 三 使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができるものとする。	○	—	×	・既許可では、使用済燃料乾式貯蔵設備は、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする等、第十六条第4項の各号の要求を踏まえた設計としている。	・今回の設備改造に係る設備は、使用済燃料乾式貯蔵設備ではないため、本項については適合対象外である。	
17条 原子炉冷却材圧力バウンダリ	×	・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に係る要件等が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
18条 蒸気タービン	×	・蒸気タービンの損壊、故障時における安全性要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
19条 非常用炉心冷却設備	×	・非常用炉心冷却設備に係る要件等が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
20条 一次冷却材の減少分を補給する設備	×	・一次冷却材の減少分を補給する設備の設置要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
21条 残留熱を除去することができる設備	×	・原子炉圧力容器内において発生した残留熱の除去設備の設置要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
22条 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	×	・最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備に係る要件等が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
23条 計測制御系統施設	×	・計測制御系統施設に係る要件等が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—

第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (12/25)

条文	設備改造時における基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性				補足説明資料
	確認要否 要：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時		
24条	安全保護回路 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。 一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統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。こと。 二 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、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。こと。 三 安全保護回路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り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、多重性を確保するものとする。こと。 四 安全保護回路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に独立性を確保するものとする。こと。 五 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か、又は当該状態を維持することにより、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ものとする。こと。 六 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することができるものとする。こと。 七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護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されたものとする。こと。	○	—	×	・既許可では、安全保護回路は、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に異常状態を検知し、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計としている。 ・このうち、工学的安全施設において、ドライウェル圧力高、原子炉水位低、原子炉建屋放射線モニタ高のいずれかの信号により原子炉棟換気系を閉鎖し、原子炉建屋ガス処理系を起動させる設計としている。	➢以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。 ・原子炉棟換気系は、通常運転時における原子炉建屋の負圧維持のための常用換気系（MS-3）であるとともに、原子炉冷却材喪失等が生じた場合、ドライウェル圧力高、原子炉水位低、原子炉建屋放射線モニタ高のいずれかの信号で、原子炉棟換気系隔離弁を閉止することにより、MS-1及びMS-2機能を持つ二次格納施設のバウンダリを形成する設計としている。また、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、安全保護系として上記の原子炉建屋放射線モニタ高の信号を発信する機能（MS-1）とともに、緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能（MS-3）を有している。 ・今回の設備改造では、原子炉棟換気系隔離弁及びダクトの一部を撤去するが、原子炉建屋付属棟内の隔離弁及びダクト並びに原子炉建屋原子炉棟内に追設するダクトにより、上記MS-1、2及び3の機能が維持されるよう、常用換気系の機能を維持するとともに、原子炉冷却材喪失等が生じた場合に隔離弁を閉止する設計についても変更が生じないよう設計する。撤去するダクトには原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟内で閉止措置を行い、撤去するダクトが貫通していた原子炉建屋原子炉棟の壁には閉止措置を行う。後者の閉止措置した壁は、二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）のバウンダリを形成することとなるため、二次格納施設としての設計を行う。 ・また、今回の設備改造では、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器を原子炉建屋付属棟内の原子炉棟換気系排気ラインB系隔離弁の上流（原子炉側）に移設することで、上記MS-1及び3の機能を維持できるよう設計する。 ・以上の内容から、設備改造時においても、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、既許可の安全保護回路と同じ構成であることから、原子炉棟換気系隔離弁を自動的に閉鎖し、原子炉建屋ガス処理系を自動的に起動させる設計について変更が生じない。また、安全保護回路自体は改造を実施しないため、安全保護回路に求められる多重性及び独立性、単一故障発生時の機能喪失防止、フェイル・セーフ設計、不正アクセス行為等による被害防止に係る設計方針についても変更が生じない。	24条 補足 説明 資料
25条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	・反応度制御系統に係る要件等が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
26条	原子炉制御室等 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。 一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。こと。 二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。こと。 三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。こと。	○	—	×	・既許可では、中央制御室は、発電用原子炉及び主要な関連設備の運転状況並びに主要パラメータが監視できるとともに、安全性を確保するために急速な手動操作を要する場合には、これを行うことができる設計としている。	・設備改造を行う原子炉棟換気系は、中央制御室の機能に係る設備ではない。また、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、原子炉建屋放射線モニタ高信号により原子炉棟換気系の常用換気系を隔離し、原子炉建屋ガス処理系を自動で起動する原子炉建屋放射線モニタ高信号を発信する機能（MS-1）とともに、緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能（MS-3）を有しているが、計測制御系統施設で監視が要求されるパラメータのうち、連続的に監視する必要のあるものには該当しない。 ・したがって、本項については適合対象外である。	
	2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。	○	—	×	・既許可では、火災その他の異常な事態により、中央制御室内で原子炉停止操作が行えない場合でも、中央制御室以外の適切な場所から発電用原子炉を直ちに停止するとともに高温停止状態を維持できる設計としている。	・設備改造を行う原子炉棟換気系及び原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置（中央制御室外原子炉停止装置）に該当しないため、本項については適合対象外である。	
	3 一次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発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。	○	—	×	・既許可では、設計基準事故時において、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を原子炉建屋ガス処理系により非常用ガス処理系排気筒から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計としている。 ・原子炉冷却材喪失時において、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線に対し原子炉建屋外壁を遮蔽体として中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計としている。	➢以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。 ・今回の設備改造では、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器を原子炉建屋付属棟内の原子炉棟換気系排気ラインB系に移設するが、原子炉建屋放射線モニタ高信号により原子炉棟換気系の常用換気系を隔離し、原子炉建屋ガス処理系を自動で起動する設計について変更が生じないよう設計する。 ・二次格納施設のバウンダリの範囲については一部変更となるが、設計基準対象施設である二次格納施設として適切に設計し、更に設計基準対象施設である原子炉建屋ガス処理系による原子炉建屋原子炉棟内の気体の処理に悪影響がないよう設計する（引き込み困難な区画を設けない等）。また、二次格納施設のバウンダリの範囲の一部変更に伴う原子炉建屋の空間体積の変化が僅少なものとし、原子炉建屋ガス処理系の換気率への影響が僅少となるよう設計する。 ・また、今回の設備改造では、撤去するダクトが貫通していた原子炉建屋原子炉棟の外壁に原子炉建屋原子炉棟と同じ厚さ及び計算モデルで入力している密度（2.00g/cm <sup>3</sup> ）以上のコンクリートにて開口部を埋めることで、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線を遮蔽する設計について変更が生じないよう設計する。 ・以上のことから、設計基準事故時において、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を原子炉建屋ガス処理系により非常用ガス処理系排気筒から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計に変更が生じない。 ・さらに、原子炉冷却材喪失時において、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線に対し原子炉建屋外壁を遮蔽体として中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計についても変更が生じない。	26条 補足 説明 資料

第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (13/25)

条文	設備改造時における 基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性				
	確認要否 要：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時	補足 説明 資料	
27条	放射性廃棄物の処理施設 工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物（実用炉規則第二条第二項第二号に規定する放射性廃棄物をいう。以下同じ。）を処理する施設（安全施設に係るものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。	×	・放射性廃棄物の処理施設に係る要件等が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
	一 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を十分に低減できるよう、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ものとする。	×	—	—	—	—	
	二 液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性物質を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。	×	—	—	—	—	
	三 固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難いものとする。	×	—	—	—	—	
28条	放射性廃棄物の貯蔵施設 工場等には、次に掲げるところにより、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を貯蔵する施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。	×	・放射性廃棄物の貯蔵施設に係る要件等が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
	一 放射性廃棄物が漏えいし難いものとする。	×	—	—	—	—	
	二 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備を設けるものにあつては、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする。	×	—	—	—	—	
29条	工場等周辺における直接線等からの防護 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線及びスカイシャイン線による工場等周辺の空間線量率が十分に低減できるものでなければならない。	○	—	×	・既許可では、原子炉建屋側面のコンクリート壁は、二次遮蔽として、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敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り小さい値になるように遮蔽等を行う設計としている。	>以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。 ・今回の設備改造では、撤去するダクトが貫通していた原子炉建屋原子炉棟の外壁に原子炉建屋原子炉棟と同じ厚さ及び計算モデルで入力している密度（2.00g/cm <sup>3</sup> ：26条補足説明資料参照）以上のコンクリートにて開口部を埋めることで、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線を遮蔽する設計について変更が生じないよう設計する。 ・以上のとおり、設備改造に係る原子炉建屋原子炉棟の外壁の閉止措置は、原子炉建屋原子炉棟により遮蔽等を行うことができる設計に変更が生じない。	29条 補足 説明 資料
30条	放射線からの放射線業務従事者の防護 設計基準対象施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。	×	・放射線防護要件等が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
	一 放射線業務従事者（実用炉規則第二条第二項第七号に規定する放射線業務従事者をいう。以下同じ。）が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする。	×	—	—	—	—	
	二 放射線業務従事者が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、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとする。	×	・放射線防護要件等が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	
	2 工場等には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設けなければならない	×	・放射線管理施設要件等が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	
3 放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。	×	・放射線管理施設要件等が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—	
31条	監視設備 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及びその境界付近におけ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原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。	○	—	×	・既許可では、プロセスモニタリング設備は、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、原子炉施設内の放射性物質の濃度を連続的にモニタリングし、中央制御室で監視できる設計としている。また、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに警報を発信し、原子炉施設からの放射性物質の放出を制限するための措置が行える設計としている。	>以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。 ・原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、安全保護系として原子炉建屋放射能高の信号を発信する機能（MS-1）とともに、緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能（MS-3）を有している。 ・今回の設備改造では、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器を原子炉建屋付属棟内の原子炉棟換気系排気ラインB系隔離弁の上流（原子炉側）に移設することで、上記MS-1及び3の機能を維持できるよう設計する。 ・以上の内容から、設備改造時においても、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、既許可の計測装置及び安全保護回路と同じ構成であることから、原子炉棟換気系排気中の放射性物質を監視でき、また、測定値が設定値を超えた場合、原子炉棟換気系を閉鎖するとともに原子炉建屋ガス処理系を起動させる設計について変更が生じない。	31条 補足 説明 資料

第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (14/25)

条文	設備改造時における基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性			
	確認要否 要：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時	補足説明資料
32条	○	—	×	・既許可では、原子炉格納容器は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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事故時の圧力、温度及び設計上想定された地震荷重に耐えられるように設計している。	・原子炉棟換気系は、原子炉格納容器の設計の妥当性について判断するための想定事象時において機能を期待する設備ではなく、原子炉格納容器の圧力、温度及び設計上想定された地震荷重に対する設計に係る設備ではないため、本項については適合対象外である。	
2	○	—	×	・既許可では、原子炉格納容器バウンダリが脆性的挙動をせず、かつ急速な伝播型破断を生じないよう、応力解析等を行い、予測される発生応力による急速な伝播型破断が生じないように設計している。また、原子炉格納容器バウンダリを構成する鋼製の機器については、最低使用温度を考慮して非延性破断を防止する設計としている。	・原子炉棟換気系は、原子炉格納容器バウンダリに係る設備ではないため、本項については適合対象外である。	
3	○	—	×	・既許可では、原子炉格納容器を貫通する配管系には、原子炉格納容器の機能を確保するために必要な隔離弁を設ける設計としている。	・原子炉棟換気系は、原子炉格納容器を貫通する配管に係る設備ではないため、本項については適合対象外である。	
4	○	—	×	・既許可では、原子炉格納容器隔離弁は、自動隔離弁とし、隔離機能の確保が可能な設計としている。	・原子炉棟換気系は、原子炉格納容器の隔離弁に係る設備ではないため、本項については適合対象外である。	
5	○	—	×	・既許可では、原子炉格納容器隔離弁は、実用上可能な限り原子炉格納容器に接近した箇所に設ける等、第三十二条第5項の各号の要求を踏まえた設計としている。	・原子炉棟換気系は、原子炉格納容器の隔離弁に係る設備ではないため、本項については適合対象外である。	32条 補足 説明 資料
32条	○	—	×	・既許可では、設計基準事故時の格納容器熱除去系として、残留熱除去系を格納容器スプレイ冷却モードとして作動させる設計としている。	・原子炉棟換気系は、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備ではないため、本項については適合対象外である。	



第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (15/25)

条文	設備改造時における基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性			
	確認要否 要：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時	補足説明資料
7 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した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り公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、放射性物質の濃度を低減させるため、原子炉格納施設内の雰囲気浄化系（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。	○	—	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、原子炉棟換気系に設置している原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、安全保護系として原子炉建屋放射能高の信号を発信させる設計としている。原子炉棟換気系隔離弁は、原子炉冷却材喪失等が生じた場合、ドライウェル圧力高、原子炉水位低、原子炉建屋放射能高のいずれかの信号で、自動的に常用換気系を閉鎖し、原子炉建屋ガス処理系を作動させ二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）内を負圧に保つ設計としている。</li> <li>燃料集合体の落下等の場合も、原子炉建屋放射能高信号により、原子炉棟換気系隔離弁を閉鎖し自動的に常用換気系を閉鎖するとともに、原子炉建屋ガス処理系を作動させ二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）内を負圧に保つ設計としている。</li> </ul>	<p>▶以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉棟換気系は、通常運転時における原子炉建屋の負圧維持のための常用換気系（MS-3）であるとともに、原子炉冷却材喪失等が生じた場合、ドライウェル圧力高、原子炉水位低、原子炉建屋放射能高のいずれかの信号で、原子炉棟換気系隔離弁を閉止することにより、MS-1及びMS-2機能を持つ二次格納施設のバウンダリを形成する設計としている。また、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、安全保護系として上記の原子炉建屋放射能高の信号を発信する機能（MS-1）とともに、緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能（MS-3）を有している。</li> <li>今回の設備改造では、原子炉棟換気系隔離弁及びダクトの一部を撤去するが、原子炉建屋付属棟内の隔離弁及びダクト並びに原子炉建屋原子炉棟内に追設するダクトにより、上記MS-1、2及び3の機能が維持されるよう、常用換気系の機能を維持するとともに、原子炉冷却材喪失等が生じた場合に隔離弁を閉止する設計についても変更が生じないよう設計する。撤去するダクトには原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟内で閉止措置を行い、撤去するダクトが貫通していた原子炉建屋原子炉棟の壁には閉止措置を行う。後者の閉止措置した壁は、二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）のバウンダリを形成することとなるため、二次格納施設としての設計を行う。</li> <li>また、今回の設備改造では、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器を原子炉建屋付属棟内の原子炉棟換気系排気ラインB系隔離弁の上流（原子炉側）に移設することで、上記MS-1及び3の機能を維持できるよう設計する。</li> <li>以上の内容から、設備改造時においても、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、安全保護系として原子炉建屋放射能高の信号を発信させる設計とし、原子炉棟換気系隔離弁は、原子炉冷却材喪失等が生じた場合、ドライウェル圧力高、原子炉水位低、原子炉建屋放射能高のいずれかの信号で、自動的に閉鎖し、燃料集合体の落下等の場合にも原子炉建屋放射能高信号により、自動的に閉鎖する設計について変更が生じない。</li> <li>さらに、これらの信号により原子炉建屋ガス処理系を作動させ、二次格納施設内を負圧に保つ設計についても変更が生じない。</li> </ul>	32条補足説明資料
8 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した際に生ずる水素及び酸素により原子炉格納容器の健全性を損なうおそれがある場合は、水素及び酸素の濃度を抑制するため、可燃性ガス濃度制御系（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。	○	—	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、原子炉冷却材喪失時に、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素ガスの反応を防止するため、可燃性ガス濃度制御系を設ける設計としている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉棟換気系は、原子炉格納容器の健全性を損なうおそれがある場合における可燃性ガス濃度制御系に係る設備ではないため、本項については適合対象外である。</li> </ul>	
33条 保安電源設備	×	・保安電源設備等に係る要件等が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
34条 緊急時対策所	×	・緊急時対策所に係る要件等が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
35条 通信連絡設備	×	・通信連絡設備等が配備された原子炉建屋付属棟へ新たに要求等が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
36条 補助ボイラー	×	・補助ボイラーに係る要件等が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
37条 重大事故等の拡大の防止等	×	・重大事故等の拡大の防止等に係る要件が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—

第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (16/25)

条文	設備改造時における基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性			
	確認要否: ○: 要 ×: 否	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有: ○ 添付有: △ なし: ×	既許可	設備改造時	補足説明資料
38条	○	—	×	<p>(1) 地震時の接地圧に対する地盤の支持力</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、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（特定重大事故等対処施設を除く。）は、基準地震動<math>S_S</math>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設計としている。</li> <li>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ことを含め、基準地震動<math>S_S</math>による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する設計としている。</li> </ul> <p>(2) 地震時の変形を考慮した際に安全機能が損なわれるおそれがない地盤</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、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（特定重大事故等対処施設を除く。）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、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地盤に設置する設計としている。</li> </ul> <p>(3) 将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、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（特定重大事故等対処施設を除く。）は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する設計としている。</li> </ul>	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <p>(1) 地震時の接地圧に対する地盤の支持力</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設備改造を行う原子炉棟換気系は、重大事故等対処施設である二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）のバウンダリを形成することから、常設重大事故緩和設備となる。なお、今回の設備改造により原子炉棟換気系におけ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の変更は生じない。また、今回の設備改造では、撤去するダクトには原子炉建屋原子炉棟内で閉止措置を行い、撤去するダクトが貫通していた原子炉建屋原子炉棟の壁には閉止措置を行う。後者の閉止措置した壁は、二次格納施設のバウンダリを形成することとなるため、二次格納施設としての設計を行う。</li> <li>以上の設備改造に係る二次格納施設のバウンダリは、原子炉建屋原子炉棟に形成され、設備改造時においても、基準地震動<math>S_S</math>による地震力が作用した場合に、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する設計について変更が生じない。</li> </ul> <p>(2) 地震時の変形を考慮した際に安全機能が損なわれるおそれがない地盤</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>2.1項に記載したとおり、今回の設備改造に係る二次格納施設のバウンダリは、原子炉建屋原子炉棟に形成され、設備改造時においても、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、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地盤に設置する設計について変更が生じない。</li> </ul> <p>(3) 将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>2.1項に記載したとおり、今回の設備改造に係る二次格納施設のバウンダリは、原子炉建屋原子炉棟に形成され、設備改造時においても、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する設計について変更が生じない。</li> </ul>	38条 補足資料
39条	○	—	×	<p>(1) 設備分類</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、重大事故等対処設備について、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分類する方針としている。</li> </ul> <p>(2) 許容限界</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、常設重大事故緩和設備に適用する許容限界として、基準地震動<math>S_S</math>による地震力に対して、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設定する方針としている。</li> </ul> <p>(3) 地震力の算定方法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、常設重大事故緩和設備に適用する地震力は、基準地震動<math>S_S</math>より算定される地震力より定める方針としている。</li> </ul> <p>(4) 波及的影響の評価</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、常設重大事故緩和設備の重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計する方針としている。</li> <li>また、常設重大事故緩和設備の設計に用いる地震動又は地震力に対して、常設重大事故緩和設備の周辺斜面が崩壊しないことを確認する方針としている。</li> </ul>	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <p>(1) 設備分類</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設備改造を行う原子炉棟換気系は、重大事故等対処施設である二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）のバウンダリを形成することから、当該バウンダリ部については常設重大事故緩和設備となる。なお、今回の設備改造により原子炉棟換気系におけ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の変更は伴わないことから、設備分類の変更は生じない。</li> </ul> <p>(2) 許容限界</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設備改造を行う原子炉棟換気系の二次格納施設のバウンダリ部は、常設重大事故緩和設備に該当するため、既許可の設計方針に基づき、基準地震動<math>S_S</math>による地震力に対して、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許容限界を設定する設計について変更が生じない。</li> </ul> <p>(3) 地震力の算定方法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設備改造を行う原子炉棟換気系の二次格納施設のバウンダリ部は、常設重大事故緩和設備に該当するため、耐震評価に適用する地震力は、基準地震動<math>S_S</math>より算定する設計について変更が生じない。</li> </ul> <p>(4) 波及的影響の評価</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、常設重大事故緩和設備である原子炉棟換気系の二次格納施設のバウンダリ部における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。</li> <li>また、原子炉棟換気系の二次格納施設のバウンダリ部の設計に用いる地震動又は地震力に対して、周辺斜面が崩壊しないことを確認する設計について変更が生じない。</li> </ul>	39条 補足資料

第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (17/25)

条文	設備改造時における基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性			補足説明資料
	確認要否 要：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時	
40条 津波による損傷の防止 重大事故等対処施設は、基準津波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ものでなければならない。	○	—	×	<p>・既許可では、津波から防護する設備（以下「重大事故等対処施設の津波防護対象設備」という。）を「重大事故等対処施設（可搬型重大事故等対処設備を含む。）」としている。</p> <p>・重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。以下同じ。）は、以下の基本方針により基準津波から防護する設計としている。</p> <p>(1) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計としている。また、取水路、放水路等の経路から、重大事故等対処施設の津波防護対象設備が設置された敷地並びに重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に流入させない設計としている。（外郭防護1）</p> <p>(2) 取水・放水施設、地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止できる設計としている。（外郭防護2）</p> <p>(3) 上記2方針のほか、重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画については、流入防止の対策を施すことにより、津波による影響等から隔離可能な設計としている。（内郭防護）</p> <p>(4) 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止できる設計としている。</p> <p>(5) 津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計としている。</p>	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <p>・設備改造となる原子炉棟換気系隔離弁及びダクトは、重大事故等対処施設である二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）のパウダリを形成するものとして、重大事故等対処施設に該当する。なお、今回の設備改造では、撤去するダクトには原子炉建屋原子炉棟内で閉止措置を行い、撤去するダクトが貫通していた原子炉建屋原子炉棟の壁には閉止措置を行う。後者の閉止措置した壁は、二次格納施設のパウダリを形成することとなるため、二次格納施設としての設計を行う。</p> <p>・このため、原子炉棟換気系隔離弁及びダクトのうち二次格納施設のパウダリ部は、敷地に遡上する津波に対する津波防護対象設備に該当する設備となる。</p> <p>・これらの設備は、原子炉建屋である原子炉建屋原子炉棟又は原子炉建屋付属棟に設置されている。原子炉建屋は、既許可においても重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋として設定されていることから、以下に示すとおり基準津波から防護される設計となっており、設備改造に伴う設計方針等の変更はない。</p> <p>(1) 敷地への流入防止（外郭防護1）</p> <p>・重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である原子炉建屋が設置される敷地は、第2-1図に示すとおり、防潮堤等の津波防護施設及び浸水防護設備の設置により、遡上波の地上部からの到達、流入が防止された設計となっている。また、津波防護施設及び浸水防護設備の設置により、取水路、放水路等の経路からの津波の流入が防止された設計となっている。</p> <p>(2) 漏水による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>・原子炉建屋には、海域と連接された取水・放水施設等の経路は接続されていないことから、漏水が継続する可能性はないため、外郭防護2の対象となる設備はない。</p> <p>(3) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の隔離（内郭防護）</p> <p>・重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である原子炉建屋は、既許可においても浸水防護重点化範囲として設定されており、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対して、浸水防護設備を設置することにより、原子炉建屋内への流入が防止された設計となっている。</p> <p>・具体的には、以下の事象について、浸水防護重点化範囲である原子炉建屋への影響を評価した結果、T.P. +8.2m以下の原子炉建屋境界の貫通部から流入する可能性があるため、原子炉建屋境界貫通部止水処置を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・タービン建屋内の機器・配管の損傷による津波、溢水等</li> <li>・非常用海水系配管（戻り管）の損傷による津波、溢水等</li> <li>・地下水の溢水影響</li> <li>・屋外タンク等の損傷による溢水等</li> </ul> <p>・また、今回の設備改造は、給気側がT.P. +27.5m、排気側がT.P. +22.0mの高所となるため、今回の設備改造によって、原子炉建屋に新たな流入経路が生じることはなく、浸水防護設備の変更もない。</p> <p>(4) 水位変動に伴う取水性低下による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>・今回の設備改造は、海水を取水する設備には関わるものはないため、津波による水位変動の影響は受けない。</p> <p>・また、原子炉建屋は、津波の到達・流入が防止された敷地に設置されているため、漂流物の影響はない。</p> <p>(5) 津波監視設備</p> <p>・今回の設備改造は、津波監視設備に関わらない。</p>	40条 補足 資料

第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (18/25)

条文	設備改造時における基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性			
	確認要否 要：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時	補足説明資料
41条	○	—	×	<p>・既許可では、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を損なわないよう、火災発生防止、火災感知及び消火の措置を講じるものとしている。</p> <p>(1) 火災の発生防止</p> <p>・重大事故等対処施設は、不燃性材料若しくは難燃性材料と同等以上の性能を有するものである場合又は他の重大事故等対処施設、設計基準事故対処設備等に火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合を除き、不燃性材料若しくは難燃性材料を使用する設計としている。</p> <p>・電気系統については、必要に応じて過電流継電器等の保護装置と遮断器の組合せ等により、過電流による過熱、焼損の防止を図るとともに、必要な電気設備に接地を施す設計としている。</p> <p>・落雷や地震により火災が発生する可能性を低減するため、避雷設備を設けるとともに、施設の区分に応じた耐震設計を行うこととしている。</p> <p>(2) 火災感知及び消火</p> <p>・重大事故等対処施設に対して、早期の火災感知及び消火を行うため異なる種類の感知器を設置する設計としている。</p> <p>・消火設備は、自動消火設備、手動操作による固定式消火設備、水消火設備及び消火器を設置する設計とし、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うち、煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難なところには、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置する設計としている。</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、重大事故等対処施設の区分に応じた、地震発生時に機能を維持できる設計としている。</p> <p>(3) 消火設備の破損、誤動作又は誤操作について</p> <p>・消火設備の破損、誤動作又は誤操作が起きた場合においても、消火設備の消火方法、消火設備の配置設計等を行うことにより、重大事故等に対処する機能を損なわない設計としている。具体的には、二酸化炭素は不活性であること、全域ガス消火設備及び局所ガス消火設備で使用するハロゲン化物消火剤は、電気絶縁性が大きく揮発性も高いことから、設備の破損、誤動作又は誤操作により消火剤が放出されても電気及び機械設備に影響を与えないため、火災区域又は火災区画に設置するガス消火設備には、ハロゲン化物自動消火設備（全域）、ハロゲン化物自動消火設備（局所）又は二酸化炭素自動消火設備（全域）を選定する設計としている。</p>	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <p>・今回の設備改造では、原子炉棟換気系隔離弁及びダクトの一部について重大事故等対処施設である二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）のパウダリとなるため、当該パウダリ部については、火災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れないよう、火災区域が設定された原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟に設置するとともに、火災発生防止、火災感知及び消火の措置を講じる設計についても変更が生じないよう設計する。</p> <p>(1) 火災発生防止</p> <p>・重大事故等対処施設は、不燃性材料若しくは難燃性材料と同等以上の性能を有するものである場合又は他の重大事故等対処施設、設計基準事故対処設備等に火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合を除き、不燃性材料若しくは難燃性材料を使用する設計についても変更が生じないよう設計する。</p> <p>・電気系統については、必要に応じて過電流継電器等の保護装置と遮断器の組合せ等により、過電流による過熱、焼損の防止を図るとともに、必要な電気設備に接地を施す設計についても変更が生じないよう設計する。</p> <p>・原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟は、落雷により火災が発生する可能性を低減するため、建築基準法に基づく避雷設備により防護される設計に変更はない。また、施設の区分に応じて十分な支持性能を持つ地盤に設置するとともに、自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止する設計についても変更が生じないよう設計する。</p> <p>(2) 火災感知及び消火</p> <p>・今回の設備改造に係る原子炉棟換気系隔離弁及びダクトの一部のうち二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）のパウダリについては、重大事故等対処施設であるが、火災により重大事故等に対処する機能への影響が考えにくいこと、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁（耐火隔壁）によって隣接する他の火災区域から分離することで、火災が発生したとしても隣接する重大事故等対処施設、設計基準事故対処設備等が延焼等による火災の影響を受けるおそれはないことから、火災の感知として、消防法又は建築基準法に基づき、火災感知器を設置し、中央制御室の受信機で監視するとともに、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火災区域に設置するため、消火設備として消火器で消火を行う設計についても変更が生じないよう設計する。</p> <p>(3) 消火設備の破損、誤動作又は誤操作について</p> <p>・原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器の移設先は、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火災区域であり、自動消火設備を設ける必要がないことから、既許可における設計方針等に記載した自動消火設備の選定も不要である。また、溢水防護区画については、9条補足説明資料に示すとおり、消火栓及び消火配管は配置されておらず、消火設備の破損、誤動作又は誤操作による想定破損及び地震による溢水源はないもの、消火水の放水による溢水及びその他の溢水影響評価を実施し、移設後においても消火水により機能喪失しない設計であることを確認している。</p> <p>・その他の今回の設備改造については、設備の撤去を行うものであり、消火設備による影響を受けることはない。</p> <p>・以上のことから、消火設備の破損、誤動作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を損なわない設計に変更は生じない。</p> <p>・したがって、重大事故等に対処する機能を損なわない設計とする方針について変更は生じない。</p> <p>・以上のとおり、設備改造時においても既許可で設定した火災区域に設置するとともに、火災発生防止、火災感知及び消火の措置を講じる設計についても変更が生じないよう設計する。</p>	41条 補足 資料
42条	×	・特定重大事故等対処施設の設置要求及び要件等が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—

第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (19/25)

条文	設備改造時における基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性			補足説明資料
	確認要否 要：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時	
43条-1 重大事故等対処設備 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。 一 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、荷重その他の使用条件において、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ものであること。 二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。 三 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試験又は検査ができるものであること。 四 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にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。 五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。 六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。	○	—	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、重大事故等対処設備は、環境条件における健全性、操作性、試験・検査、代替性、悪影響防止及び設置場所を考慮した設計としている。</li> <li>重大事故等対処設備（常設重大事故緩和設備）である二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）については、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、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）に応じた耐環境性を有する設計とするともに、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、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している。ここで、津波（敷地に遡上する津波を含む。）に関しては、詳細を「43条-2 補足説明資料」に示す。</li> <li>また、重大事故等対処設備である二次格納施設については、運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計としている。</li> <li>さらに、重大事故等対処設備である二次格納施設は、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で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計としている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</li> <li>設備改造となる原子炉棟換気系隔離弁及びダクトのうち二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）のパウダリ部については、常設重大事故等対処設備（常設重大事故緩和設備）となることを踏まえ設計する。撤去するダクトには原子炉建屋原子炉棟内で閉止措置を行い、撤去するダクトが貫通していた原子炉建屋原子炉棟の壁には閉止措置を行う。後者の閉止措置した壁は、二次格納施設のパウダリを形成することとなるため、二次格納施設としての設計を行う。なお、移設を行う原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、重大事故等対処設備ではない。</li> <li>重大事故等対処設備である二次格納施設については、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、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）に応じた耐環境性を有する設計とするともに、地震、津波（敷地に遡上する津波を含む。）、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計について変更が生じない。ここで、津波（敷地に遡上する津波を含む。）に対する設計方針等に関しては、詳細を「43条-2 補足説明資料」に示す。</li> <li>また、二次格納施設は、運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計についても変更が生じない。</li> <li>さらに、二次格納施設は、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で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計についても変更が生じない。</li> <li>なお、常設重大事故緩和設備である二次格納施設は、操作性については操作不要であるため考慮不要、代替性については本来の用途として使用するため考慮不要、設置場所については操作不要であるため考慮不要とする設計についても変更が生じない。</li> </ul>	
2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。 一 想定される重大事故等の取束に必要な容量を有するものであること。 二 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であつて、同一の工場等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、この限りでない。 三 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。	○	—	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、常設重大事故等対処設備は、第1項の要求を踏まえた設計とするほか、容量、共用の禁止及び共通要因故障防止を考慮した設計としている。</li> <li>常設重大事故緩和設備である二次格納施設は、東海発電所と共用しない設計としている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</li> <li>設備改造となる原子炉棟換気系隔離弁及びダクトのうち二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）のパウダリ部については、常設重大事故等対処設備（常設重大事故緩和設備）となることを踏まえ設計する。撤去するダクトには原子炉建屋原子炉棟内で閉止措置を行い、撤去するダクトが貫通していた原子炉建屋原子炉棟の壁には閉止措置を行う。後者の閉止措置した壁は、二次格納施設のパウダリを形成することとなるため、常設重大事故緩和設備である二次格納施設としての設計を行う。</li> <li>容量については、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量等が該当し、二次格納施設には直接該当しないが、二次格納施設のパウダリの範囲の一部変更に伴う原子炉建屋の空間体積の変化が僅少なものとし、原子炉建屋ガス処理系の換気率への影響が僅少となるよう設計する。</li> <li>また、二次格納施設を東海発電所と共有しない設計について変更が生じない。</li> <li>さらに、二次格納施設は常設重大事故緩和設備であり、その代替機能を有する設計基準事故対処設備がないことから、共通要因故障防止のための設計基準事故対処設備の安全機能と同時に損なわれるおそれがない措置については、考慮不要とする設計についても変更が生じない。</li> </ul>	43条-1補足資料
3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。 一 想定される重大事故等の取束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。 二 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。 三 常設設備と接続するものにあつては、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、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。 四 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設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。 五 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備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こと。 六 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、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。 七 重大事故防止設備のうち可搬型ものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。	○	—	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、可搬型重大事故等対処設備は、第1項の要求を踏まえた設計とするほか、容量、接続性、異なる複数の接続箇所の確保、設置場所、保管場所、アクセスルート及び共通要因故障防止を考慮した設計としている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>今回の設備改造に係る設備は、可搬型重大事故等対処設備に該当しないことから、適合対象外である。</li> </ul>	

第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (20/25)

条文	設備改造時における基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性			
	確認要否 要：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時	補足説明資料
43条-2	○	—	×	<p>・既許可では、津波から防護する設備（以下「敷地に遡上する津波に対する津波防護対象設備」という。）を以下の重大事故等対処施設を除いた「重大事故等対処施設（可搬型重大事故等対処設備を含む。）」としている。</p> <p>・敷地に遡上する津波により機能喪失する非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ、高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機用海水ポンプ及び残留熱除去系海水系ポンプ（以下「非常用海水ポンプ」という。）</p> <p>・緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする設備のうち、ほう酸水の注入による未臨界の維持機能を有する重大事故等対処施設（ただし、原子炉の冷却のために、ほう酸水貯蔵タンクの保有水を注水する機能を有する設備を除く。）</p> <p>・敷地に遡上する津波に対する津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。以下同じ。）は、以下の基本方針により基準津波から防護する設計としている。</p> <p>(1) 敷地に遡上する津波の地上部からの流入に対し、防潮堤に替えて、敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画の境界において、敷地に遡上する津波による遡上波を地上部から建屋及び区画内に流入させない設計としている。また、取水路、放水路等の経路から、敷地に遡上する津波に対する防護対象設備が設置された敷地並びに敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画内に流入させない設計としている。（外郭防護1）</p> <p>(2) 取水・放水施設、地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計としている。（外郭防護2）</p> <p>(3) 上記2方針のほか、敷地に遡上する津波に対する防護対象設備を内包する建屋及び区画については、流入防止の対策（外郭防護と内郭防護を兼用）を行うことにより津波による影響等から隔離可能な設計としている。（内郭防護）</p> <p>(4) 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計としている。</p> <p>(5) 津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計としている。</p>	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <p>・設備改造となる原子炉棟換気系隔離弁及びダクトは、重大事故等対処施設である二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）のパウダリを形成するものとして、重大事故等対処施設に該当する。なお、今回の設備改造では、撤去するダクトには原子炉建屋原子炉棟内で閉止措置を行い、撤去するダクトが貫通していた原子炉建屋原子炉棟の壁には閉止措置を行う。後者の閉止措置した壁は、二次格納施設のパウダリを形成することとなるため、二次格納施設としての設計を行う。</p> <p>・このため、原子炉棟換気系隔離弁及びダクトのうち二次格納施設のパウダリ部は、敷地に遡上する津波に対する津波防護対象設備に該当する設備となる。</p> <p>・これらの設備は、原子炉建屋である原子炉建屋原子炉棟又は原子炉建屋付属棟に設置されている。原子炉建屋は、既許可においても敷地に遡上する津波に対する津波防護対象設備を内包する建屋及び区画として設定されていることから、以下に示すとおり敷地に遡上する津波から防護される設計となっており、設備改造に伴う設計方針等の変更はない。</p> <p>(1) 敷地への流入防止（外郭防護1）</p> <p>・敷地に遡上する津波に対する津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である原子炉建屋が設置される敷地は、第2-1図に示すとおり、敷地に遡上する津波が到達し、原子炉建屋の廻りが浸水する。このため、T.P.+9.0m以下の原子炉建屋境界の開口部及び貫通部から流入する可能性があるため、水密扉（浸水防止設備）を設置するとともに、原子炉建屋境界貫通部止水処置を実施している。なお、今回の設備改造は、給気側がT.P.+27.5m、排気側がT.P.+22.0mの高所となるため、今回の設備改造によって、原子炉建屋に新たな流入経路が生じることはなく、浸水防止設備の変更もない。</p> <p>・また、津波防護施設及び浸水防止設備の設置により、取水路、放水路等の経路からの津波の流入が防止された設計となっている。</p> <p>(2) 漏水による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>・原子炉建屋には、海域と連接された取水・放水施設等の経路は接続されていないことから、漏水が継続する可能性はないため、外郭防護2の対象となる設備はない。</p> <p>(3) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の隔離（内郭防護）</p> <p>・敷地に遡上する津波に対する津波防護対象設備を内包する建屋及び区画である原子炉建屋は、既許可においても浸水防護重点化範囲として設定されており、地震による溢水に加えて津波の流入を考慮した浸水に対して、浸水防止設備を設置することにより、原子炉建屋付属棟内への流入が防止された設計となっている。</p> <p>具体的には、以下の事象について、浸水防護重点化範囲である原子炉建屋への影響を評価した結果、T.P.+9.2m以下の原子炉建屋境界の開口部及び貫通部から流入する可能性があるため、水密扉（浸水防止設備）を設置するとともに、原子炉建屋境界貫通部止水処置を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>タービン建屋内の機器・配管の損傷による津波、溢水等</li> <li>非常用海水系配管（戻り管）の損傷による津波、溢水等</li> <li>地下水の溢水影響</li> <li>屋外タンク等の損傷による溢水等</li> </ul> <p>・なお、浸水防止設備は、外郭防護1での浸水防止設備と同じものとなり、外郭防護と内郭防護の兼用としている。</p> <p>・また、今回の設備改造は、給気側がT.P.+27.5m、排気側がT.P.+22.0mの高所となるため、今回の設備改造によって、原子炉建屋に新たな流入経路が生じることはなく、浸水防止設備の変更もない。</p> <p>(4) 水位変動に伴う取水性低下による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>・今回の設備改造は、海水を取水する設備には関わるものはないため、津波による水位変動の影響は受けない。</p> <p>・また、原子炉建屋の廻りに敷地に遡上する津波が浸水するが、原子炉建屋の設置の状況の変更はないため、漂流物に対する評価の変更もない。</p> <p>(5) 津波監視設備 今回の設備改造は、津波監視設備に関わらない。</p>	43条-2補足資料

第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (21/25)

条文	設備改造時における 基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性			
	確認要 否：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時	補足 説明 資料
44条	×	・原子炉緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備の設置要求及び要件等が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
45条	×	・原子炉冷却材圧力バウンダリが高压時に原子炉の冷却機能が喪失した場合の設備の設置要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
46条	×	・原子炉冷却材圧力バウンダリが高压時に原子炉の減圧機能が喪失した場合の設備の設置要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
47条	×	・原子炉冷却材圧力バウンダリが低压時に原子炉の冷却機能が喪失した場合の設備の設置要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
48条	×	・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最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備の設置要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
49条	×	・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原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備の設置要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
50条	×	・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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備の設置要求及び要件が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
51条	×	・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、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備の設置要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
52条	×	・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設備の設置要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
53条	○	—	×	・既許可では、重大事故等時において、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素等を含む気体を原子炉建屋ガス処理系により排出することで、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止することが可能な設計としている。 ・原子炉建屋ガス処理系は、原子炉建屋隔離信号による自動作動のほか、中央制御室でのスイッチ操作による手動起動も可能な設計としている。	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・今回の設備改造では、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器を原子炉建屋付属棟内の原子炉棟換気系排気ラインB系に移設するが、原子炉建屋放射能高信号により原子炉棟換気系の常用換気系を隔離し、原子炉建屋ガス処理系を自動で起動する設計について変更が生じないよう設計する。また、原子炉建屋ガス処理系を中央制御室で手動起動させることが可能な設計についても変更はない。</li> <li>・二次格納施設のバウンダリの範囲については一部変更となるが、重大事故等対処施設である二次格納施設として適切に設計し、更に重大事故等対処施設である原子炉建屋ガス処理系による原子炉建屋原子炉棟内の水素排出に悪影響がないよう設計する（引き込み困難な区画を設けない等）。また、二次格納施設のバウンダリの範囲の一部変更に伴う原子炉建屋の空間体積の変化が僅少なものとし、原子炉建屋ガス処理系の換気率への影響が僅少となるよう設計する。</li> <li>・以上のことから、重大事故等時において、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素等を含む気体を原子炉建屋ガス処理系により排出することで、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止することが可能な設計について変更が生じない。</li> </ul>	53条 補足 資料
54条	×	・使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備の設置要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
55条	×	・炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の設置要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
56条	×	・重大事故等の取束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備の設置要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—

第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (22/25)

条文	設備改造時における 基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性				
	確認要 否：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時	補足 説明 資料	
57条	電源設備	×	・重大事故等の対処に必要な電力を確保するために必要な設備の設置要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	
58条	計装設備	×	・重大事故等の対処に必要な計装設備（パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備）の設置要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	
59条	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。	○	—	×	<ul style="list-style-type: none"> <li>既許可では、重大事故等時において、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を原子炉建屋ガス処理系により非常用ガス処理系排気筒から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計としている。</li> <li>原子炉建屋ガス処理系は、原子炉建屋隔離信号による自動起動のほか、中央制御室でのスイッチ操作による手動起動も可能な設計としている。</li> <li>また、重大事故等時において、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線に対し原子炉建屋外壁を遮蔽体として中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計としている。</li> </ul>	<p>➤以下のとおり、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>今回の設備改造では、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器を原子炉建屋付属棟内の原子炉棟換気系排気ラインB系に移設するが、原子炉建屋放射能高信号により原子炉棟換気系の常用換気系を隔離し、原子炉建屋ガス処理系を自動で起動する設計について変更が生じないよう設計する。また、原子炉建屋ガス処理系を中央制御室で手動起動させることが可能な設計についても変更はない。</li> <li>二次格納施設のパウダリの範囲については一部変更となるが、重大事故等対処施設である二次格納施設として適切に設計し、更に重大事故等対処施設である原子炉建屋ガス処理系による原子炉建屋原子炉棟内の気体の処理に悪影響がないよう設計する（引き込み困難な区画を設けない等）。また、二次格納施設のパウダリの範囲の一部変更に伴う原子炉建屋の空間体積の変化が僅少なものとし、原子炉建屋ガス処理系の換気率への影響が僅少となるよう設計する。</li> <li>また、今回の設備改造では、撤去するダクトが貫通していた原子炉建屋原子炉棟の外壁に原子炉建屋原子炉棟と同じ厚さ及び計算モデルで入力している密度（2.00g/cm<sup>3</sup>）以上のコンクリートにて開口部を埋めることで、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線を遮蔽する設計について変更が生じないよう設計する。</li> <li>以上のことから、重大事故等時において、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を原子炉建屋ガス処理系により非常用ガス処理系排気筒から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計に変更が生じない。</li> <li>さらに、重大事故等時において、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線に対し原子炉建屋外壁を遮蔽体として中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計についても変更が生じない。</li> </ul>	59条 補足 資料
60条	監視測定設備	×	・重大事故等が発生した場合に工場等周辺において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・測定・記録するために必要な設備の設置要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	
61条	緊急時対策所	×	・重大事故等の対処に必要な緊急時対策所の要件が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	
62条	通信連絡を行うために必要な設備	×	・重大事故等の対処に必要な発電所内外との通信連絡を行うために必要な設備の設置要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	



第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (23/25)

条文	設備改造時における基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性				補足説明資料
	確認要否: ○: 否 ×: 是	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有: ○ 添付有: △ なし: ×	既許可	設備改造時		
技術的能力審査基準							
1.0	重大事故等対策における基本方針						
	(1) 重大事故等対策設備に係る要求事項 ①切替えの容易性 発電用原子炉設置者において、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にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	○	—	×	・既許可では、重大事故等時において、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にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備することとしている。	・今回の設備改造に係る設備は、本来の用途以外の用途として重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するための設備ではないため、適合対象外である。	
	(1) 重大事故等対策設備に係る要求事項 ②アクセスルートの確保 発電用原子炉設置者において、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策設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場又は事業所(以下「工場等」という。)内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。	○	—	×	・既許可では、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策設備を運搬し、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実効性のある運用管理を実施することとしている。	・今回の設備改造により、既許可における「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策設備を運搬し、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実効性のある運用管理を実施する。」方針に影響を与えることはないため、適合対象外である。	
	(2) 復旧作業に係る要求事項 ①予備品等の確保 発電用原子炉設置者において、重要安全施設(設置許可基準規則第2条第9号に規定する重要安全施設をいう。)の取替え可能な機器及び部品等について、適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等を確保する方針であること。	○	—	×	・既許可では、重大事故等時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、復旧作業に係る考慮事項として、取替え可能な機器及び部品等について、予備品及び予備品への取替のために必要な機材等を確保することとしている。  ・予備品確保に係る方針に基づき評価した結果、機械的故障と電気的故障の要因が考えられる残留熱除去系海水系ポンプ電動機、ディーゼル発電機海水系ポンプ電動機について、予備品を確保することとしている。  ・また、予備品の取替作業に必要な資機材として、がれき撤去のためのホイールローダ等、予備品取替時に使用する重機としてクレーン等、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材をあらかじめ確保することとしている。	・今回の設備改造に係る設備は、既許可の運用管理方針に基づく予備品及び予備品の取替作業に必要な資機材に係る設備ではないため、適合対象外である。	
	(2) 復旧作業に係る要求事項 ②保管場所 発電用原子炉設置者において、上記予備品等を、外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であること。	○	—	×	・既許可では、重大事故等時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、復旧作業に係る考慮事項として、上記①に係る予備品等を外部事象の影響を受けにくい場所に保管することとしている。	・今回の設備改造に係る設備は、既許可の運用管理方針に基づく予備品及び予備品の取替作業に必要な資機材に係る設備ではないため、適合対象外である。	
	(2) 復旧作業に係る要求事項 ③アクセスルートの確保 発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。	○	—	×	・既許可では、重大事故等時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、復旧作業に係る考慮事項として、上記①に係る予備品等を用いた設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路を確保することとしている。	・今回の設備改造に係る設備は、既許可の運用管理方針に基づく予備品及び予備品の取替作業に必要な資機材に係る設備ではなく、復旧作業のために発電所内の道路及び通路を確保することが求められる設備ではないため、適合対象外である。	
	(3) 支援に係る要求事項 発電用原子炉設置者において、工場等内であらかじめ用意された手段(重大事故等対策設備、予備品及び燃料等)により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。また、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること。さらに、工場等外であらかじめ用意された手段(重大事故等対策設備、予備品及び燃料等)により、事象発生後6日間までに支援を受けられる方針であること。	○	—	×	・既許可では、重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意された手段(重大事故等対策設備、予備品、燃料等)により、重大事故等対策を実施し、事故発生7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにすることとしている。  ・関係機関等と協議及び合意の上、外部からの支援計画を定め、協力体制が整い次第、プラントメーカー及び協力会社からは、事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援や要員派遣等の支援並びに燃料供給会社からは燃料の供給を受けられるようにすることとしている。なお、資機材等の輸送に関しては、迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定めることとしている。  ・発電所外であらかじめ用意された手段(重大事故等対策設備と同種の設備、予備品、燃料等)について支援を受けることによって、発電所内に配備する重大事故等対策設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料等の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備することとしている。	・今回の設備改造に係る設備は、あらかじめ用意された手段の消費等に影響を及ぼすものではなく、外部からの支援計画に影響を及ぼすものでもないことから、適合対象外である。	
	(4) 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備 発電用原子炉設置者において、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、あらかじめ手順書を整備し、訓練を行うとともに人員を確保する等の必要な体制の適切な整備が行われているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	○	—	×	・既許可では、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるように、手順書を整備し、教育及び訓練を実施するとともに、災害対策要員を確保する等の必要な体制を整備することとしている。	・今回の設備改造に係る設備は、重大事故等時における対処に影響を及ぼすものではないため、適合対象外である。	
1.1	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	×		—			—
1.2	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手順等	×		—			—

第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (24/25)

条文	設備改造時における 基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性			
	確認要 否：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時	補足 説明 資料
1.3	×	・本要求は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に設計基準事故対処設備の原子炉減圧機能が喪失した場合においても原子炉を減圧する手順等の整備要求を定めているが、今回の設備改造に係る設備はこのような要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
1.4	×	・本要求は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に設計基準事故対処設備の原子炉冷却機能が喪失した場合においても原子炉を冷却する手順等の整備要求を定めているが、今回の設備改造に係る設備はこのような要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
1.5	×	・本要求は、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も最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等の整備要求を定めているが、今回の設備改造に係る設備はこのような要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
1.6	×	・本要求は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等の整備要求を定めているが、今回の設備改造に係る設備はこのような要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
1.7	×	・本要求は、重大事故時において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等の整備要求を定めているが、今回の設備改造に係る設備はこのような要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
1.8	×	・本要求は、重大事故時において、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等の整備要求を定めているが、今回の設備改造に係る設備はこのような要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
1.9	×	・本要求は、重大事故時において、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手順等の整備要求を定めているが、今回の設備改造に係る設備はこのような要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
1.10	×	・本要求は、重大事故時において、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素による爆発により原子炉建屋の損傷を防止するために必要な手順等の整備要求を定めているが、今回の設備改造に係る設備はこのような要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
1.11	×	・本要求は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等の整備要求を定めているが、今回の設備改造に係る設備はこのような要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
1.12	×	・本要求は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等の整備要求を定めているが、今回の設備改造に係る設備はこのような要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
1.13	×	・本要求は、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手順等の整備要求を定めているが、今回の設備改造に係る設備はこのような要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
1.14	×	・本要求は、重大事故等の対処に必要な電力を確保するために必要な手順等の整備要求を定めているが、今回の設備改造に係る設備はこのような要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
1.15	×	・本要求は、重大事故等の対処に必要なパラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等の整備要求を定めているが、今回の設備改造に係る設備はこのような要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
1.16	×	・本要求は、重大事故が発生した場合においても運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な手順等の整備要求を定めているが、今回の設備改造に係る設備はこのような要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—

第1表 既許可からの変更点及び基準適合性等 (25/25)

条文	設備改造時における 基準適合への影響確認要否		既許可における適合方針及び設備改造時における適合性				
	確認要 要：○ 否：×	確認不要の理由	申請書影響有無 本文有：○ 添付有：△ なし：×	既許可	設備改造時	補足 説明 資料	
1.17	監視測定等に関する手順等	×	・本要求は、重大事故等が発生した場合に発電所周辺において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・測定・記録するために必要な手順等の整備要求を定めているが、今回の設備改造に係る設備はこのような要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
1.18	緊急時対策所の居住性に関する手順等	×	・本要求は、重大事故等の対処に必要な緊急時対策所の機能を維持するために必要な手順等の整備要求を定めているが、今回の設備改造に係る設備はこのような要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
1.19	通信連絡に関する手順等	×	・本要求は、重大事故等の対処に必要な発電所内外との通信連絡を行うために必要な手順等の整備要求を定めているが、今回の設備改造に係る設備はこのような要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—
2.1	可搬型設備等による対応	×	・本要求は、大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における手順書、体制及び資機材が適切に整備されていることを定めているが、今回の設備改造に係る設備はこのような要求が課せられるものではないため、確認対象外としている。	—	—	—	—

3 条補足説明資料  
設計基準対象施設の地盤

## 1. 要求事項

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 位置、構造及び設備の基準に関する規 則の解釈	備考
<p>(設計基準対象施設の地盤)</p> <p>第三条 設計基準対象施設は、次条第 二項の規定により算定する地震力(設 計基準対象施設のうち、地震の発生に よって生ずるおそれがあるその安全機 能の喪失に起因する放射線による公衆 への影響の程度が特に大きいもの(以 下「耐震重要施設」という。)及び兼用 キャスクにあつては、同条第三項に規 定する基準地震動による地震力を含 む。)が作用した場合においても当該設 計基準対象施設を十分に支持するこ とができる地盤に設けなければならない。 ただし、兼用キャスクにあつては、 地盤により十分に支持されなくてもそ の安全機能が損なわれない方法により 設けることができるときは、この限り でない。</p>	<p>第3条(設計基準対象施設の地盤)</p> <p>別記1のとおりとする。ただし、兼用 キャスク及びその周辺施設(以下「兼 用キャスク貯蔵施設」という。)につい ては、別記4のとおりとする。</p>	<p>適合対象</p> <p>(2.1 に設計方針 等を示す。また、別 記1については別 表にて整理(第二 項、第三項も同 じ))</p>
<p>2 耐震重要施設及び兼用キャスクは、 変形した場合においてもその安全 機能が損なわれるおそれがない地 盤に設けなければならない。</p>		<p>適合対象</p> <p>(2.2 に設計方針 等を示す)</p>
<p>3 耐震重要施設及び兼用キャスクは、 変位が生ずるおそれがない地盤に 設けなければならない。ただし、兼 用キャスクにあつては、地盤に変位 が生じてその安全機能が損なわ</p>		<p>適合対象</p> <p>(2.3 に設計方針 等を示す)</p>

<p>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</p>	<p>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解釈</p>	<p>備考</p>
<p>れない方法により設けることができるときは、この限りでない。</p>		

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解釈 別記 1	備考
<p>第 3 条（設計基準対象施設の地盤）</p> <p>1 第 3 条第 1 項に規定する「設計基準対象施設を十分に支持することができる」とは、設計基準対象施設について、自重及び運転時の荷重等に加え、耐震重要度分類（本規程第 4 条 2 の「耐震重要度分類」をいう。以下同じ。）の各クラスに応じて算定する地震力（第 3 条第 1 項に規定する「耐震重要施設」（本規程第 4 条 2 の S クラスに属する施設をいう。）にあつては、第 4 条第 3 項に規定する「基準地震動による地震力」を含む。）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設計であることをいう。なお、耐震重要施設については、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれ等が発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能が確保されていることを確認することが含まれる。</p>	<p>適合対象</p> <p>（2.1 に設計方針等を示す）</p>
<p>2 第 3 条第 2 項に規定する「変形」とは、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をいう。このうち上記の「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」については、広域的な地盤の隆起又は沈降によって生じるもののほか、局所的なものを含む。これらのうち、上記の「局所的なもの」については、支持地盤の傾斜及び撓みの安全性への影響が大きいおそれがあるため、特に留意が必要である。</p>	<p>適合対象</p> <p>（2.2 に設計方針等を示す）</p>
<p>3 第 3 条第 3 項に規定する「変位」とは、将来活動する可能性のある断層等が活動することにより、地盤に与えるずれをいう。また、同項に規定する「変位が生ずるおそれがない地盤に設け」とは、耐震重要施設が将来活動する可能性のある断層等の露頭がある地盤に設置された場合、その断層等の活動によって安全機能に重大な影響を与えるおそれがあるため、当該施設を将来活動する可能性のある断層等の露頭がないことを確認した地盤に設置することをいう。</p> <p>なお、上記の「将来活動する可能性のある断層等」とは、後期更新世以降（約 12～13 万年前以降）の活動が否定できない断層等とする。その認定に当</p>	<p>適合対象</p> <p>（2.3 に設計方針等を示す）</p>

<p>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解釈 別記 1</p>	<p>備考</p>
<p>たつて、後期更新世（約 1 2 ～ 1 3 万年前）の地形面又は地層が欠如する等、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合には、中期更新世以降（約 4 0 万年前以降）まで遡って地形、地質・地質構造及び応力場等を総合的に検討した上で活動性を評価すること。なお、活動性の評価に当たって、設置面での確認が困難な場合には、当該断層の延長部で確認される断層等の性状等により、安全側に判断すること。</p> <p>また、「将来活動する可能性のある断層等」には、震源として考慮する活断層のほか、地震活動に伴って永久変位が生じる断層に加え、支持地盤まで変位及び変形が及ぶ地すべり面を含む。</p>	



<p>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解釈 別記4</p>	<p>備考</p>
<p>第3条（設計基準対象施設の地盤）</p> <p>1 第3条第1項に規定する「設計基準対象施設を十分に支持することができる」とは、兼用キャスク貯蔵施設について、自重その他の貯蔵時に想定される荷重に加え、第4条第2項の規定により算定する地震力（兼用キャスクにあっては、基準地震動による地震力を含む。）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設計であることをいう。なお、兼用キャスクについては、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれ等が発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能が確保されていることを確認することが含まれる。</p> <p>また、「安全機能が損なわれない方法」とは、以下のいずれかの方法をいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・兼用キャスクを基礎等に固定し、かつ、基準地震動による地震力が地盤に作用することによりその安全機能（第16条第2項第1号ハ及び第4項第1号から第3号までに示す臨界防止機能、遮蔽機能、除熱機能及び閉じ込め機能をいう。以下別記4において同じ。）を損なわない方法</li> <li>・兼用キャスクを基礎等に固定せず、かつ、兼用キャスク蓋部の金属部への衝突に対してその安全機能を損なわない方法</li> </ul> <p>ここで、輸送荷姿（兼用キャスクの両端に緩衝体を取り付けた状態であって、車両運搬（核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（昭和53年総理府令第57号）第1条第1号の車両運搬をいう。）時の荷姿をいう。以下同じ。）その他の兼用キャスクを基礎等に固定せず、かつ、緩衝体の装着等により兼用キャスク蓋部が金属部へ衝突しない方法により設置する場合は、兼用キャスク蓋部の金属部への衝突に対してその安全機能が損なわれないものとする。</p>	<p>適合対象</p> <p>（2.1 に設計方針等を示す）</p>
<p>2 第3条第2項については、本規程別記1第3条第2項のとおりとする。また、輸送荷姿その他の兼用キャスクを基礎等に固定せず、かつ、緩衝体の装着等により兼用キャスク蓋部が金属部へ衝突しない方法により設置する場合は、地盤が変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがないものとする。</p>	<p>適合対象</p> <p>（2.2 に設計方針等を示す）</p>

<p>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解釈 別記 4</p>	<p>備考</p>
<p>3 第3条第3項については、本規程別記1第3条第3項のとおりとする。また、輸送荷姿その他の兼用キャスクを基礎等に固定せず、かつ、緩衝体の装着等により兼用キャスク蓋部が金属部へ衝突しない方法により設置する場合は、その安全機能が損なわれないものとする。</p>	<p>適合対象 (2.3 に設計方針等を示す)</p>

## 2. 適合のための設計方針等について

「1. 要求事項」で適合対象とした各要求事項は、「地震時の接地圧に対する地盤の支持力」「地震時の変形を考慮した際に安全機能が損なわれるおそれがない地盤」「将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤」である。これらの要求事項について、既許可における適合のための設計方針等を示すとともに、設備改造時における適合のための設計方針等を以下に示す。

### 2.1 地震時の接地圧に対する地盤の支持力

#### 既許可における設計方針等

原子炉建屋付属棟は、基準地震動  $S_s$  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設計としている。

また、上記に加え、基準地震動  $S_s$  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ことを含め、基準地震動  $S_s$  による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する設計としている。

【三条－参考1】

【三条－参考2】

#### 設備改造時における設計方針等

原子炉棟換気系は、通常運転時における原子炉建屋の負圧維持のための常用換気系（MS－3）であるとともに、原子炉冷却材喪失等が生じた場合、ドライウエル圧力高、原子炉水位低、原子炉建屋放射能高のいずれかの信号で、原子炉棟換気系隔離弁を閉止することにより、MS－1及びMS－2機能を持つ二次格納施設のバウンダリを形成する設計としている。また、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、安全保護系として上記の原子炉建屋放射能高の信号を発信する機能（MS－1）とともに、緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能（MS－3）を有している。

今回の設備改造では、原子炉棟換気系隔離弁及びダクトの一部を撤去するが、原子炉建屋付属棟内の隔離弁及びダクト並びに原子炉建屋原子炉棟内に追設するダクトにより、上記MS-1、2及び3の機能が維持されるよう、常用換気系の機能を維持するとともに、原子炉冷却材喪失等が生じた場合に隔離弁を閉止する設計についても変更が生じないよう設計する。撤去するダクトには原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟内で閉止措置を行い、撤去するダクトが貫通していた原子炉建屋原子炉棟の壁には閉止措置を行う。後者の閉止措置した壁は、二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）のバウンダリを形成することとなるため、二次格納施設としての設計を行う。

また、今回の設備改造では、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器を原子炉建屋付属棟内の原子炉棟換気系排気ラインB系隔離弁の上流（原子炉側）に移設することで、上記MS-1及び3の機能を維持できるよう設計する。

以上の設備改造に係る設備は、全て原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟に設置し、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する設計とする。

このことから、設備改造時においても、基準地震動 $S_s$ による地震力が作用した場合に、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する設計について変更は生じない。

したがって、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。

## 2.2 地震時の変形を考慮した際に安全機能が損なわれるおそれがない地盤

### 既許可における設計方針等

原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟は、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、液状化や揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する設計としている。

【三条－参考 3】

【三条－参考 4】

### 設備改造時における設計方針等

2.1 項に記載したとおり、今回の設備改造に係る設備は、全て原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟に設置し、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、液状化や揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する設計とする。

以上の内容から、設備改造時においても、安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する設計について変更が生じない。

したがって、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。

## 2.3 将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤

### 既許可における設計方針等

原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する設計としている。

【三条－参考 5】

【三条－参考 6】

### 設備改造時における設計方針等

2.1 項に記載したとおり、今回の設備改造に係る設備は、全て原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋付属棟に設置し、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する設計とする。

以上の内容から、設備改造時においても、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する設計について変更が生じない。

したがって、既許可における設計方針等を踏まえたものであり、本項に適合する。

既許可 本文五号 イ 発電用原子炉施設の位置 (1) 敷地の面積及び形状

五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

イ 発電用原子炉施設の位置

(1) 敷地の面積及び形状

発電用原子炉施設を設置する敷地は、東京の北方約 130 km、水戸市の東北約 15 km の地点で太平洋に面して位置し、敷地の大部分は、標高約 8m でほぼ平坦な面であり、敷地の西部には標高約 20m で平坦な面が分布する。

なお、敷地の標高については、2011 年東北地方太平洋沖地震発生前の標高値を記載している。

敷地内の地質は、先新第三系、新第三系及び第四系からなっている。

東海第二発電所の敷地の広さは約 75 万  $\text{m}^2$  であり、そのうち、約 11 万  $\text{m}^2$  は国立研究開発法人日本原子力研究開発機構から土地の権利を得て発電用原子炉施設を設置する。

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。）は、その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動（以下「基準地震動  $S_s$ 」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。

また、上記に加え、基準地震動  $S_s$  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ことを含め、基準地震動  $S_s$  による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

耐震重要施設以外の設計基準対象施設については、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。

耐震重要施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の

既許可 添付書類八 1.9.7.1 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月19日制定）」に対する適合

第三条 設計基準対象施設の地盤

- 1 設計基準対象施設は、次条第二項の規定により算定する地震力（設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）にあつては、同条第三項に規定する基準地震動による地震力を含む。）が作用した場合においても当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。
- 2 耐震重要施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。
- 3 耐震重要施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

適合のための設計方針

第1項について

耐震重要施設については、基準地震動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。

また、上記に加え、基準地震動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ことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

耐震重要施設以外の設計基準対象施設については、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。



既許可 本文五号 イ 発電用原子炉施設の位置 (1) 敷地の面積及び形状

五 発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

イ 発電用原子炉施設の位置

(1) 敷地の面積及び形状

発電用原子炉施設を設置する敷地は、東京の北方約 130 km、水戸市の東北約 15 kmの地点で太平洋に面して位置し、敷地の大部分は、標高約 8m でほぼ平坦な面であり、敷地の西部には標高約 20m で平坦な面が分布する。

なお、敷地の標高については、2011 年東北地方太平洋沖地震発生前の標高値を記載している。

敷地内の地質は、先新第三系、新第三系及び第四系からなっている。

東海第二発電所の敷地の広さは約 75 万 m<sup>2</sup>であり、そのうち、約 11 万 m<sup>2</sup>は国立研究開発法人日本原子力研究開発機構から土地の権利を得て発電用原子炉施設を設置する。

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。）は、その供用中に大きな影響を及ぼすおそれがある地震動（以下「基準地震動 S<sub>s</sub>」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。

また、上記に加え、基準地震動 S<sub>s</sub>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ことを含め、基準地震動 S<sub>s</sub>による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

耐震重要施設以外の設計基準対象施設については、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。

耐震重要施設は、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，その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

耐震重要施設は，将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

耐震重要施設については，基準地震動 $S_s$ による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して，その安全機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については，基準地震動 $S_s$ 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。

また，上記に加え，基準地震動 $S_s$ 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ことを含め，基準地震動 $S_s$ による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

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。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は，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，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

既許可 添付書類八 1.9.7.1 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年 6 月 19 日制定）」に対する適合

第 2 項について

耐震重要施設は、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、液状化や揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

第 3 項について

耐震重要施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

既許可 本文五号 イ 発電用原子炉施設の位置 (1) 敷地の面積及び形状

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、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

耐震重要施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

耐震重要施設については、基準地震動  $S_s$  による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動  $S_s$  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。

また、上記に加え、基準地震動  $S_s$  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ことを含め、基準地震動  $S_s$  による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。

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。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、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、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

既許可 添付書類八 1.9.7.1 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年 6 月 19 日制定）」に対する適合

第 2 項について

耐震重要施設は、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、液状化や揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

第 3 項について

耐震重要施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がない地盤に設置する。

4 条補足説明資料  
地震による損傷の防止

## 1. 要求事項

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位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	備考
<p>(地震による損傷の防止)</p> <p>第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</p>	<p>第4条 (地震による損傷の防止)</p> <p>別記2のとおりとする。</p>	<p>適合対象</p> <p>(2.2及び2.3に設計方針等を示す。また、別記2については別表にて整理)</p>
	<p>ただし、炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については以下のとおりとし、兼用キャスク貯蔵施設については別記4のとおりとする。</p>	<p>適合対象外</p> <p>(検討対象施設として、燃料被覆材及び兼用キャスク貯蔵施設はないため)</p>
<p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設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に応じて算定しなければならない。</p>		<p>適合対象</p> <p>(2.1及び2.3に設計方針等を示す)</p>
<p>3 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による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>		<p>適合対象</p> <p>(2.2, 2.3及び2.4に設計方針等を示す)</p>
<p>4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわ</p>		<p>適合対象</p> <p>(2.4に設計方針等を示す)</p>

<p>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</p>	<p>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解釈</p>	<p>備考</p>
<p>れるおそれがないものでなければならない。</p>		
<p>5 炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>	<p>一 第1項に規定する「地震力に十分に耐える」とは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力（本規程別記2第4条第4項第1号に規定する弾性設計用地震動による地震力をいう。）又は静的地震力（同項第2号に規定する静的地震力をいい、Sクラスに属する機器に対し算定されるものに限る。）のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまることをいう。</p> <p>二 第5項に規定する「基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがない」とは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまっ</p>	<p>適合対象外 （検討対象施設として、燃料被覆材はないため）</p>



<p>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</p>	<p>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解釈</p>	<p>備考</p>
	<p>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ことをいう。</p>	
<p>6 兼用キャスクは、次のいずれかの地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>一 兼用キャスクが地震力により安全機能を損なうかどうかをその設置される位置のいかんにかかわらず判断するために用いる合理的な地震力として原子力規制委員会が別に定めるもの</p> <p>二 基準地震動による地震力</p> <p>7 兼用キャスクは、地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>		<p>適合対象外 (検討対象施設として、兼用キャスク貯蔵施設はないため)</p>

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解釈 別記 2	備考
<p>第 4 条（地震による損傷の防止）</p> <p>1 第 4 条第 1 項に規定する「地震力に十分に耐える」とは、ある地震力に対して施設全体としておおむね弾性範囲の設計がなされることをいう。この場合、上記の「弾性範囲の設計」とは、施設を弾性体とみなして応力解析を行い、施設各部の応力を許容限界以下にとどめることをいう。また、この場合、上記の「許容限界」とは、必ずしも厳密な弾性限界ではなく、局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲にとどまり得ることをいう。</p>	<p>適合対象</p> <p>(2.2 及び 2.3 に設計方針等を示す)</p>
<p>2 第 4 条第 2 項に規定する「地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設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」とは、地震により発生するおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失（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。）をいう。設計基準対象施設は、耐震重要度に応じて、次に掲げるクラスへの分類（以下「耐震重要度分類」という。）をするものとする。</p> <p>一 S クラス</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をいい、少なくとも次の施設は S クラスとすること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系</li> <li>・ 使用済燃料を貯蔵するための施設</li> </ul>	<p>適合対象</p> <p>(2.1 に設計方針等を示す)</p>

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解釈 別記 2	備考
<ul style="list-style-type: none"> <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>・津波防護機能を有する施設（以下「津波防護施設」という。）及び浸水防止機能を有する設備（以下「浸水防止設備」という。）</li> <li>・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。）</li> </ul> <p>二 Bクラス</p> <p>安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設をいい、例えば、次の施設が挙げられる。</p> <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2条第2項第6号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。）</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>	

<p>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解釈 別記 2</p>	<p>備考</p>
<p>三 Cクラス</p> <p>Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設をいう。</p>	
<p>3 第4条第1項に規定する「地震力に十分に耐えること」を満たすために、耐震重要度分類の各クラスに属する設計基準対象施設の耐震設計に当たっては、以下の方針によること。</p>	<p>適合対象 (2.2 に設計方針等を示す)</p>
<p>一 Sクラス（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えること。</li> <li>・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に作用する荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせ、その結果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こと。</li> <li>・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまること。</li> </ul> <p>なお、「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、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作用する荷重及び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超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。</p>	<p>適合対象 (2.1 に設計方針等を示す)</p>
<p>二 Bクラス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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ること。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こと。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものとする。</li> </ul>	<p>適合対象外 (申請施設はSクラス又はCクラスであるため)</p>

<p>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解釈 別記 2</p>	<p>備考</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・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に作用する荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果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こと。</li> <li>・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまること。</li> </ul>	
<p>三 Cクラス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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ること。</li> <li>・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に作用する荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果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こと。</li> <li>・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまること。</li> </ul>	<p>適合対象 (2.1 に設計方針等 を示す)</p>
<p>4 第4条第2項に規定する「地震力」の「算定」に当たっては、以下に示す方法によること。</p> <p>一 弾性設計用地震動による地震力</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・弾性設計用地震動は、基準地震動（第4条第3項の「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」による地震動をいう。以下同じ。）との応答スペクトルの比率の値が、目安として0.5を下回らないような値で、工学的判断に基づいて設定すること。</li> <li>・弾性設計用地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定すること。また、地震力の算定に当たっては、建物・構築物と地盤との相互作用並びに建物・構築物及び地盤の非線形性を、必要に応じて考慮すること。</li> </ul>	<p>適合対象 (2.3 に設計方針等 を示す)</p>

<p>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解釈 別記 2</p>	<p>備考</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、十分な調査に基づく適切な解析条件を設定すること。</li> <li>・地震力の算定過程において建物・構築物の設置位置等で評価される入力地震動については、解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに、必要に応じて地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮すること。また、敷地における観測記録に基づくとともに、最新の科学的・技術的知見を踏まえて、その妥当性が示されていること。</li> </ul>	
<p>二 静的地震力</p> <p>①建物・構築物</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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こと。</li> </ul> <p style="margin-left: 40px;">Sクラス 3.0</p> <p style="margin-left: 40px;">Bクラス 1.5</p> <p style="margin-left: 40px;">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・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とすること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・また、建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力を上回ることの確認が必要であり、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、耐震重要度分類の各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以上とすること。この際、施設の重要度に応じた妥当な安全余裕を有していること。</li> <li>・Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定すること。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とすること。</li> </ul>	<p>適合対象</p> <p>(2.3に設計方針等 を示す)</p>

<p>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解釈 別記 2</p>	<p>備考</p>
<p>②機器・配管系</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐震重要度分類の各クラスの地震力は、上記①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、当該水平震度及び上記①の鉛直震度をそれぞれ 20% 増しとした震度から求めること。</li> <li>・なお、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させること。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とすること。</li> </ul> <p>なお、上記①及び②において標準せん断力係数 <math>C_0</math> 等を 0.2 以上としたことについては、発電用原子炉設置者に対し、個別の建物・構築物、機器・配管系の設計において、それぞれの重要度を適切に評価し、それぞれに対し適切な値を用いることにより、耐震性の高い施設の建設等を促すことを目的としている。耐震性向上の観点からどの施設に対してどの程度の割増係数を用いればよいかについては、設計又は建設に関わる者が一般産業施設及び公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定すること。</p>	
<p>5 第 4 条第 3 項に規定する「基準地震動」は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものとし、次の方針により策定すること。</p> <p>一 基準地震動は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定すること。</p> <p>上記の「解放基盤表面」とは、基準地震動を策定するために、基盤面上の表層及び構造物が無いものとして仮想的に設定する自由表面であって、著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な広がりを持って想定される基盤の表面をいう。ここでいう上記の「基盤」とは、おおむねせん断波速度 <math>V_s = 700 \text{ m/s}</math> 以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていないものとする。</p>	<p>適合対象外 (基準地震動の策定方針に係る要求であるため)</p>

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解釈 別記 2	備考
<p>             二 上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、敷地に大きな影響を与えると予想される地震（以下「検討用地震」という。）を複数選定し、選定した検討用地震ごとに、不確かさを考慮して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を、解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定すること。           </p> <p>             上記の「内陸地殻内地震」とは、陸のプレートの上部地殻地震発生層に生じる地震をいい、海岸のやや沖合で起こるものを含む。           </p> <p>             上記の「プレート間地震」とは、相接する二つのプレートの境界面で発生する地震をいう。           </p> <p>             上記の「海洋プレート内地震」とは、沈み込む（沈み込んだ）海洋プレート内部で発生する地震をいい、海溝軸付近又はそのやや沖合で発生する「沈み込む海洋プレート内の地震」又は海溝軸付近から陸側で発生する「沈み込んだ海洋プレート内の地震（スラブ内地震）」の2種類に分けられる。           </p> <p>             なお、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」については、次に示す方針により策定すること。           </p> <p>             ①内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、活断層の性質や地震発生状況を精査し、中・小・微小地震の分布、応力場、及び地震発生様式（プレートの形状・運動・相互作用を含む。）に関する既往の研究成果等を総合的に検討し、検討用地震を複数選定すること。           </p> <p>             ②内陸地殻内地震に関しては、次に示す事項を考慮すること。           </p> <p>             i) 震源として考慮する活断層の評価に当たっては、調査地域の地形・地質条件に応じ、既存文献の調査、変動地形学的調査、地質調査、地球物理学的調査等の特性を活かし、これらを適切に組み合わせた調査を実施した上で、その結果を総合的に評価し活断層の位置・形状・活動性等を明らかにすること。           </p>	



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解釈 別記 2	備考
<p>ii) 震源モデルの形状及び震源特性パラメータ等の評価に当たっては、孤立した短い活断層の扱いに留意するとともに、複数の活断層の連動を考慮すること。</p> <p>③プレート間地震及び海洋プレート内地震に関しては、国内のみならず世界で起きた大規模な地震を踏まえ、地震の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性を考慮した上で震源領域の設定を行うこと。</p> <p>④上記①で選定した検討用地震ごとに、下記 i) の応答スペクトルに基づく地震動評価及び ii) の断層モデルを用いた手法による地震動評価を実施して策定すること。なお、地震動評価に当たっては、敷地における地震観測記録を踏まえて、地震発生様式及び地震波の伝播経路等に応じた諸特性（その地域における特性を含む。）を十分に考慮すること。</p> <p>i) 応答スペクトルに基づく地震動評価</p> <p>検討用地震ごとに、適切な手法を用いて応答スペクトルを評価のうえ、それらを基に設計用応答スペクトルを設定し、これに対して、地震の規模及び震源距離等に基づき地震動の継続時間及び振幅包絡線の経時的変化等の地震動特性を適切に考慮して地震動評価を行うこと。</p> <p>ii) 断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価</p> <p>検討用地震ごとに、適切な手法を用いて震源特性パラメータを設定し、地震動評価を行うこと。</p> <p>⑤上記④の基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさ（震源断層の長さ、地震発生層の上端深さ・下端深さ、断層傾斜角、アスペリティの位置・大きさ、応力降下量、破壊開始点等の不確かさ、並びにそれらに係る考え方及び解釈の違いによる不確かさ）については、敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて考慮すること。</p> <p>⑥内陸地殻内地震について選定した検討用地震のうち、震源が敷地に極めて近い場合は、地表に変位を伴う断層全体を考慮した上で、震源モデル</p>	

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解釈 別記 2	備考
<p>             の形状及び位置の妥当性、敷地及びそこに設置する施設との位置関係並びに震源特性パラメータの設定の妥当性について詳細に検討するとともに、これらの検討結果を踏まえた評価手法の適用性に留意の上、上記⑤の各種の不確かさが地震動評価に与える影響をより詳細に評価し、震源の極近傍での地震動の特徴に係る最新の科学的・技術的知見を踏まえた上で、さらに十分な余裕を考慮して基準地震動を策定すること。           </p> <p>             ⑦検討用地震の選定や基準地震動の策定に当たって行う調査や評価は、最新の科学的・技術的知見を踏まえること。また、既往の資料等について、それらの充足度及び精度に対する十分な考慮を行い、参照すること。なお、既往の資料と異なる見解を採用した場合及び既往の評価と異なる結果を得た場合には、その根拠を明示すること。           </p> <p>             ⑧施設の構造が免震構造である場合は、やや長周期の地震応答が卓越するため、その周波数特性に着目して地震動評価を実施し、必要に応じて他の施設とは別に基準地震動を策定すること。           </p> <p>             三 上記の「震源を特定せず策定する地震動」は、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を基に、各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定すること。           </p> <p>             なお、上記の「震源を特定せず策定する地震動」については、次に示す方針により策定すること。           </p> <p>             ①上記の「震源を特定せず策定する地震動」の策定に当たっては、「全国共通に考慮すべき地震動」及び「地域性を考慮する地震動」の2種類を検討対象とすること。           </p> <p>             ②上記の「全国共通に考慮すべき地震動」の策定に当たっては、震源近傍における観測記録を基に得られた次の知見をすべて用いること。           </p> <ul style="list-style-type: none"> <li>             ・ 2004年北海道留萌支庁南部の地震において、防災科学技術研究所が運用する全国強震観測網の港町観測点における観測記録から推定した基盤地震動           </li> </ul>	

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解釈 別記 2

備考

- 震源近傍の多数の地震動記録に基づいて策定した地震基盤相当面（地震基盤からの地盤増幅率が小さく地震動としては地震基盤面と同等とみなすことができる地盤の解放面で、せん断波速度  $V_s = 2200 \text{ m/s}$  以上の地層をいう。）における標準的な応答スペクトル（以下「標準応答スペクトル」という。）として次の図に示すもの

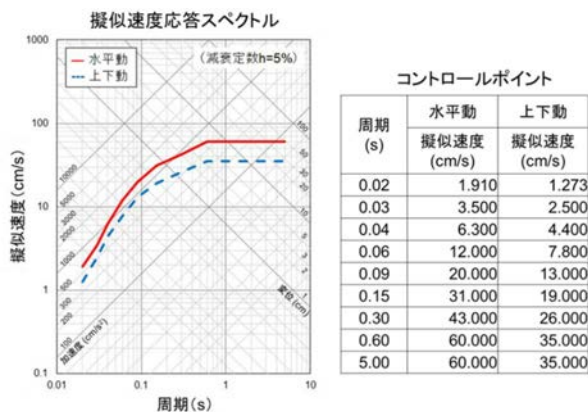


図 地震基盤相当面における標準応答スペクトル

- ③上記の「地域性を考慮する地震動」の検討の結果、この地震動を策定する場合にあっては、事前に活断層の存在が指摘されていなかった地域において発生し、地表付近に一部の痕跡が確認された地震について、震源近傍における観測記録を用いること。
- ④解放基盤表面までの地震波の伝播特性を必要に応じて応答スペクトルの設定に反映するとともに、設定された応答スペクトルに対して、地震動の継続時間及び経時的変化等の特性を適切に考慮すること。
- ⑤上記の「震源を特定せず策定する地震動」について策定された基準地震動の妥当性については、最新の科学的・技術的知見を踏まえて個別に確認すること。

四 基準地震動の策定に当たっての調査については、目的に応じた調査手法を選定するとともに、調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって、調査結果の信頼性と精度を確保すること。

また、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の地震動評価においては、適用する評価手法

<p>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解釈 別記 2</p>	<p>備考</p>
<p>に必要となる特性データに留意の上、地震波の伝播特性に係る次に示す事項を考慮すること。</p> <p>①敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性並びに地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。なお、評価の過程において、地下構造が成層かつ均質と認められる場合を除き、三次元的な地下構造により検討すること。</p> <p>②上記①の評価の実施に当たって必要な敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順と組合せて実施すること。</p> <p>なお、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」については、それぞれが対応する超過確率を参照し、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを把握すること。</p>	
<p>6 第4条第3項に規定する「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一 耐震重要施設のうち、二以外のもの</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。</li> <li>・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に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）につい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していること。</li> <li>・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わ</li> </ul>	<p>適合対象 (2.2に設計方針等 を示す)</p>

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 の解釈 別記 2	備考
<p>               せた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに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こと。また、動的機器等については、基準地震動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こと。例えば、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。             </p> <ul style="list-style-type: none"> <li>               ・免震構造を採用する場合は、免震装置は、基準地震動による地震力に対してその装置に要求される機能を保持すること。             </li> </ul> <p>               なお、上記の「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、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作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。             </p> <p>               二 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物             </p> <ul style="list-style-type: none"> <li>               ・基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能（津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能をいう。）が保持できること。             </li> <li>               ・津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能（津波防護機能及び浸水防止機能）を保持すること。             </li> <li>               ・浸水防止設備及び津波監視設備は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、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）を保持すること。             </li> </ul>	

<p>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解釈 別記 2</p>	<p>備考</p>
<p>・これらの荷重組合せに関しては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮すること。</p> <p>なお、上記の「終局耐力」とは、構造物に対する荷重を漸次増大した際、構造物の変形又は歪みが著しく増加する状態を構造物の終局状態と考え、この状態に至る限界の最大荷重負荷をいう。</p>	
<p>また、耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計すること。</p> <p>この波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示すとともに、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用すること。</p> <p>なお、上記の「耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわない」とは、少なくとも次に示す事項について、耐震重要施設の安全機能への影響がないことを確認すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響</li> <li>・耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響</li> <li>・建屋内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響</li> <li>・建屋外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響</li> </ul>	<p>適合対象</p> <p>(2.4 に設計方針等を示す)</p>
<p>7 第4条第3項に規定する「基準地震動による地震力」の算定に当たっては、以下に示す方法によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・基準地震動による地震力は、基準地震動を用いて、水平2方向（免震構造を採用する場合にあっては、水平2方向及び免震装置にとって最も厳しくなる方向）及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定すること。また、地震力の算定に当たっては、建物・構築物と地盤と</li> </ul>	<p>適合対象</p> <p>(2.3 に設計方針等を示す)</p>

<p>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解釈 別記 2</p>	<p>備考</p>
<p>の相互作用並びに建物・構築物及び地盤の非線形性を、必要に応じて考慮すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・基準地震動による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮の上、適切な解析法を選定するとともに、十分な調査に基づく適切な解析条件を設定すること。</li> <li>・地震力の算定過程において建物・構築物の設置位置等で評価される入力地震動については、解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに、必要に応じて地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮すること。また、敷地における観測記録に基づくとともに、最新の科学的・技術的知見を踏まえて、その妥当性が示されていること。</li> </ul>	
<p>8 第4条第4項は、耐震重要施設の周辺斜面について、基準地震動による地震力を作用させた安定解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認するとともに、崩壊のおそれがある場合には、当該部分の除去及び敷地内土木構造物による斜面の保持等の措置を講ずることにより、耐震重要施設に影響を及ぼすことがないようにすることをいう。</p> <p>また、安定解析に当たっては、次の方針によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>一 安定性の評価対象としては、重要な安全機能を有する設備が内包された建屋及び重要な安全機能を有する屋外設備等に影響を与えるおそれのある斜面とすること。</li> <li>二 地質・地盤の構造、地盤等級区分、液状化の可能性及び地下水の影響等を考慮して、すべり安全率等により評価すること。</li> <li>三 評価に用いる地盤モデル、地盤パラメータ及び地震力の設定等は、基礎地盤の支持性能の評価に準じて行うこと。特に地下水の影響に留意すること。</li> </ul>	<p>適合対象 (2.4に設計方針等 を示す)</p>

## 2. 適合のための設計方針等

「1. 要求事項」で適合対象とした各要求事項は、「耐震重要度分類」、「許容限界」、「地震力の算定方法」及び「波及的影響の評価」に大別される。これらの要求事項について、既許可における適合のための設計方針等を示すとともに、今回の設備改造時における適合のための設計方針等を以下に示す。

炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能、兼用キャスク貯蔵施設、基準地震動の策定方針等に関する要求事項については、今回の設備改造に関連しないため適合対象外とした。

### 2.1 耐震重要度分類

#### 既許可における設計方針等

既許可では、第1表に示すとおり設計基準対象施設が有する機能に応じて耐震重要度分類をSクラス、Bクラス又はCクラスに分類する方針としている。

【四条－参考1】

#### 設備改造時における設計方針等

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、第1表に示す「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」の機能を有するため、Sクラスとなる。また、二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）のバウンダリを形成しない常用換気系としての機能を有する原子炉棟換気系ダクト（以下「常用換気系としての原子炉棟換気系ダクト」という。）は、第1表に示すSクラス及びBクラスのいずれの機能にも該当しないため、Cクラスとなる。



今回の設備改造においては、設備の要求機能を変更するものではなく、耐震クラスについて変更は生じない。

したがって、既許可における耐震重要度分類の設定方針を踏まえたものであり、本項に適合する。

第1表 耐震重要度分類における機能別分類

耐震重要度分類	機能別分類
Sクラス	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系
	使用済燃料を貯蔵するための施設
	原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設
	原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設
	放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設であり、上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設
	津波防護機能を有する施設及び浸水防止機能を有する設備
	敷地における津波監視機能を有する設備
Bクラス	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
	放射性廃棄物を内蔵している施設
	放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設
	使用済燃料を冷却するための施設
	放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設
Cクラス	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をいう。

## 2.2 許容限界

### 既許可における設計方針等

既許可では、Sクラスの機器・配管系に適用する許容限界として、弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力又は静的地震力に対しては、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるように設定し、基準地震動 $S_s$ 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、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないように設定する方針としている。また、Cクラスの機器・配管系に適用する許容限界として、静的地震力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるように設定する方針としている。

【四条－参考2】

### 設備改造時における設計方針等

原子炉建屋原子炉棟のバウンダリを形成する原子炉棟換気系の隔離弁及びダクト並びに原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、Sクラスの機器・配管系に該当するため、既許可の設計方針に基づき、弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力又は静的地震力に対する許容限界は、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるように許容限界を設定する。また、基準地震動 $S_s$ による地震力については、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が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許容限界を設定する。また、常用換気系としての原子炉棟換気系ダクトは、Cクラスの機器・配管系に該当するため、既許可の設計方針に基づき、静的地震力に対する許容限界は、応答が全体的におおむね弾性状態にとどまるように許容限界を設定する。

したがって、既許可における許容限界の設定方針を踏まえたものであり、本項に適合する。

## 2.3 地震力の算定方法

### 既許可における設計方針等

既許可では、Sクラスの機器・配管系に適用する地震力は、静的地震力として地震層せん断力係数 $C_i$ 等より算定される地震力、動的地震力として弾性設計用地震動 $S_d$ 及び基準地震動 $S_s$ より算定される地震力より定める方針としている。また、Cクラスの機器・配管系に適用する地震力は、静的地震力として地震層せん断力係数 $C_i$ 等より算定される地震力より定める方針としている。

【四条—参考3】

### 設備改造時における設計方針等

二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）のバウンダリを形成する原子炉棟換気系隔離弁及びダクト並びに原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、Sクラスの機器・配管系に該当するため、耐震評価に適用する地震力は、静的地震力として地震層せん断力係数 $C_i$ 等より算定される地震力、動的地震力として弾性設計用地震動 $S_d$ 及び基準地震動 $S_s$ より算定する。また、常用換気系としての原子炉棟換気系ダクトは、Cクラスの機器・配管系に該当するため、耐震評価に適用する地震力は、静的地震力として地震層せん断力係数 $C_i$ 等より算定される地震力より算定する。

したがって、既許可における地震力の設定方針を踏まえたものであり、本項に適合する。

## 2.4 波及的影響の評価

### 既許可における設計方針等

既許可では、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、耐震重要施設の安全機能を損なわないように設計する方針としている。

また、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、耐震重要施設の周辺斜面が崩壊しないことを確認する方針としている。

【四条一参考4】

### 設備改造時における設計方針等

二次格納施設（原子炉建屋原子炉棟）のバウンダリを形成する原子炉棟換気系隔離弁及びダクト並びに原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器は、耐震重要施設であるため、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、安全機能を損なわないように設計する方針とする。また、耐震重要施設である原子炉建屋原子炉棟のバウンダリを形成する原子炉棟換気系隔離弁及びダクト並びに原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器の設計に用いる地震動又は地震力に対して、周辺斜面が崩壊しないことを確認する。加えて、耐震重要度分類の下位のクラスであるCクラスに属する常用換気系としての原子炉棟換気系ダクトの波及的影響によって、耐震重要施設の安全機能を損なわないよう設計する方針とする。

したがって、既許可における波及的影響の評価方針を踏まえたものであり、本項に適合する。

既許可 添付書類八 1.3 耐震設計 1.3.1 設計基準対象施設の耐震設計

また、重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物についても同様の設計方針とする。

- (7) Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。

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 $S_d$ に2分の1を乗じたものとする。なお、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し、Sクラス施設と同様に許容限界の範囲内に留まることを確認する。

- (8) Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。
- (9) 耐震重要施設は、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。
- (10) 設計基準対象施設の構造計画及び配置計画に際しては、地震の影響が低減されるように考慮する。

1.3.1.2 耐震重要度分類

設計基準対象施設の耐震重要度を、次のように分類する。

- (1) Sクラスの施設

地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要

な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設，並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって，その影響が大きいものであり，次の施設を含む。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系
- ・使用済燃料を貯蔵するための施設
- ・原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設，及び原子炉の停止状態を維持するための施設
- ・原子炉停止後，炉心から崩壊熱を除去するための施設
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後，炉心から崩壊熱を除去するための施設
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に，圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設
- ・放射性物質の放出を伴うような事故の際に，その外部放散を抑制するための施設であり，上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設
- ・津波防護施設及び浸水防止設備
- ・津波監視設備

(2) 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。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて，1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設
- ・放射性廃棄物を内蔵している施設（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 2 条第 2 項第 6 号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く)

- ・放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で，その破損により，公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設
- ・使用済燃料を冷却するための施設
- ・放射性物質の放出を伴うような場合に，その外部放散を抑制するための施設で，Sクラスに属さない施設

(3) 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 1.3-1 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。

1.3.1.3 地震力の算定方法

設計基準対象施設の耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。

(1) 静的地震力

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 $C_1$ 及び震度に基づき算定する。

a. 建物・構築物

水平地震力は，地震層せん断力係数 $C_1$ に，次に示す施設の耐震重要

第 1.3-1 表 耐震重要度分類表 (抜粋)

耐震重要度分類	機能別分類	主要設備(注1)		補助設備(注2)		直接支持構造物(注3)		間接支持構造物(注4)		波及的影響を考慮すべき施設(注5)	
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	検討用地震動(注6)
Sクラス	(vi) 原子炉冷却材圧力バウダングラフに属する配管・弁	原子炉格納容器 原子炉格納容器バウダングラフに属する配管・弁	S S	隔離弁を閉とするために必要な電気計装設備	S	機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	原子炉建屋	原子炉ウエル用遮蔽プロック タービン建屋 廃棄物処理建屋 その他	S S S S	
	(vii) 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設備であり、(vi)以外の施設	残留熱除去系(格納容器スプレッド冷却モジュール)運転に必要な設備 可燃性ガス濃度制御装置 原子炉建屋原子炉棟非常用ガス処理系 非常用ガス処理系 原子炉格納容器圧力低減装置(ダイヤフラム・フロア、ベント管) 冷却水源としてのサプレッション・チェンバ	S S S S S S S	残留熱除去系海水系 非常用電源及び計装設備(非常用ディーゼル発電機及びその冷却系・補助施設を含む) 当該施設の機能維持に必要な空調設備	S S S	機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S S S S	原子炉建屋 原子炉本体の基礎(注7) 海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物 排気筒 ディーゼル発電機の燃料油系を支持する構造物	タービン建屋 廃棄物処理建屋 その他	S S S S	
	(viii) 津波防護機能を有する設備及び浸水防止機能を有する設備	防潮堤 防潮堤 放水路ゲート 構内排水路逆流防止設備 貯留堰 浸水防止蓋 貫通部止水処置	S S S S S S	非常用電源及び計装設備(非常用ディーゼル発電機及びその冷却系・補助施設を含む)	S	機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	原子炉建屋 当該の屋外設備を支持する構造物 ディーゼル発電機の燃料油系を支持する構造物	タービン建屋 廃棄物処理建屋 その他	S S S S	
	(ix) 敷地における津波監視機能を有する施設	取水ピット水位計 潮位計 津波・構内監視カメラ	S S S	非常用電源及び計装設備(非常用ディーゼル発電機及びその冷却系・補助施設を含む)	S	機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	原子炉建屋 当該の屋外設備を支持する構造物 ディーゼル発電機の燃料油系を支持する構造物	タービン建屋 廃棄物処理建屋 その他	S S S S	
	(x) その他	ほう酸水注入系(注8) 圧力容器内部構造物(注9)	S S	非常用電源及び計装設備(非常用ディーゼル発電機及びその冷却系・補助施設を含む)	S	機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	原子炉建屋 原子炉本体の基礎 ディーゼル発電機の燃料油系を支持する構造物	タービン建屋 廃棄物処理建屋 その他	S S S S	

(つづき)



(つづき)

耐震重要度 分類	機能別分類	主要設備(注1)		補助設備(注2)		直接支持構造物(注3)		間接支持構造物(注4)	
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	検討用 地震動 (注6)
Cクラス	(iii) 原子炉施設ではあるが、放射線安全に関係しない施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>循環水系</li> <li>タービン補機冷却系</li> <li>所内ボイラ及び所内蒸気系</li> <li>消火系</li> <li>主蒸電機・変圧器</li> <li>空調設備</li> <li>タービン建屋クレーン</li> <li>所内用空気系及び計器用空気系</li> <li>その他</li> </ul>	C	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器・配管、電気計装設備等の支持構造物</li> </ul>	C	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋</li> <li>タービン建屋</li> <li>廃棄物処理建屋</li> <li>その他</li> </ul>	S <sub>C</sub> S <sub>C</sub> S <sub>C</sub> S <sub>C</sub>	

(注1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。

(注2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。

(注3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物、若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。

(注4) 間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)をいう。

(注5) 波及的影響を考慮すべき施設とは、下位の耐震クラスに属する施設の破損によって上位クラスに属する施設に波及的影響を及ぼすおそれのある施設をいう。また、その他の施設として「1.3.1.5 設計における留意事項」での検討を踏まえた施設も適用範囲とする。

(注6) S<sub>S</sub> : 基準地震動S<sub>S</sub>により定まる地震力

S<sub>d</sub> : 弾性設計用地震動S<sub>d</sub>により定まる地震力

S<sub>B</sub> : 耐震Bクラス施設に適用される地震力

S<sub>C</sub> : 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力

(注7) 原子炉本体の基礎の一部は、間接支持構造物の機能に加えてドライウエルとサブプレッション・チェンバとの圧力境界となる機能を有する。

(注8) ほう酸水注入系は、安全機能の重要度を考慮して、S<sub>C</sub>クラスに準ずる。

(注9) 压力容器内部構造物は、炉内にあることの重要性からS<sub>C</sub>クラスに準ずる。

(注10) Bクラスではあるが、弾性設計用地震動S<sub>d</sub>に対して破損しないことの検討を行うものとする。

(注11) 地震により主蒸気逃がし安全弁排気管(以下「排気管」という。)がサブプレッション・チェンバ内の排気管が破損しないことを確認する。また、排気管がドライウエル内で破損とが出来ないため、基準地震動S<sub>S</sub>に対してサブプレッション・チェンバのプールの水中に導かれて凝縮するため、原子炉格納容器の内圧が有意に上昇することはないと考えられるが、基準地震動S<sub>S</sub>に対してドライウエル内の排気管が破損しないことを確認する。

既許可 添付書類八 1.3 耐震設計 1.3.1 設計基準対象施設の耐震設計

1.3.1.4 荷重の組合せと許容限界 (4) 許容限界

(d) 建物・構築物の保有水平耐力 ((e)及び(f)に記載のものを除く。)

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ことを確認する。

(e) 屋外重要土木構造物

i) 静的地震力との組合せに対する許容限界

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。

ii) 基準地震動  $S_s$ による地震力との組合せに対する許容限界

構造部材のうち、鉄筋コンクリートの曲げについては限界層間変形角、終局曲率又は許容応力度、せん断についてはせん断耐力又は許容せん断応力度を許容限界とする。構造部材のうち、鋼材の曲げについては終局曲率又は許容応力度、せん断についてはせん断耐力又は許容せん断応力度を許容限界とする。

なお、限界層間変形角、終局曲率及びせん断耐力に対しては妥当な安全余裕を持たせた許容限界とし、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。

(f) その他の土木構造物

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。

b. 機器・配管系 (c. に記載のものを除く。)

(a) Sクラスの機器・配管系

i) 弾性設計用地震動  $S_d$ 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

応答が全体的におおむね弾性状態に留まることとする (評価項目

は応力等)。

ただし、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を構成する設備、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(a) ii)に示す許容限界を適用する。

ii) 基準地震動  $S_s$  による地震力との組合せに対する許容限界

塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、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。

また、地震時又は地震後に動的機能が要求される機器等については、基準地震動  $S_s$  による応答に対して、実証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。

(b) Bクラス及びCクラスの機器・配管系

応答が全体的におおむね弾性状態に留まることとする(評価項目は応力等)。

(c) チャンネル・ボックス

地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の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ることがないことを確認する。

c. 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物

津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物については、当該施設及び建物・構築物が構造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、その施設に要求される

既許可 添付書類八 1.3 耐震設計 1.3.1 設計基準対象施設の耐震設計

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 2 条第 2 項第 6 号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く)

- ・放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で，その破損により，公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設
- ・使用済燃料を冷却するための施設
- ・放射性物質の放出を伴うような場合に，その外部放散を抑制するための施設で，Sクラスに属さない施設

(3) 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 1.3-1 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。

1.3.1.3 地震力の算定方法

設計基準対象施設の耐震設計に用いる地震力の算定は以下の方法による。

(1) 静的地震力

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 $C_i$ 及び震度に基づき算定する。

a. 建物・構築物

水平地震力は，地震層せん断力係数 $C_i$ に，次に示す施設の耐震重要

度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。

Sクラス 3.0

Bクラス 1.5

Cクラス 1.0

ここで、地震層せん断力係数 $C_i$ は、標準せん断力係数 $C_0$ を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

また、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数 $C_i$ に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クラスともに1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数 $C_0$ は1.0以上とする。

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より算定するものとする。

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。

#### b. 機器・配管系

静的地震力は、上記a. に示す地震層せん断力係数 $C_i$ に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記a. の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めるものとする。

なお、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。

上記 a. 及び b. の標準せん断力係数  $C_0$  等の割増し係数の適用については、耐震性向上の観点から、一般産業施設、公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定する。

## (2) 動的地震力

動的地震力は、Sクラスの施設、屋外重要土木構造物及び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こととし、基準地震動  $S_s$  及び弾性設計用地震動  $S_d$  から定める入力地震動を入力として、動的解析により水平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。なお、構造特性から水平2方向及び鉛直方向の地震力の影響が考えられる施設、設備については、水平2方向及び鉛直方向の地震力の組合せに対して、許容限界の範囲内に留まることを確認する。

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  $S_d$  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。

屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物については、基準地震動  $S_s$  による地震力を適用する。

「添付書類六 3. 地震」に示す基準地震動  $S_s$  は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定し、年超過確率は、 $10^{-4} \sim 10^{-6}$  程度である。

また、弾性設計用地震動  $S_d$  は、基準地震動  $S_s$  との応答スペクトルの比率が目安として0.5を下回らないよう基準地震動  $S_s$  に係数0.5を乗じて設定する。ここで、係数0.5は工学的判断として、原子炉施設の安全機

既許可 添付書類八 1.3 耐震設計 1.3.1 設計基準対象施設の耐震設計

機能（津波防護機能及び浸水防止機能）が保持できることを確認する（評価項目はせん断ひずみ、応力等）。

浸水防止設備及び津波監視設備については、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）が保持できることを確認する。

d. 基礎地盤の支持性能

(a) Sクラスの建物・構築物及びSクラスの機器・配管系（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。）の基礎地盤

i) 弾性設計用地震動 $S_d$ 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

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。

ii) 基準地震動 $S_s$ による地震力との組合せに対する許容限界

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。

(b) 屋外重要土木構造物、津波防護施設及び浸水防止設備並びに浸水防止設備又は津波監視設備が設置された建物・構築物の基礎地盤

i) 基準地震動 $S_s$ による地震力との組合せに対する許容限界

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。

(c) Bクラス及びCクラスの建物・構築物、Bクラス及びCクラスの機器・配管系並びにその他の土木構造物の基礎地盤

上記(a) i)による許容支持力度を許容限界とする。

1.3.1.5 設計における留意事項

耐震重要施設は、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設（以下「下