

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 6)

令和 4 年 9 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
—	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
—	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6)
—	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

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】

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6)

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	本件工事に係る「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	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 	現場施工設計として検討してきた廃棄物処理設備の運用調整、他の安全性向上対策工事との工程調整事項が本来の変更理由と考えたため。
2022年8月末時点	二次格納施設バウンダリ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系統とし、1系統化する排気ラインのA系の運用を停止(撤去)し、B系を運用することに伴い、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。	運用調整・工程調整ではなく、安全性の観点からの変更理由とするべきと考えたため。

➢ ALCパネルの補強範囲の見直しについては、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（1／10）

- (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。(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)
- (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。
- (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 (2/10)

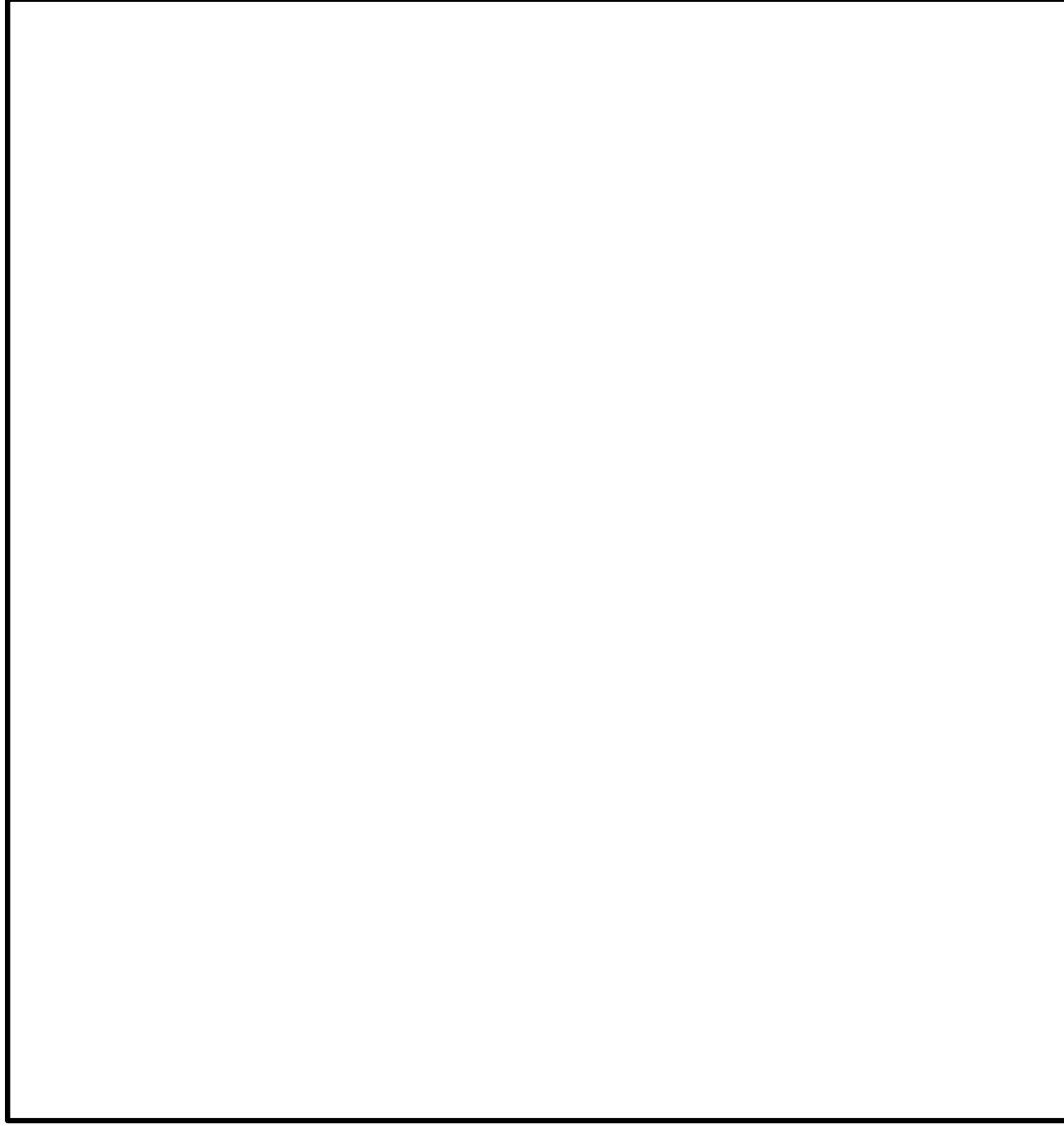


図1 二次格納施設バウンダリ

2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について (3/10)

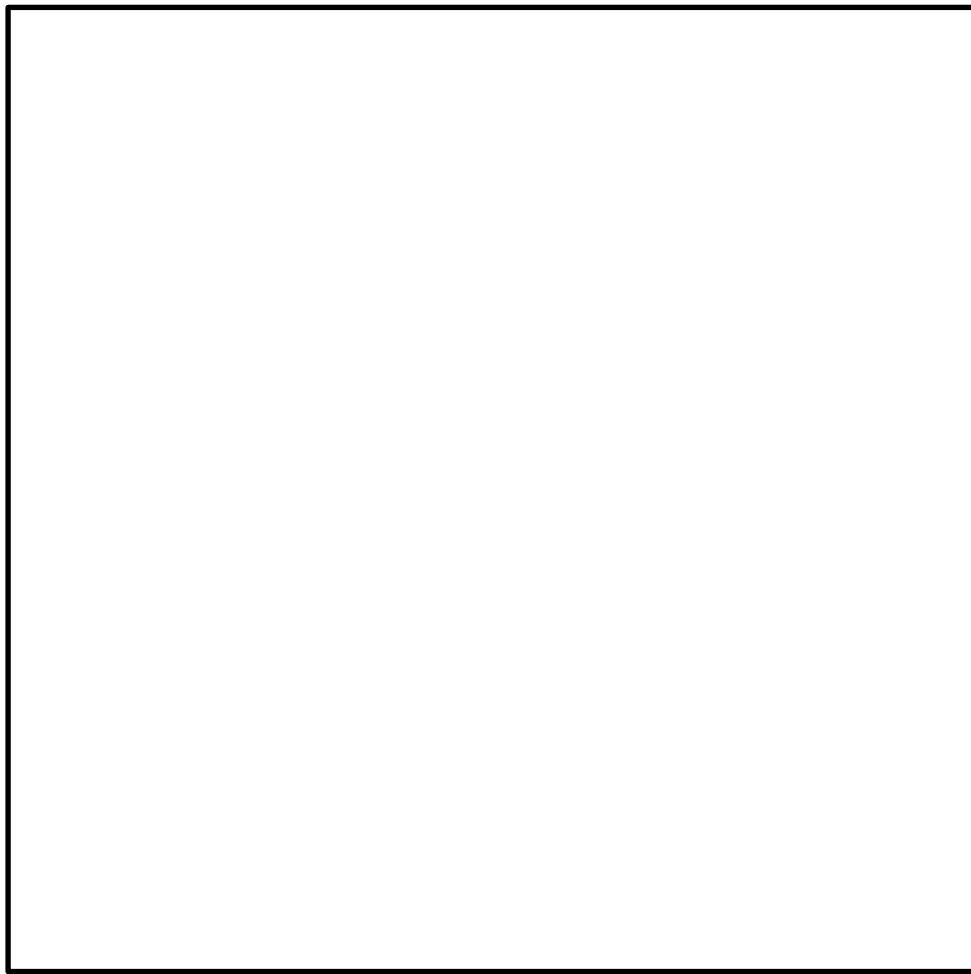
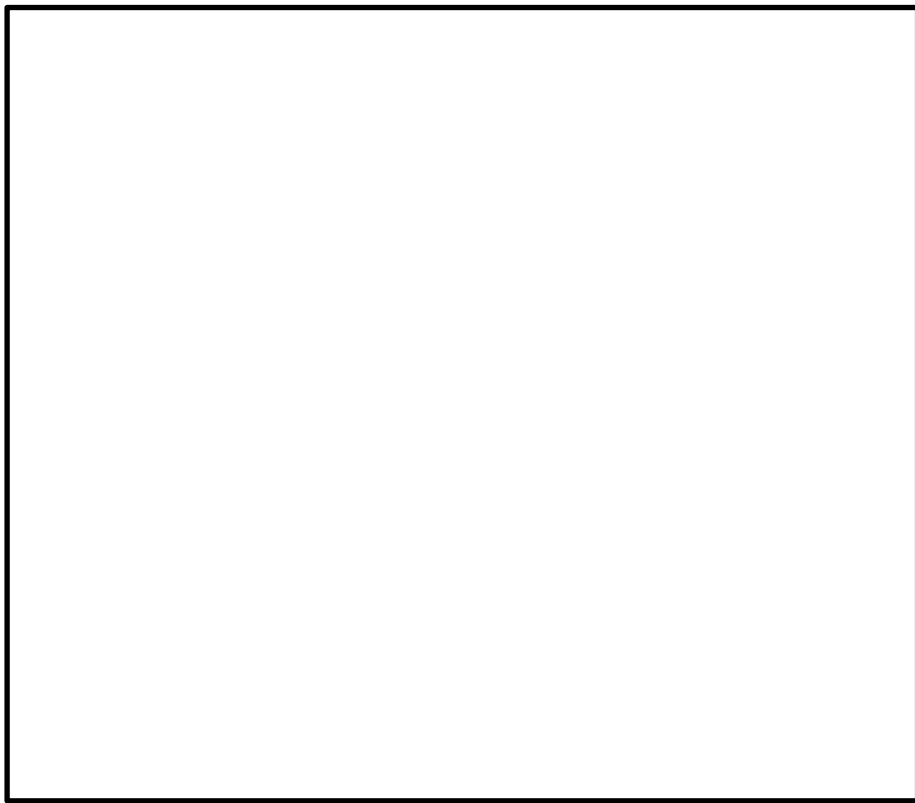


図2-1 二次格納施設バウンダリ
変更イメージ 平面図



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（4／10）

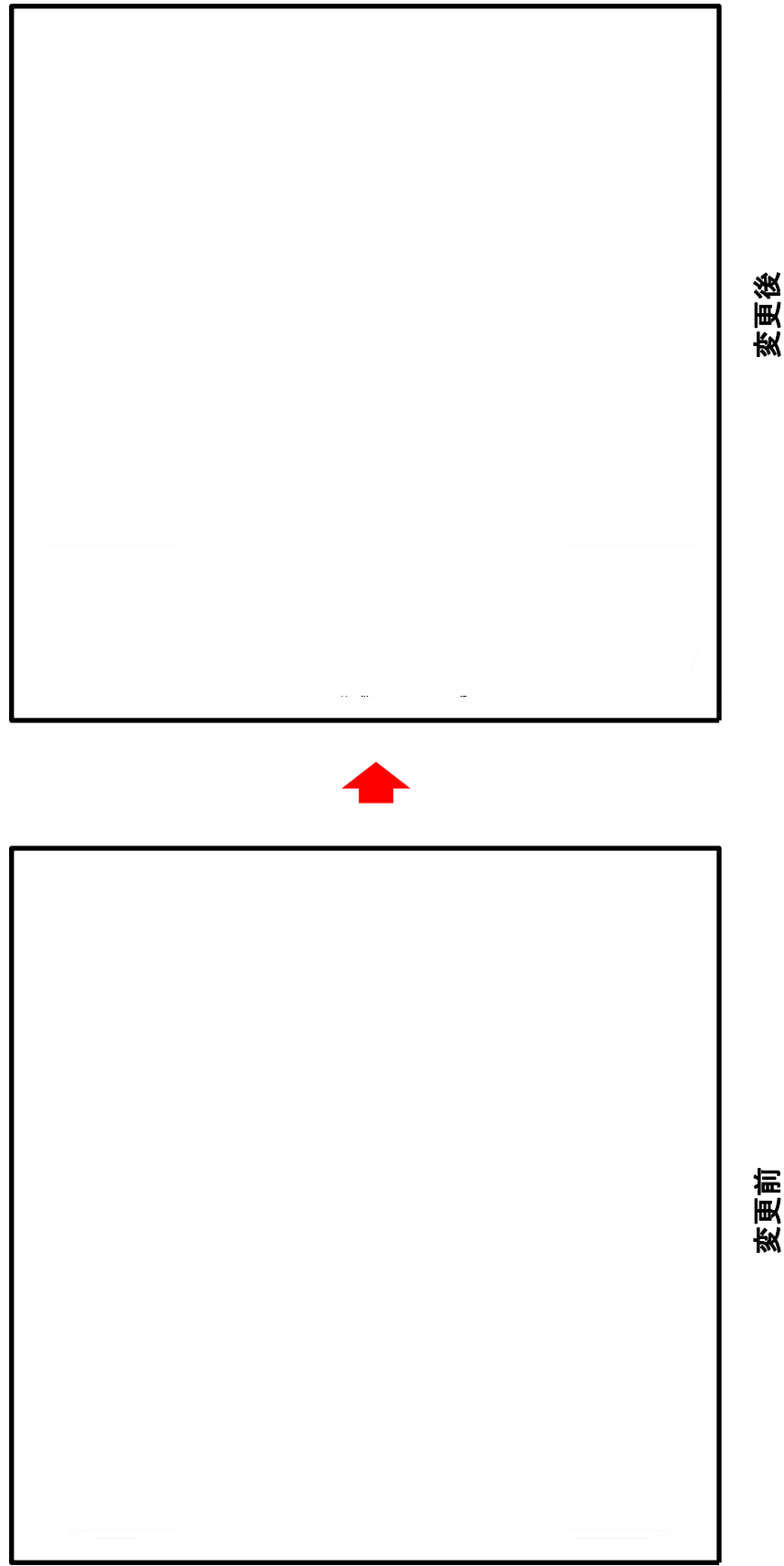
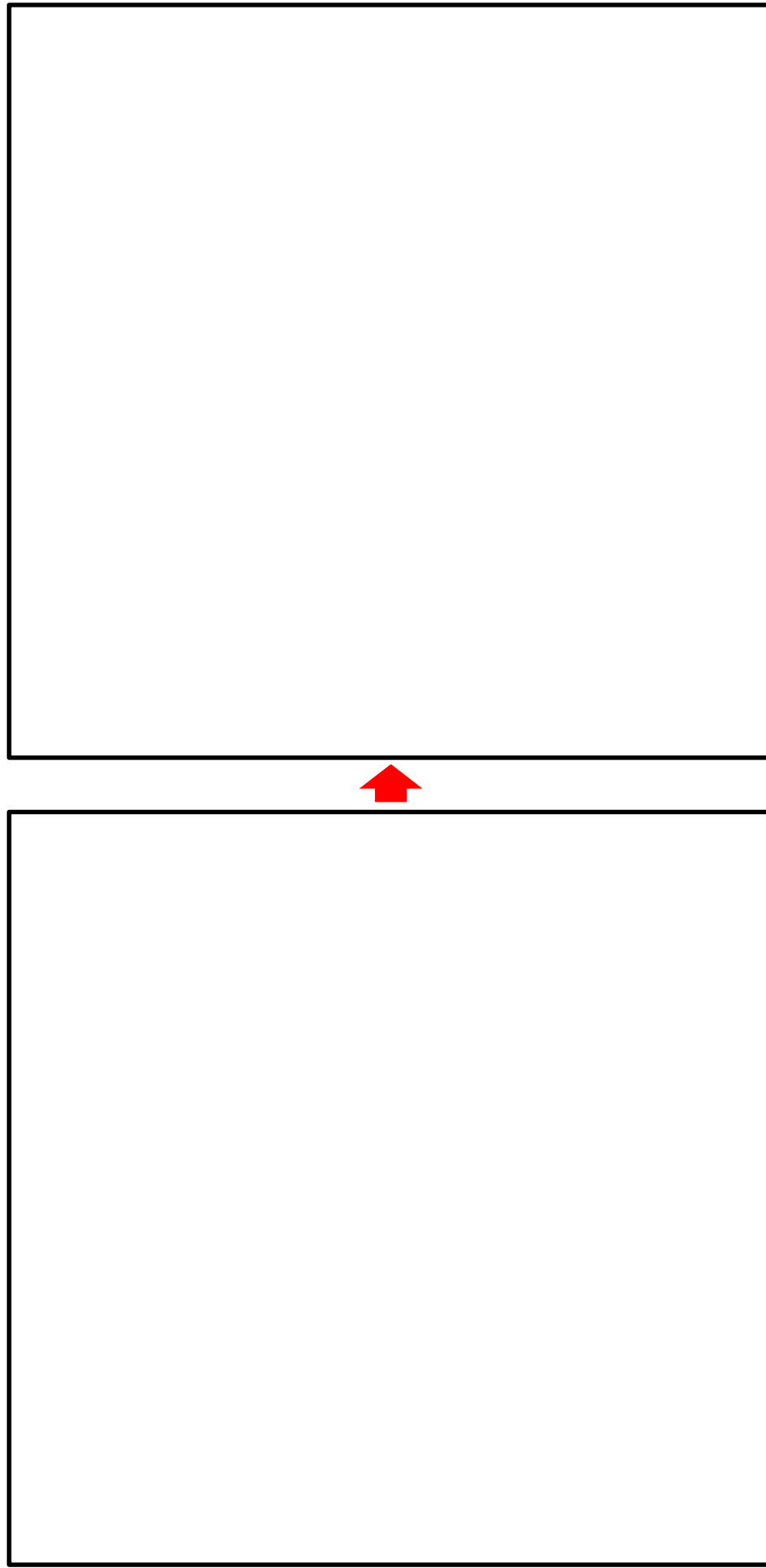


図2-3 二次格納施設バウンダリ
(給気隔離弁B系) 断面図

2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について (5/10)



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 (6/10)

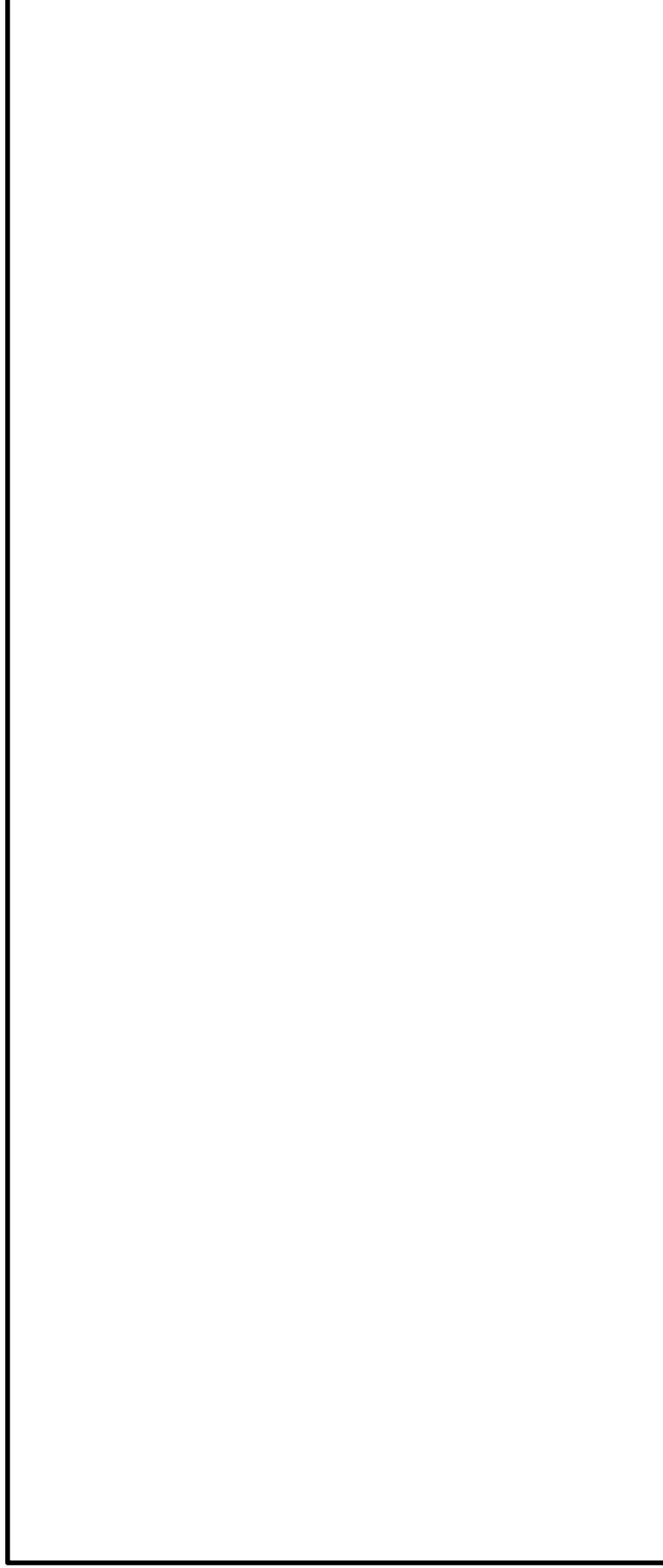


図3 原子炉建屋付属棟外観イメージ

2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について（7/10）

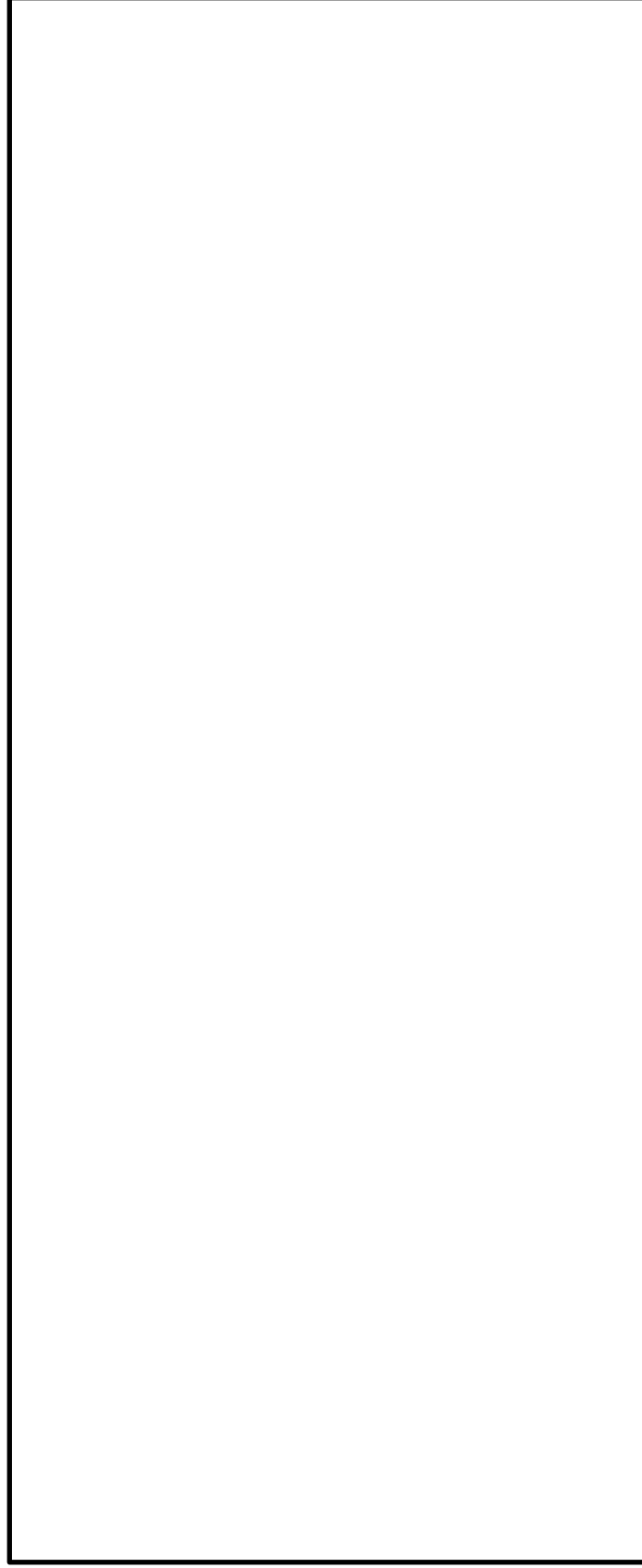


図4-1 原子炉棟換気系（給排気隔離弁・ダクト）改造イメージ

2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について (8/10)

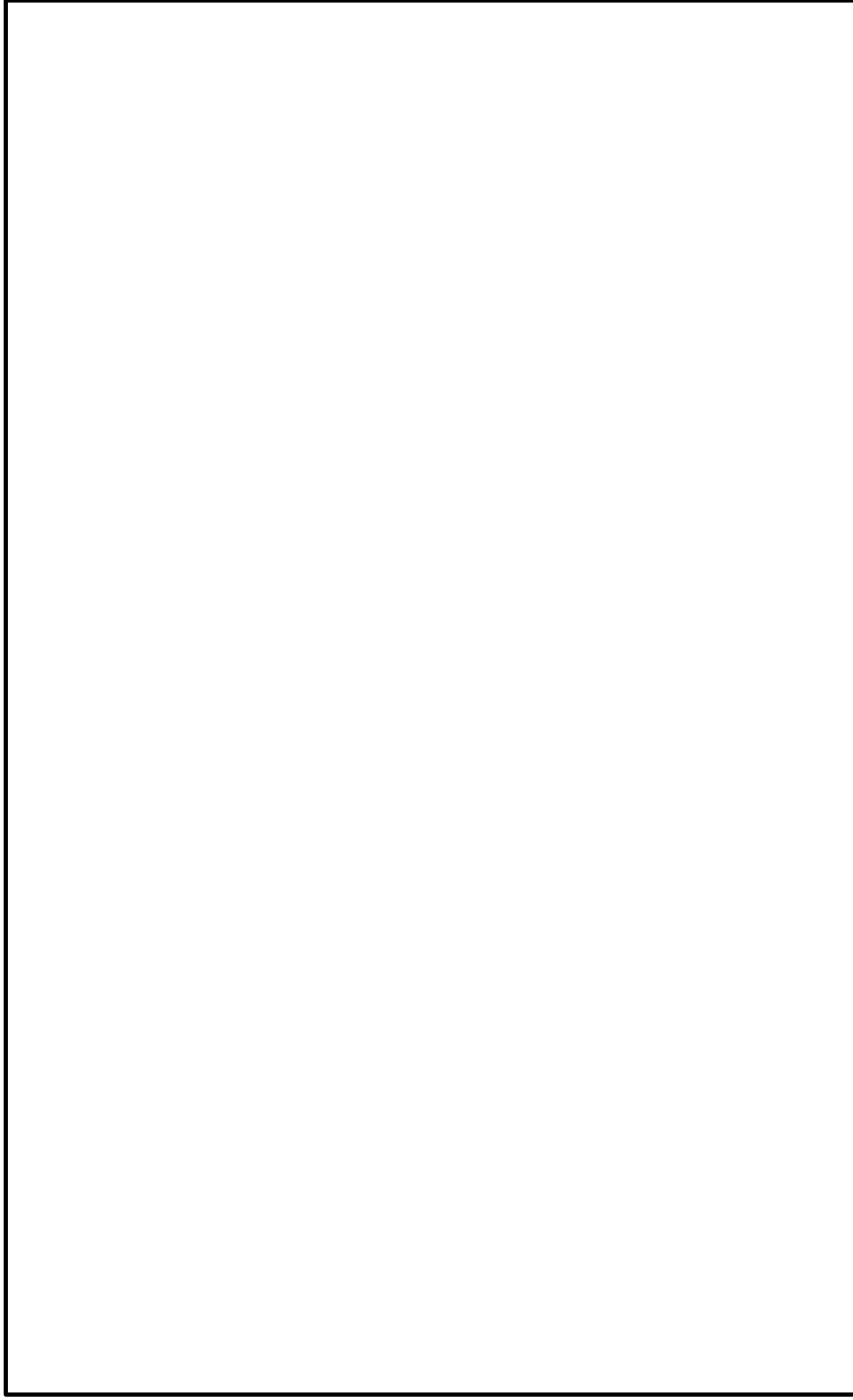


図4-2 原子炉棟換気系(給排気隔離弁・ダクト)改造後

2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について (9/10)

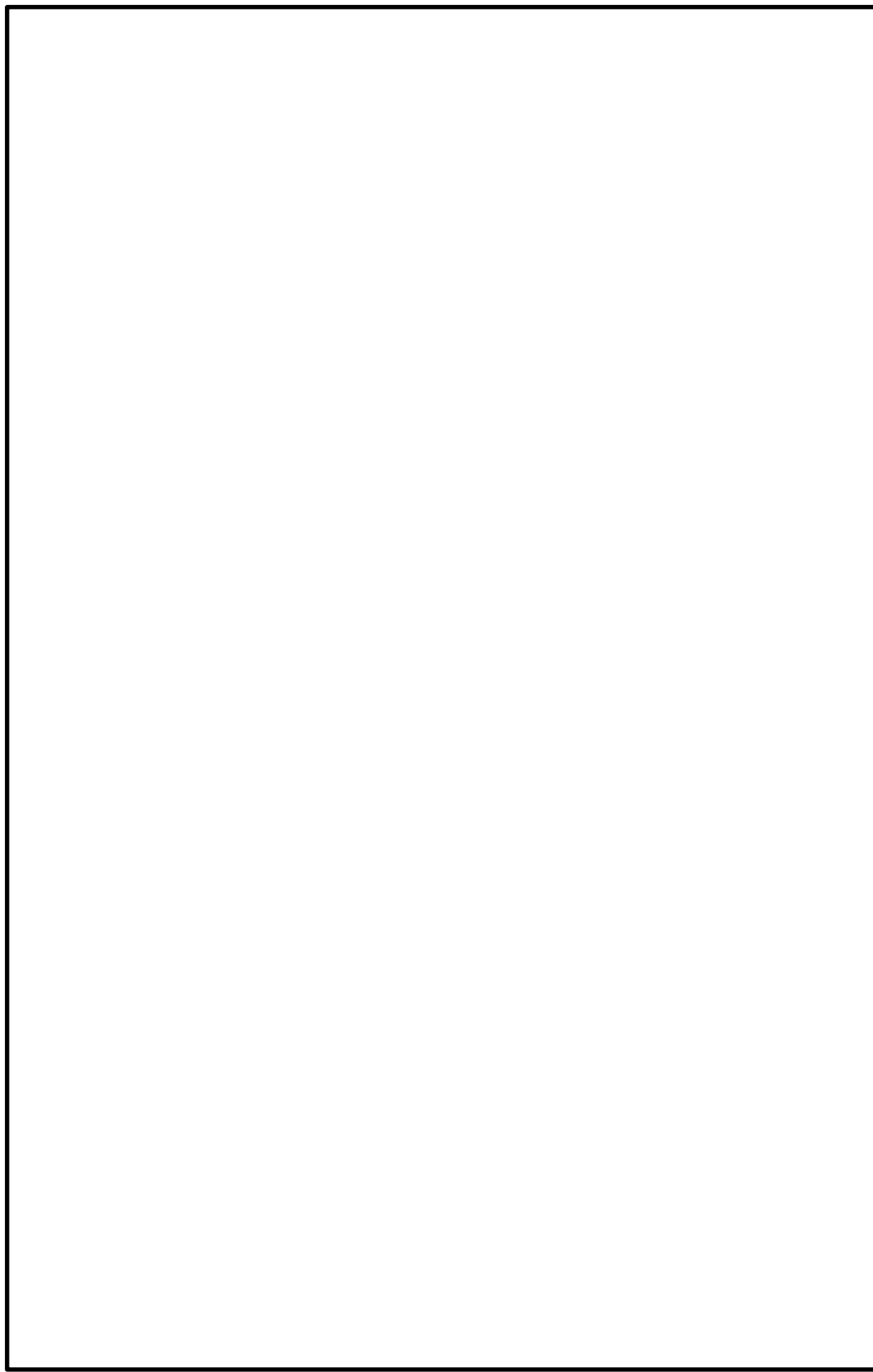


図4-3 原子炉棟換気系全体系統

2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について（10／10）

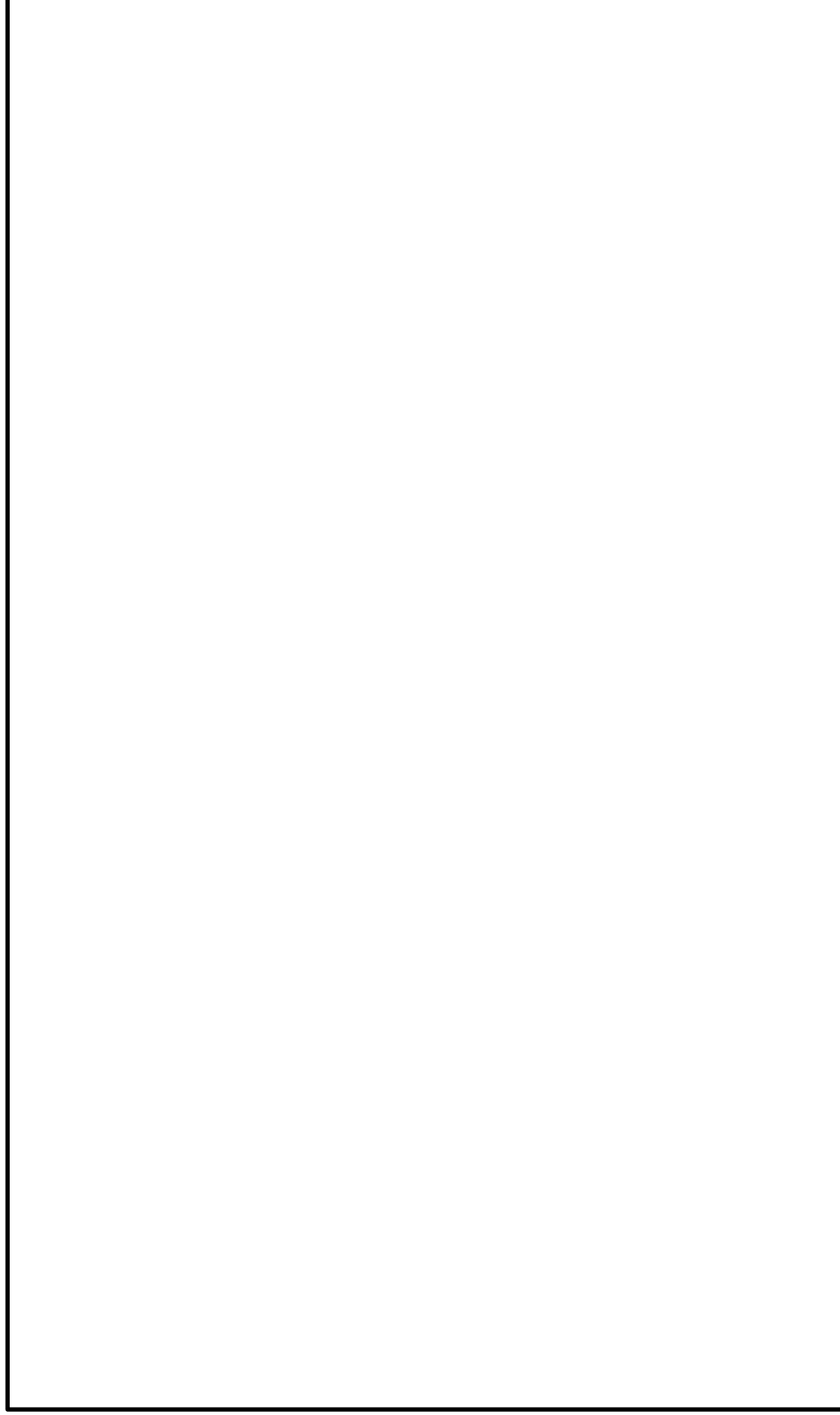


図4-4 原子炉建屋原子炉棟6階ダクト配置

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にてダクトの閉止措置を行い、また、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措置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にてダクトの閉止措置を行い、また、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措置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	工学的な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		

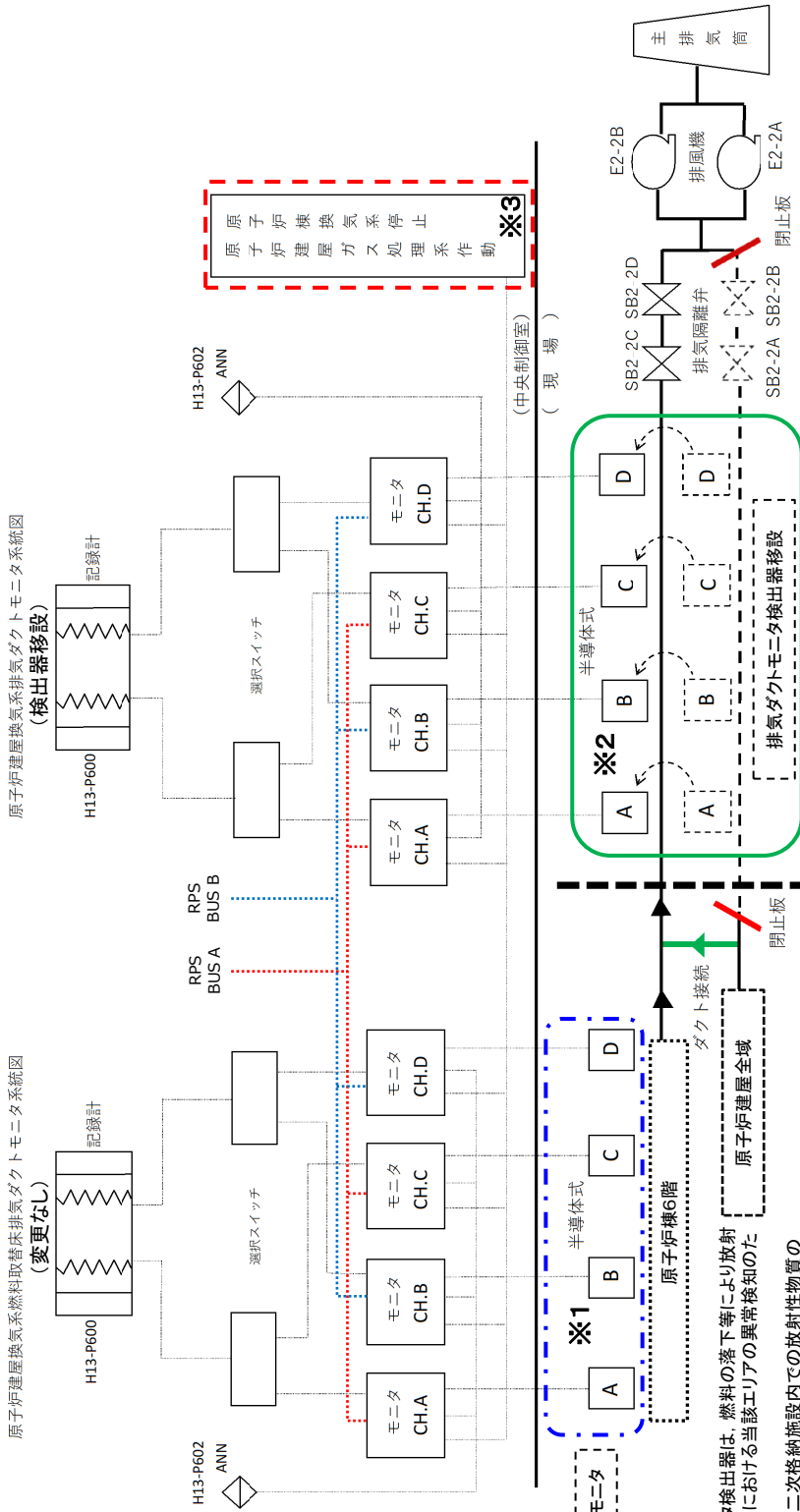
別紙1 原子炉棟換気系改造工事に伴う安全機能への影響について(4/6)

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。



二次格納施設バウンダリ変更による対策

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

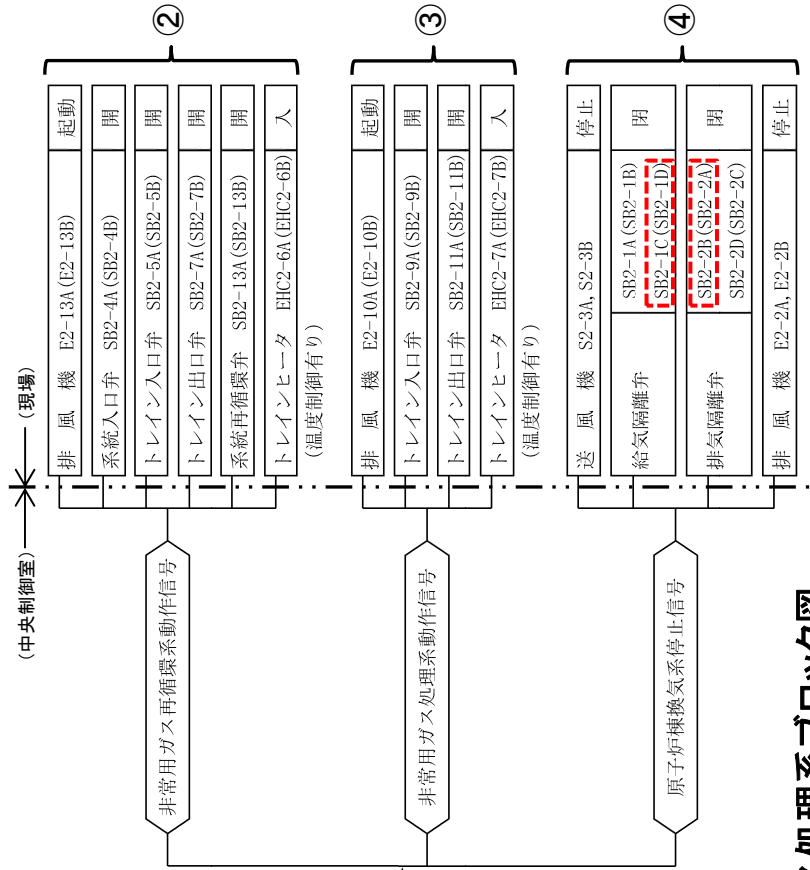
※1: 燃料取替床排気ダクトモニタ検出器は、燃料の落下等により放射性物質が放出された場合等における当該エリアの異常検知のために設置されている。
 ※2: 排気ダクトモニタ検出器は、二次格納施設内での放射性物質の漏えい等による異常検知のために、二次格納施設の壁を貫通したダクトの側面に設置されている。
 なお、※1、※2で示す取り付け状況は、別紙1(補足)参照。
 ※3: 原子炉建屋ガス処理系作動及び原子炉棟換気系停止機能の詳細は、次頁以降で確認する。

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(5/6)



2. 原子炉建屋ガス処理系作動機能への影響について

原子炉棟換気系の改造範囲は、図5-2(左上図)に示す①原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタ検出器の移設のみであり、原子炉建屋ガス処理系インターロック回路の変更はない。また、原子炉棟換気系給気・排気隔離弁の片系が運用停止(撤去)した場合においても、原子炉建屋ガス処理系の動作(図中②、③)並びに原子炉棟換気系停止信号(図中④)は独立して発信されるため、原子炉建屋ガス処理系の動作及び原子炉棟換気系の停止に影響を及ぼすことはない。



※本ブロック図は、A系ロジックリレー作動時(カコ内はB系)の各動作機器を示す。原子炉建屋ガス処理系作動時の系統状態は次頁参照。

図5-2 原子炉建屋ガス処理系ブロック図

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。

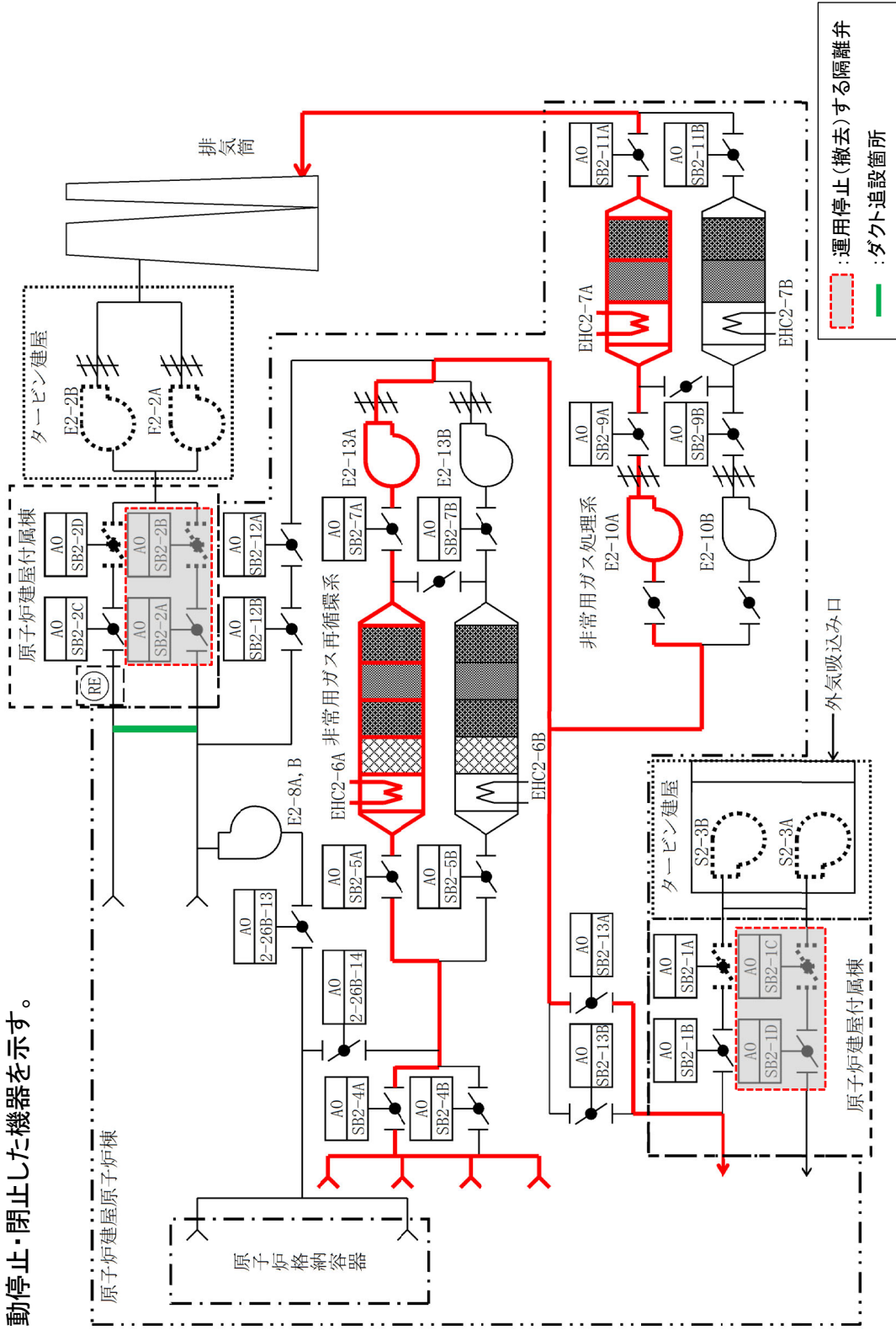


図5-3 原子炉建屋ガス処理系作動時の系統状態

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)

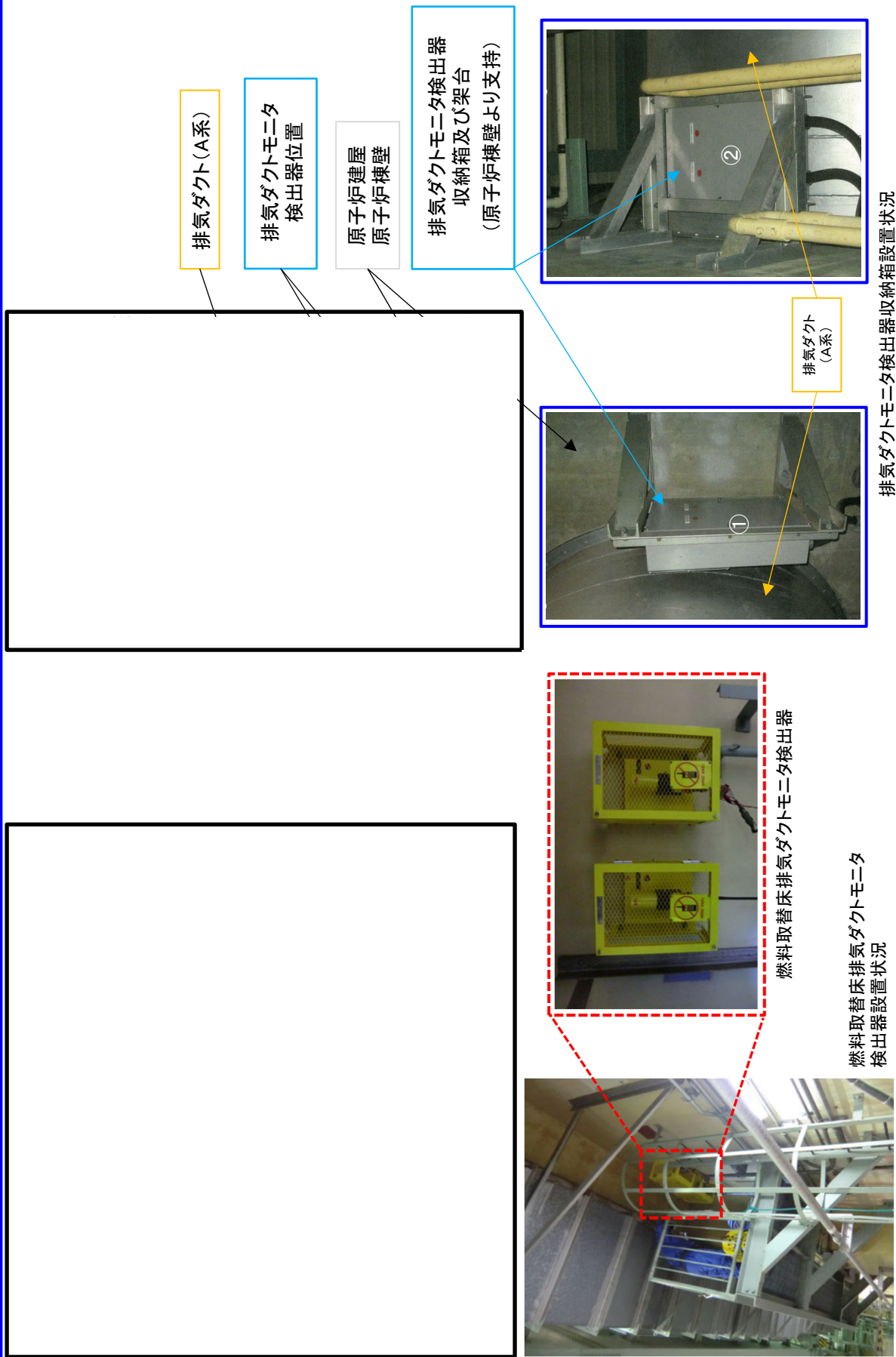


図5-4 原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタ検出器配置図

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ることはない。(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5参照)

別紙2 原子炉棟換気系改造による設置変更許可要件(2/2)

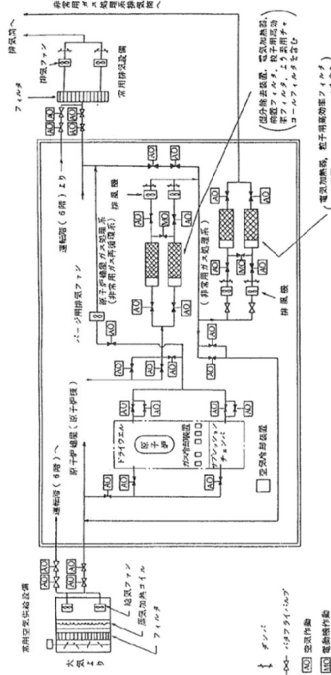
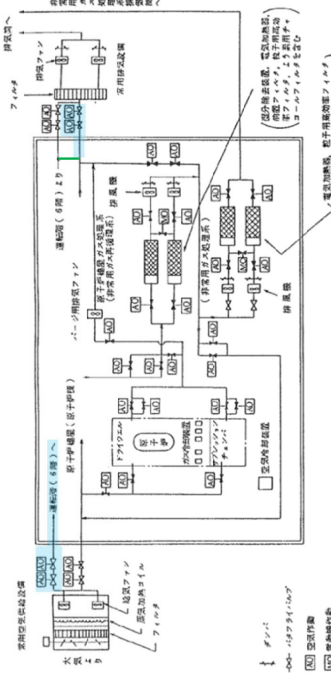
変更前	変更後	備考
<p>9.1.1.4.2.2 原子炉建屋の補助系 (1) 常用換気系及び空冷装置 原子炉建屋の常用換気系は、他の換気系とは独立になっており、空気供給系と排気系を備え、それぞれ100%容量のファン2台(1台は予備)を持っている。 <u>なお、燃料交換作業時には予備ファン1台を起動させ、原子炉建屋連転筒の換気量の増大を行うことができる。(1)</u> 空気供給には、ファンのほかフィルタ及び蒸気加熱コイルがあり、冬季原子炉建屋内温度を約10℃以上に保つ。また、差圧制御器があって、出口弁を調整し、原子炉建屋室内は、わずかに負圧に保たれている。排気系を出た排気空気は、排気筒から大気中へ放出される。 換気用の原子炉建屋入口及び出口ダクトには、それぞれ2系統を有し(2)、それぞれ2個の空気作動の隔離弁が有って、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(19.1.1.4.2.3 原子炉建屋ガス処理系)に切替わって放射性ガスの拡散を防ぐ。 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。</p>	<p>9.1.1.4.2.2 原子炉建屋の補助系 (1) 常用換気系及び空冷装置 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。 <u>(削除)</u> 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、原子炉建屋室内は、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口ダクトには、それぞれ2個の空気作動の隔離弁が有って、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(19.1.1.4.2.3 原子炉建屋ガス処理系)に切替わって放射性ガスの拡散を防ぐ。 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。</p>	<p>備考 ・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、燃料交換作業時の換気量増大を目的としたものではなく、常用設備の多重化を目的としたものである。 (1) 燃料取替時専用換気系は建設当初、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、燃料取替時専用換気系給気ダクトの運用を停止するため、記載を削除する。 (2) 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。</p>
 <p>第9.1-1-1図 原子炉建屋ガス処理系の構造概要図</p>	 <p>第9.1-1-1図 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^{*1}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

(非常用ディーゼル発電機計装, 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^{*2}又は誤不動作^{*3}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能高」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 ^{*4} 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27-2-2-4-3

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. ドライウエル圧力高	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 ^{*1}	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 ^{*2} 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 ^{*1}	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. ドライウエル圧力高	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 ^{*1}	運転 起動 高温停止 炉心変更時 ^{*2} 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 ^{*1}	運転 起動 高温停止 炉心変更時 ^{*2} 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^{*1}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ニージャは、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・燃料グループマニージャ及び機械グループマニ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・燃料グループマニージャ及び機械グループマニージャに通知する。通知を受けた炉心・燃料グループマニージャ及び機械グループマニージャは、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・燃料グループマニージャ及び機械グループマニージャは、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/cm²g, 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れ出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ボンベユニット (空気ボンベ)

(「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3,570m³/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17,000m³/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 ³ /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 ³ /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 μ 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 μ 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 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、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 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 γ 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 L O C A 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プ破損や漏えい等は、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) 高压溶融物放出／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) 高压溶融物放出／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, HLR-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(LOCA)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、LOCA時には、現実的な挙動を踏まえるとLOCA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「ドライウエル圧力高」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

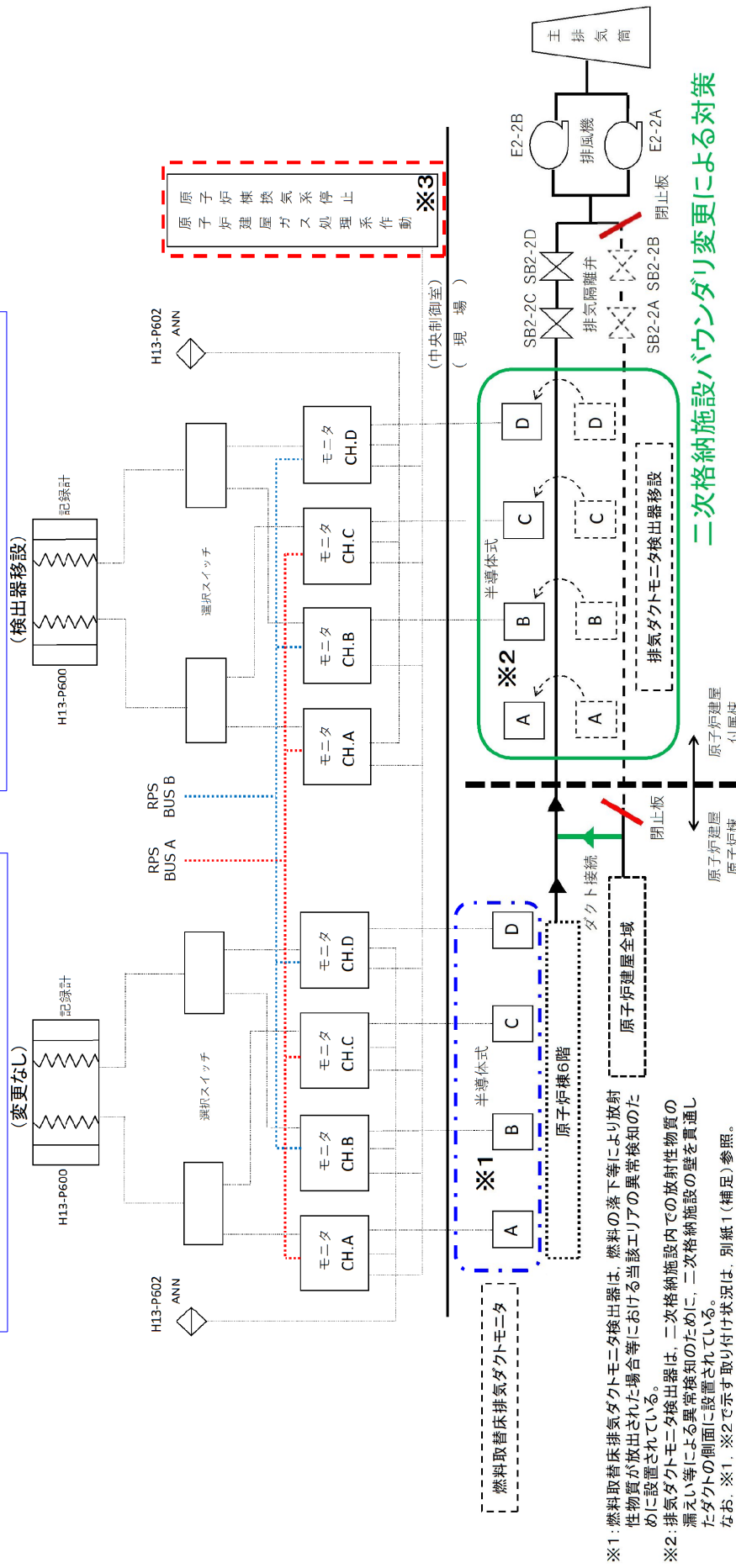
上記3.（2）のとおり、原子炉冷却材喪失の被ばく評価においては、原子炉建屋ガス処理系が、「原子炉建屋放射能高」信号に先立ち「ドライウエル圧力高」や「原子炉水位低」の信号により起動することを踏まえた評価としており、今回の設備改造において移設を行う検出器については被ばく評価の条件（原子炉

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

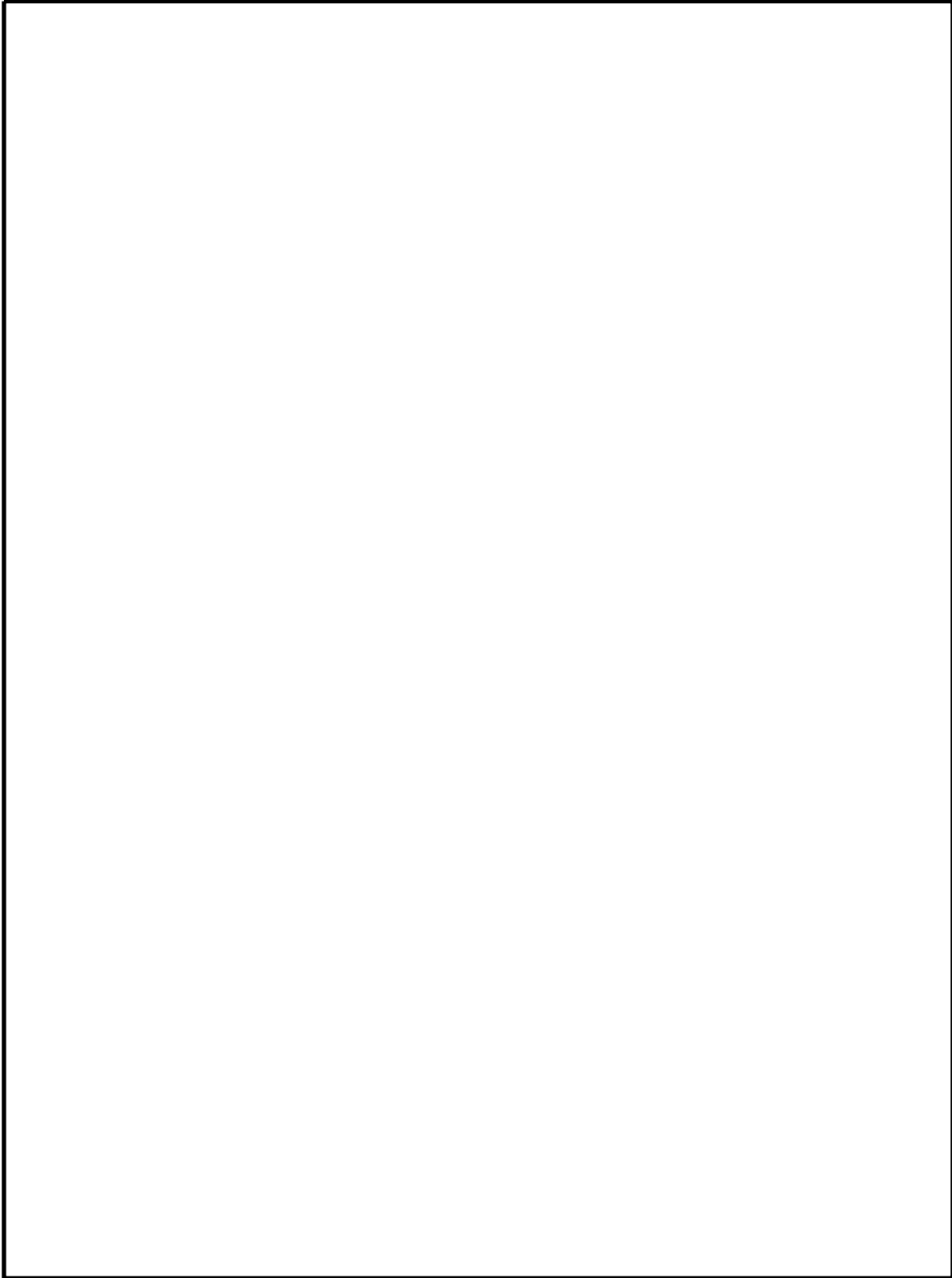


図 2 - 1 燃料取替床排気ダクトモニタ検出器の設置状況



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

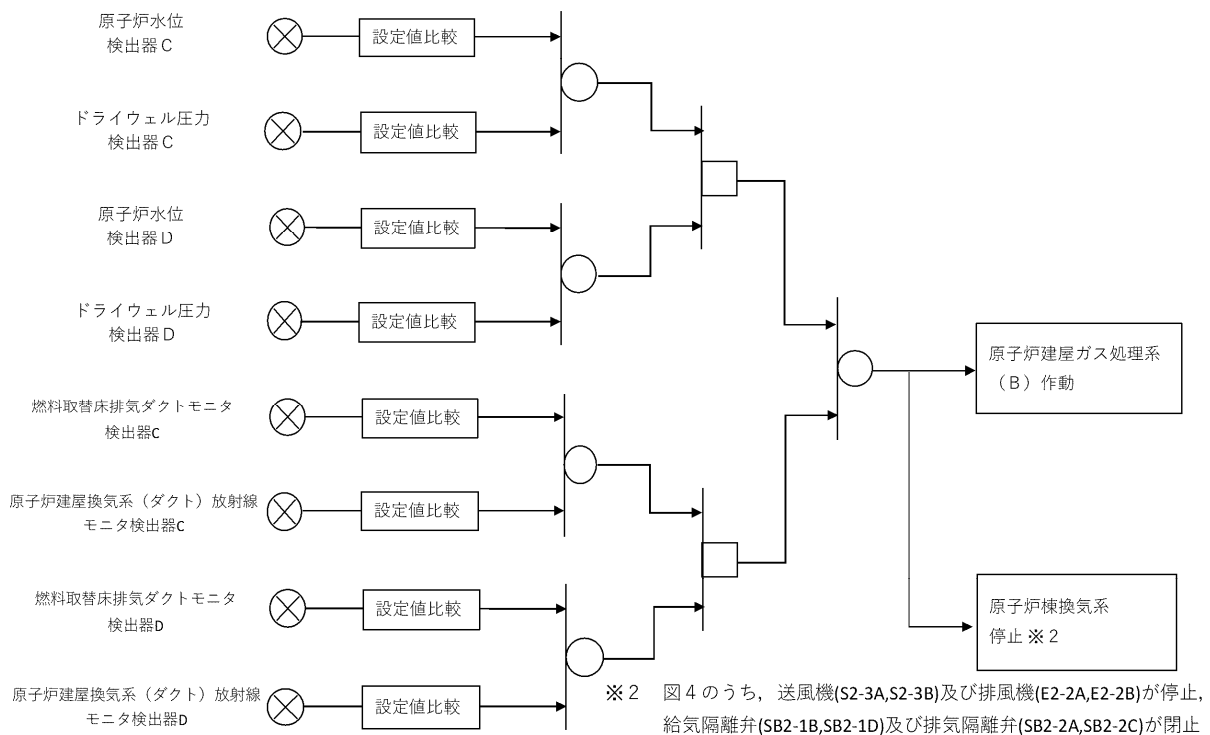
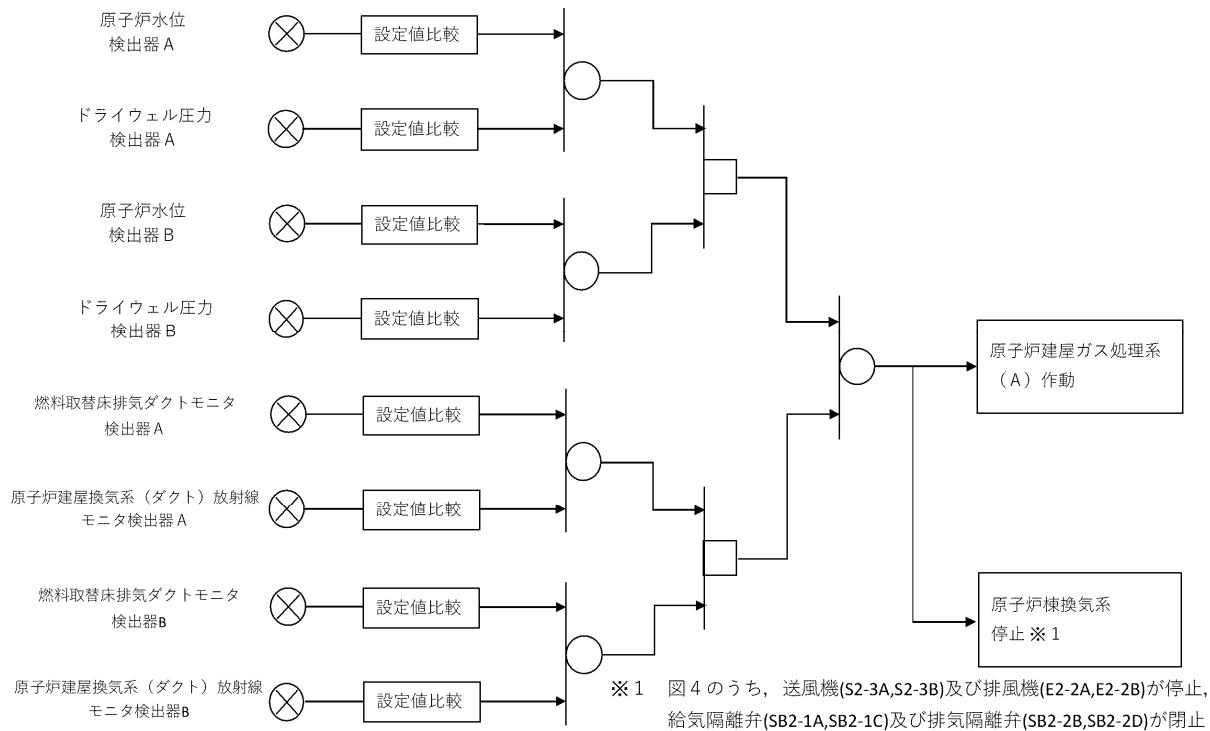
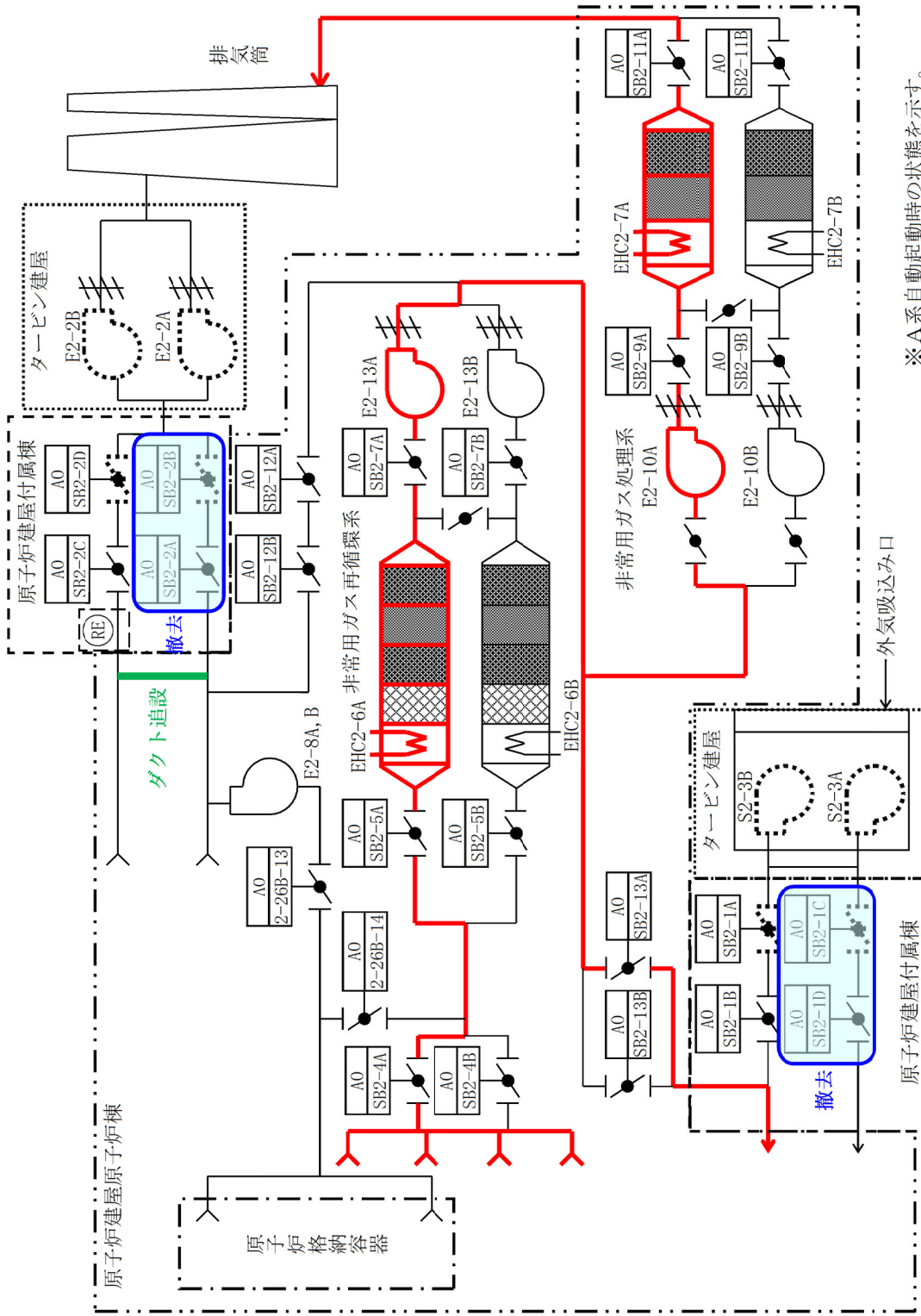


図3 原子炉建屋ガス処理系のインターロック回路構成図



※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】

の全放出量に乗じて求める。

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に乗じて求める。

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 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のある事象をいう。

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⁽¹⁷⁾⁽¹⁸⁾⁽³³⁾

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。

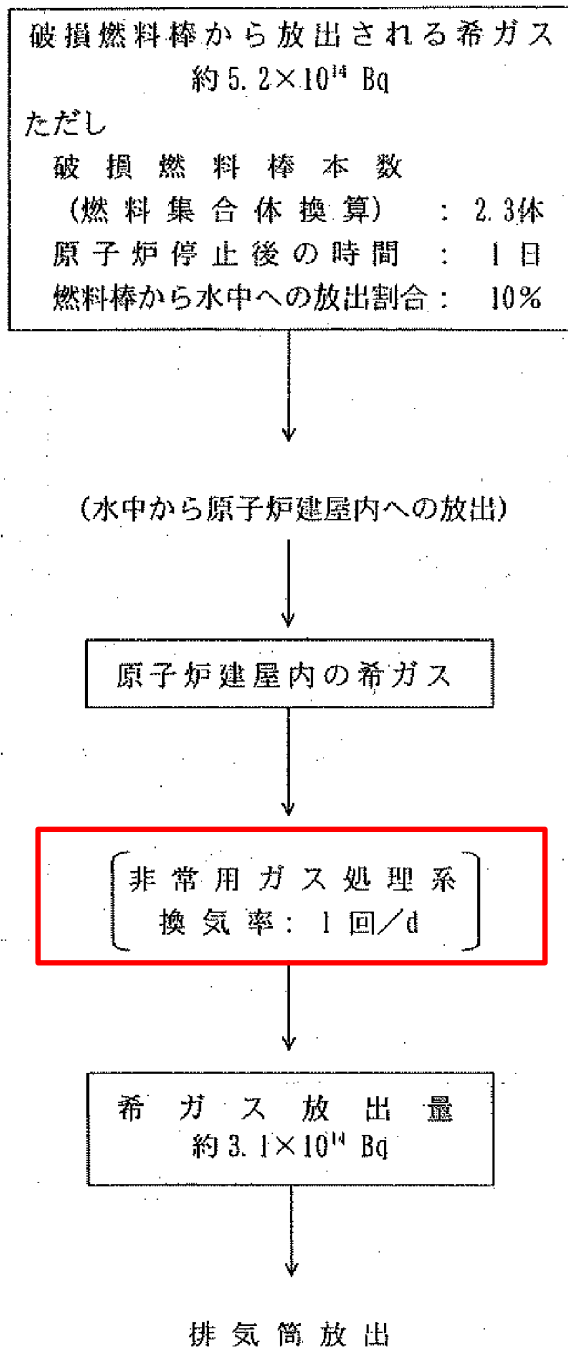
j. 原子炉建屋内に放出された核分裂生成物は原子炉建屋ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中に放出されるものとする。

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。

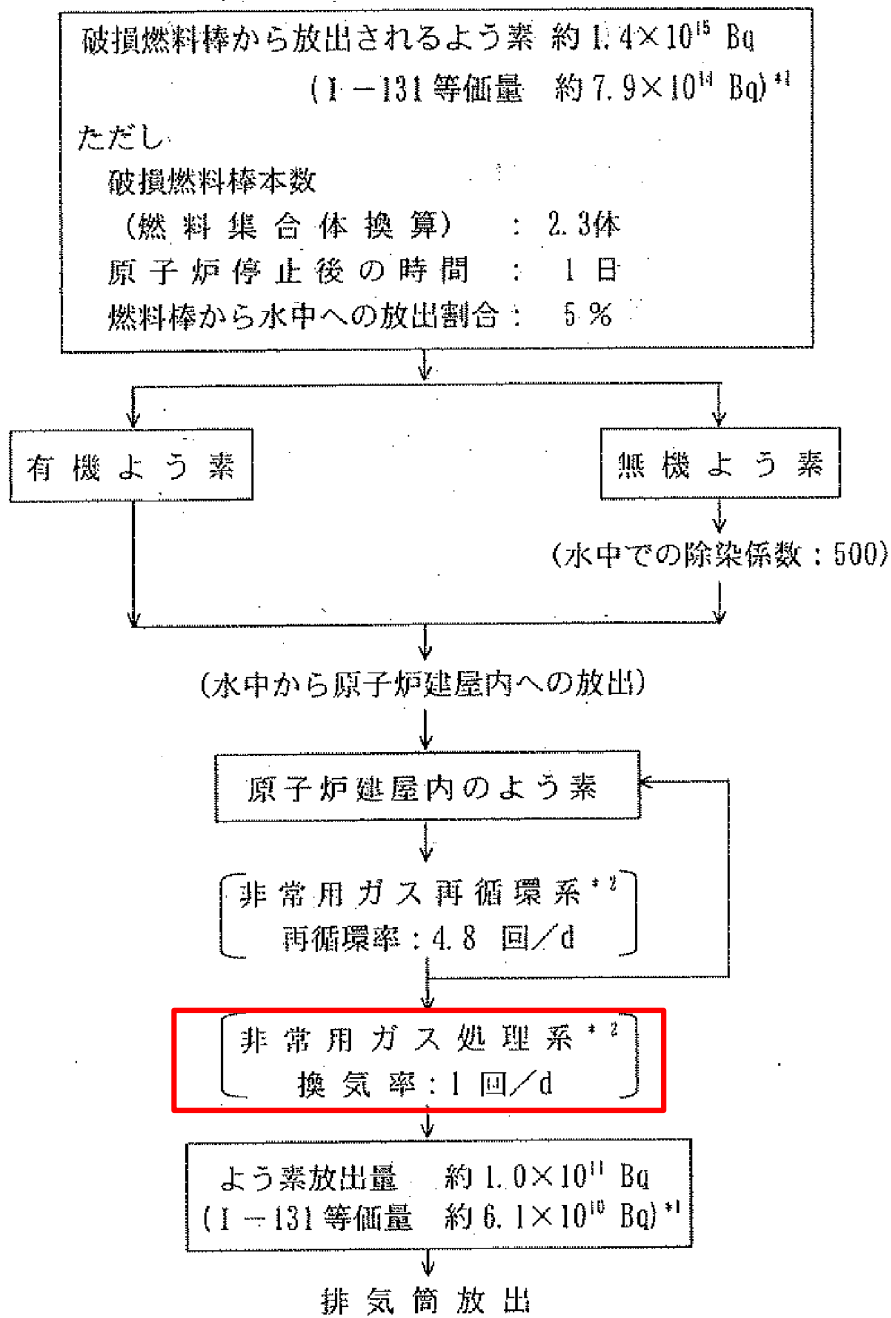
(3) 解析結果

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
(γ 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。

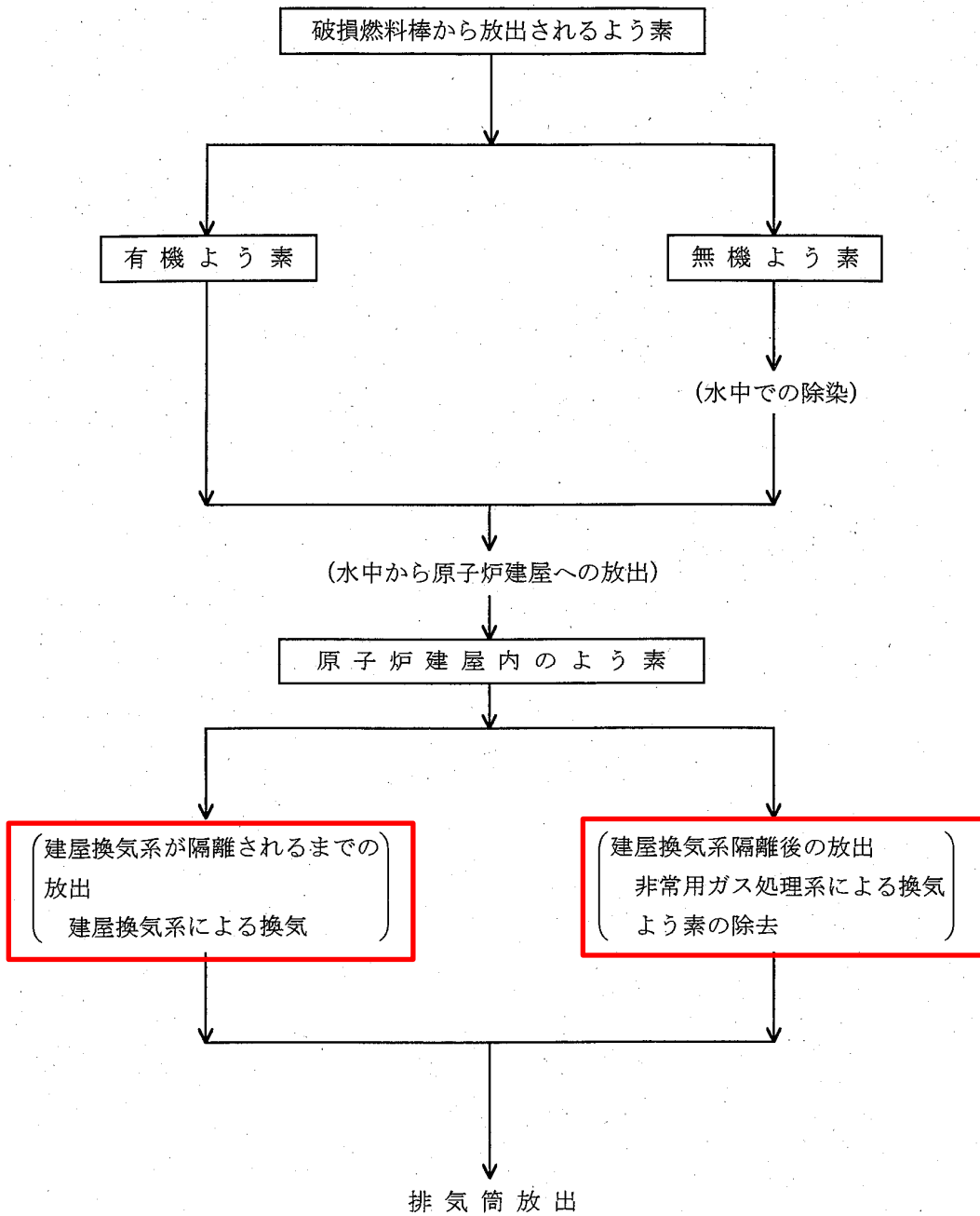
(a) 非常用ガス処理系作動開始時間

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。

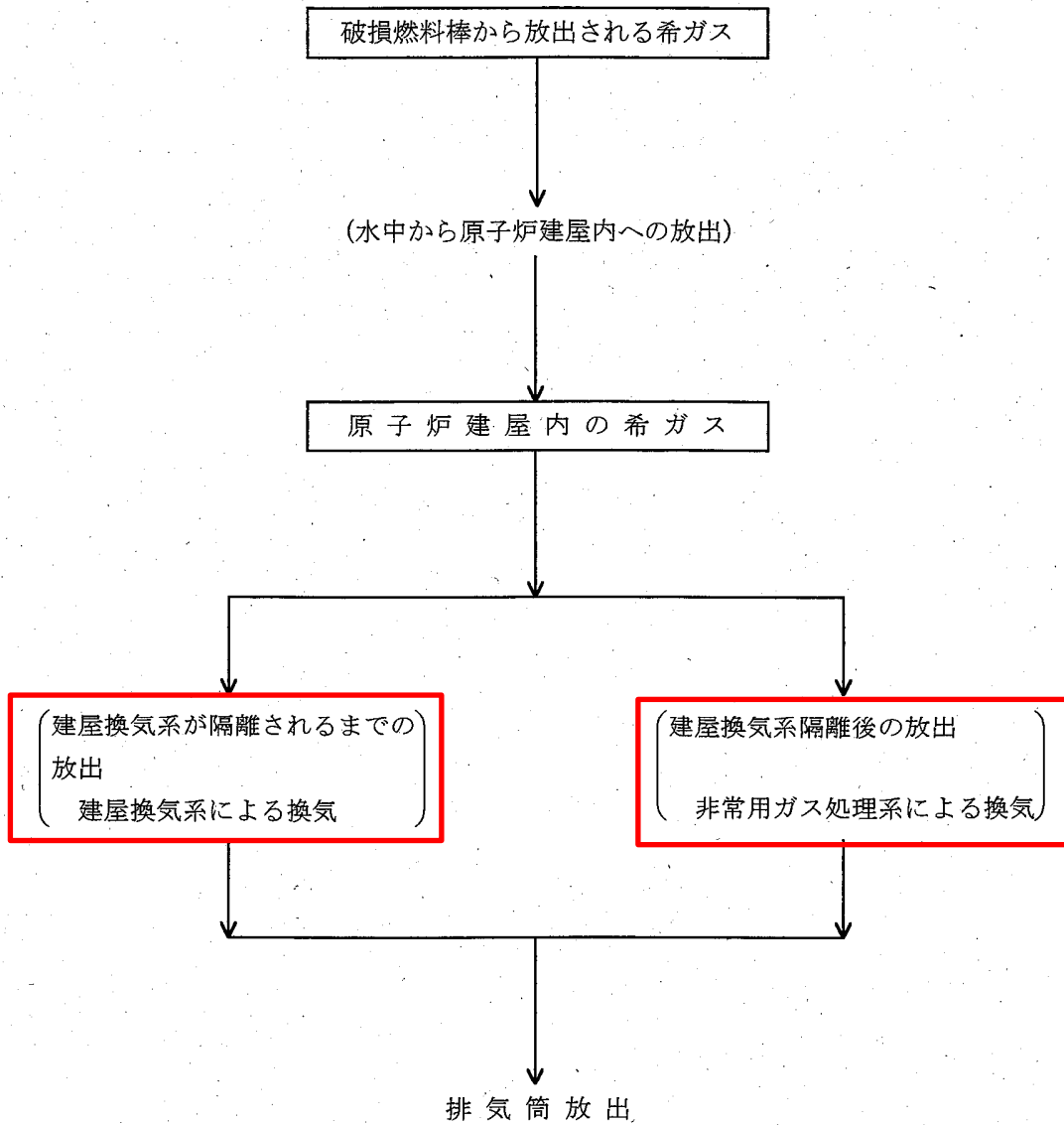
また、これ以降は、非常用ガス処理系により環境へ放出されるものとする。

(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 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 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 γ 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⁽¹⁷⁾⁽¹⁸⁾⁽³³⁾

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 γ 線積算線源強度を第3.4.4-2表に示す。

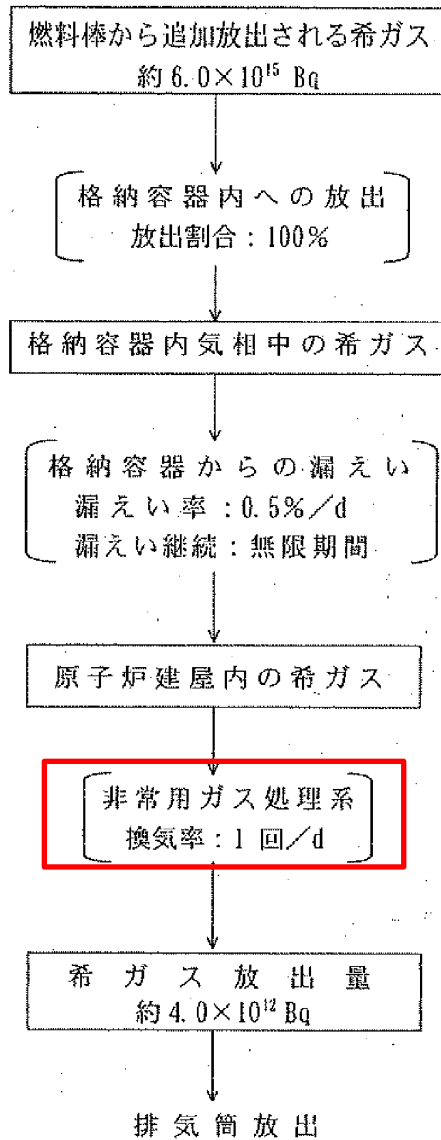
なお、希ガス及びイオン素が大気中に放出されるまでの過程を第3.4.4-1図及び第3.4.4-2図に示す。

3.4.4.3.2 線量の評価

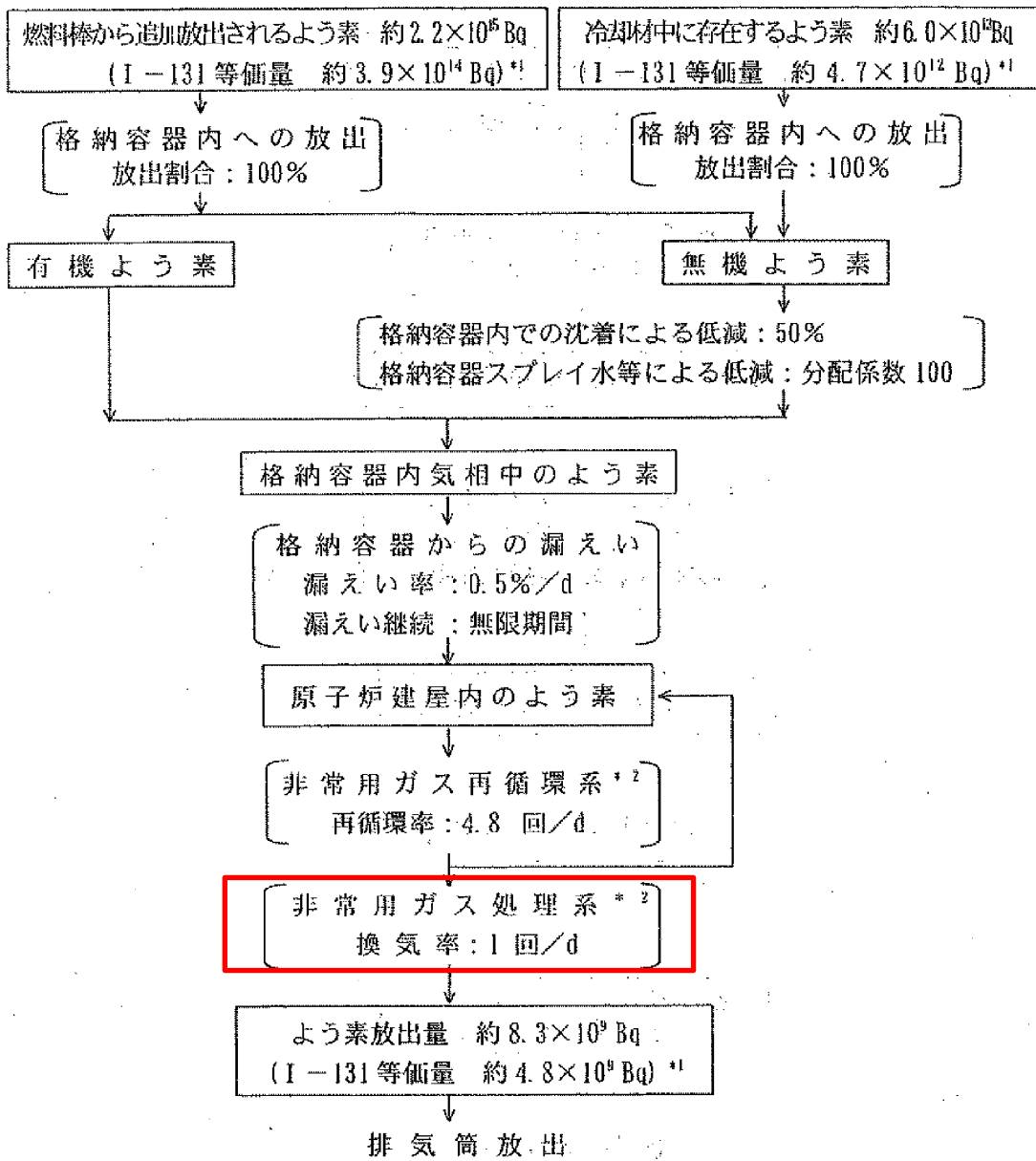
(1) 評価前提

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
(γ 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 ^{※1}	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 ^{※2} 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 ^{※1}	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* ¹ , 冷温停止* ¹ 及び燃料交換* ¹ において動作不能でないことを指示により確認する。* ²	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* ³ (検出器を除く。) 及び論理回路機能を確認* ⁴ 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* ¹ , 冷温停止* ¹ 及び燃料交換* ¹ 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 ^{※5}	発電長は、原子炉熱出力が30%相当 ^{※5} 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 ^{※5} 4.12MPa[gage] 以上	発電長は、原子炉熱出力が30%相当 ^{※5} 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、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 230,000m³/h

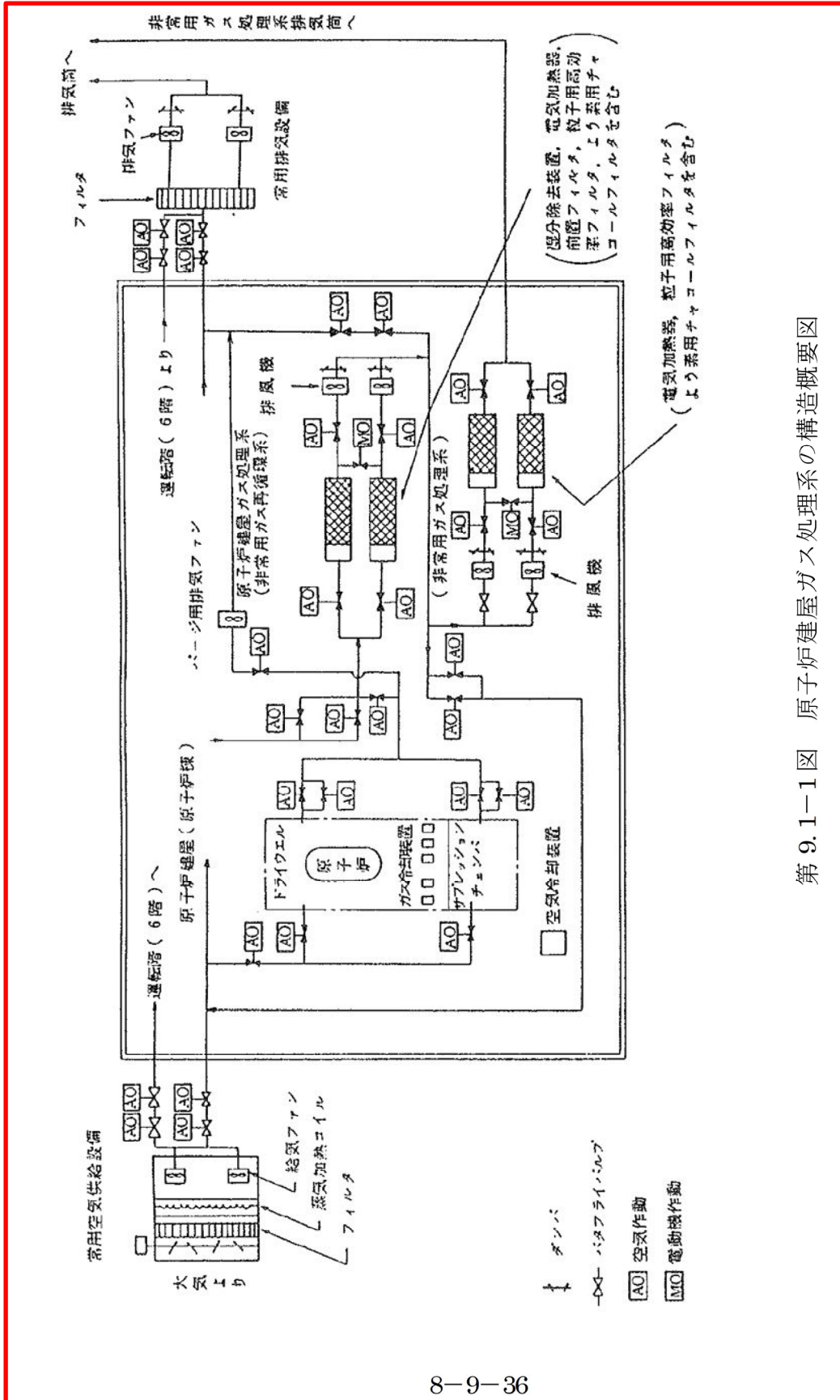
b. 排気ファン

台 数 1(予備 1)

容 量 約 230,000m³/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"> ・ポンプシールドレン ・<u>空調ドレン（結露水含む）</u> ・サンプルシンクドレン 等 	小
(2) 機器の作動 (誤作動含む)	<ul style="list-style-type: none"> ・安全弁作動 ・開放端に繋がる弁の誤開，開固着 等 	小～中
(3) 機器損傷 (配管以外)	<ul style="list-style-type: none"> ・開放端に繋がる弁のシートリーク ・弁グランドリーク ・ポンプシールリーク ・フランジリーク 等 	小
(4) 人的過誤	<ul style="list-style-type: none"> ・弁誤操作 ・隔離未完機器の誤開放 ・開放点検中設備への誤通水 ・アイスプラグ施工不良 等 	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

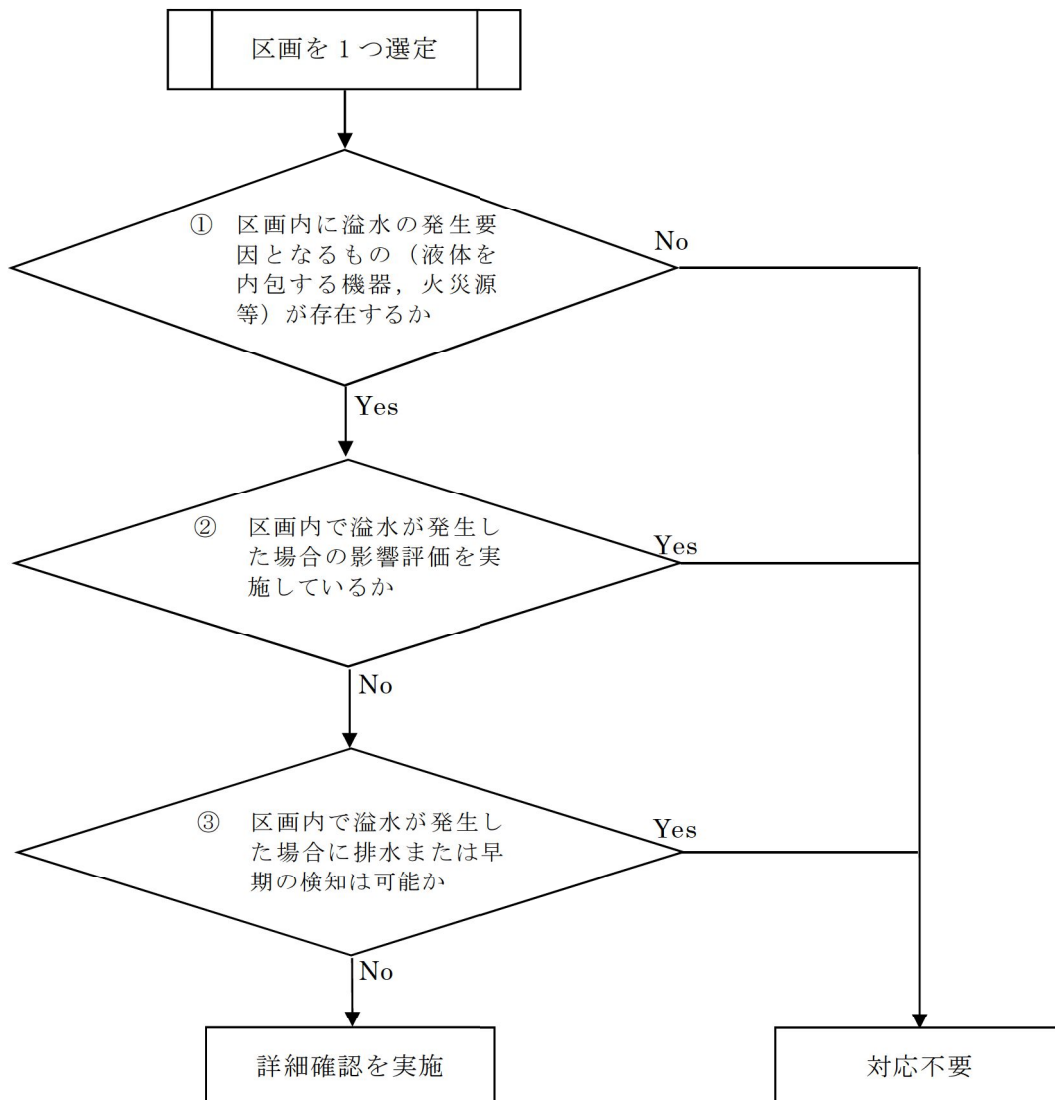
事象によっては大量の漏えいが発生する可能性があるが，過去のトラブル事例から，基本的にはプラントが停止している定期検査時に発生しているものであり，人的要因であることから，発生時には早期に隔離等の対処が可能である。

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 of 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 ³)	区画合計 溢水量 (m ³)	保有水量※ 3 (m ³)
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