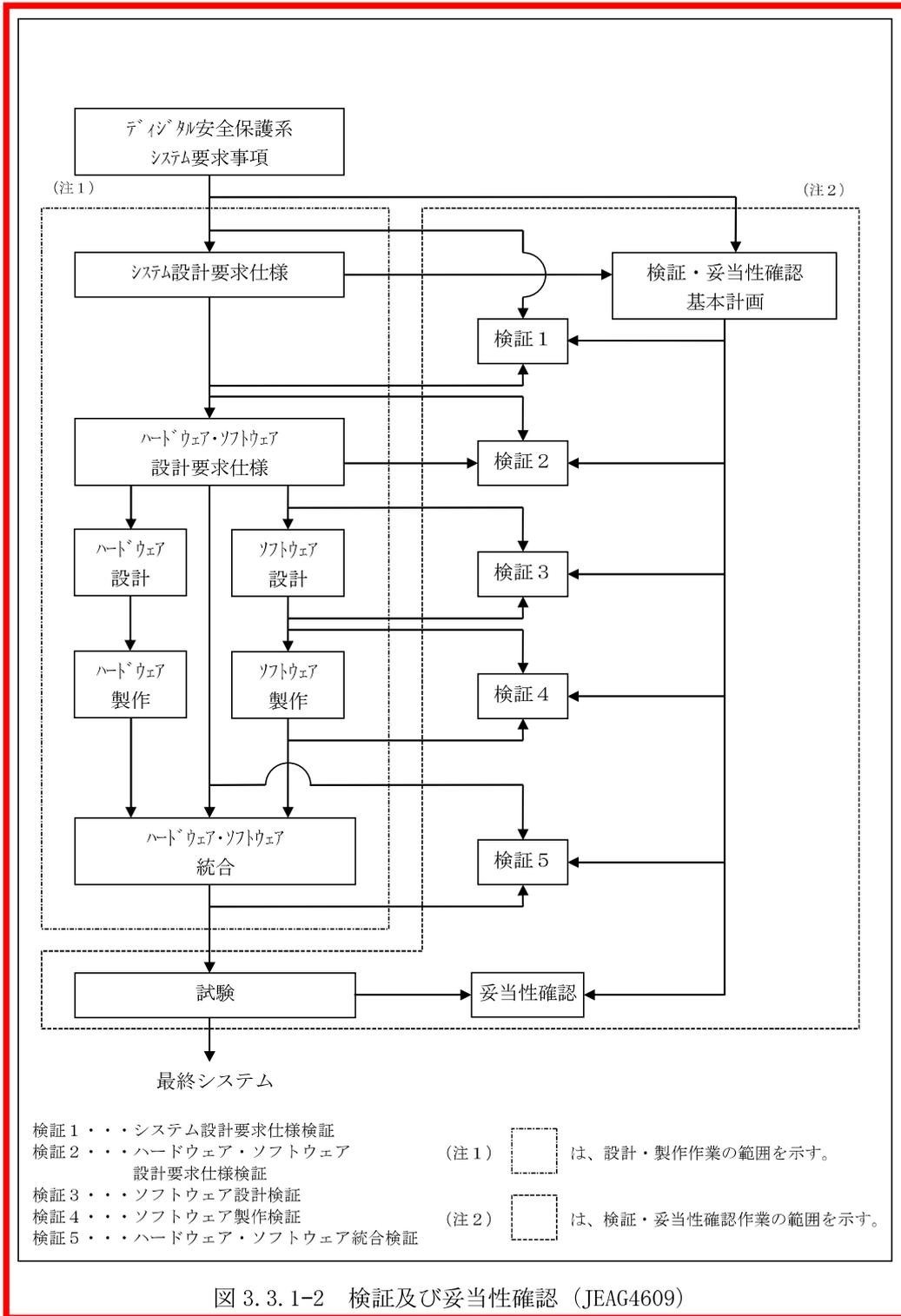


②



②

表 3.3.1-1 各検証項目における検証内容

検証項目	検証内容
検証 1	JEAC4620 のデジタル安全保護系システム要求事項が正しくシステム設計要求仕様に反映されていることを検証する。
検証 2	システム設計要求仕様が正しくソフトウェア設計要求仕様に反映されていることを検証する。
検証 3	ソフトウェア設計要求仕様が正しくソフトウェア設計に反映されていることを検証する。
検証 4	ソフトウェア設計通りに正しくソフトウェアが製作されていることを検証する。
検証 5	ハードウェアとソフトウェアを統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様通りのシステムとなっていることを検証する。
妥当性確認	ソフトウェアとハードウェアを統合して検証されたシステムが、JEAC4620 のデジタル安全保護系システム要求事項を満足していることを確認する。

V-1-5-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第35条、第59条及び第61条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる、工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠について説明する。

今回、設計基準対象施設である、工学的安全施設等の作動信号のうち、設定値を変更する、原子炉水位低、原子炉水位異常低下（レベル2）及び原子炉水位異常低下（レベル1）について説明する。なお、変更後の設定値は設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化の解析及び事故の解析において燃料要素の許容損傷限界を超えないことを確認している。重大事故等対処設備に関しては、工学的安全施設等の自動作動信号を発信する設備として、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を設置したことから、本設備から発信される作動信号の設定値根拠について説明する。

## 2. 基本方針

①

### 2.1 工学的安全施設

運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合においても、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ため、原子炉停止系統と併せて機能する以下の工学的安全施設の作動回路を設ける。各工学的安全施設の起動（作動）信号の考え方を以下に示す。

#### (1) 主蒸気隔離弁

原子炉水位異常低下（レベル2）、主蒸気管圧力低、主蒸気管放射能高、主蒸気管トンネル温度高、主蒸気管流量大、復水器真空度低のいずれかの信号により作動（閉）する。

#### (2) その他の原子炉格納容器隔離弁

ドライウエル圧力高、原子炉水位低、原子炉水位異常低下（レベル2）のいずれかの信号によりその他の原子炉格納容器隔離弁は作動（閉）する。

①

#### (3) 原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋放射能高、ドライウエル圧力高、原子炉水位低のいずれかの信号により原子炉建屋ガス処理系は起動する。

#### (4) 高圧炉心スプレイ系

ドライウエル圧力高、原子炉水位異常低下（レベル2）のいずれかの信号により高圧炉心スプレイ系は起動する。

#### (5) 低圧炉心スプレイ系

ドライウエル圧力高、原子炉水位異常低下（レベル1）のいずれかの信号により低圧炉心スプレイ系は起動する。

V-1-5-4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る  
制御方法に関する説明書

発電機の負荷喪失場合には設定負荷信号を零に戻し、タービン蒸気加減弁、インターセプト弁を全閉するようになっている。さらに、発電機が定格出力の40%以上で運転中に負荷遮断が発生した場合には、出力-負荷アンバランスリレーにより、タービン蒸気加減弁、インターセプト弁を急速に閉鎖させる。

### (3) 圧力制御装置

タービンの入口圧力は圧力制御装置で制御される。実際の圧力と設定圧力との平均誤差はある調定率で蒸気流量信号に変換され、低値優先回路に入る。低値優先回路では、負荷制御装置からの制御弁流量信号と比較される。負荷制御装置からの流量信号はある一定のバイアスがかけられ、圧力制御装置からの流量信号よりも高くなっている。従って、定常運転時にはいつも圧力制御装置からの流量信号がタービン蒸気加減弁の流量制御装置へ送られる。

また高値優先回路を出た流量信号はバイパス制御装置へも送られる。

### (4) バイパス制御装置

バイパス制御装置は、圧力制御装置からの流量信号が実際のタービン蒸気加減弁の流量信号よりも大きくなった場合に、タービンバイパス弁を開けるものである。この回路にはバイアスがかけてあり、多少の圧力変動ではタービンバイパス弁は開かないようになっている。

また、最大流量制限がありタービン蒸気加減弁とタービンバイパス弁流量との合計をある範囲内に制限している。

蒸気タービン起動時及び停止時には、原子炉で発生した蒸気を流すためにタービンバイパス弁ジャッキがある。このタービンバイパス弁ジャッキからの信号は高値優先回路を通りタービンバイパス弁流量信号となり流量制御装置に送られる。

### (5) 流量制御装置

タービン蒸気加減弁、インターセプト弁、タービンバイパス弁に独立して流量制御装置があり、各弁の開閉をサーボ弁制御により行う。

## ① 3.4.4 安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備

発電用原子炉の異常状態を検知した場合に発電用原子炉を停止させ、必要に応じて非常用炉心冷却設備を作動させることにより燃料要素の許容損傷限界を超える等のことがない設計とする原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設等の作動設備。運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象(以下「ATWS」という。)が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行させるATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）及びATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）並びに原子炉冷却材圧力バウ

ンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する過渡時自動減圧機能について以下に示す。

(1) 原子炉緊急停止系作動回路

原子炉緊急停止系作動回路は、発電用原子炉の安全性を損なうおそれのある運転時の異常な過渡変化あるいは設計基準事故が発生した場合又は発生が予想される場合に、それを抑制あるいは防止するため、異常を検知し原子炉をスクラムさせる。

原子炉緊急停止系作動回路は、2チャンネルで構成され各チャンネルには、1つの測定変数に対して少なくとも2つ以上の独立したトリップ接点があり、いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし、両チャンネルの同時のトリップに対して、原子炉がスクラムされるようになっている。

原子炉スクラム信号一覧表を「表 3.4.4-1 原子炉スクラム信号一覧表」に示すとともに、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を「表 3.4.4-2 解析に使用する原子炉スクラム信号の応答時間」に示す。

① (2) 工学的安全施設作動回路

工学的安全施設作動回路は、原子炉冷却材喪失あるいは主蒸気管破断等に際して、事故の拡大の防止及び環境への放射性物質の放出を抑制するため、異常を検知し工学的安全施設を作動させる。

工学的安全施設作動回路は、発電用原子炉の諸変数を監視する多重計測回路と、そこから信号を受けて工学的安全施設を作動させる論理回路とで構成する。

工学的安全施設作動信号一覧表を「表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表」の「1. 工学的安全施設作動信号」に示すとともに、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を「表 3.4.4-4 解析に使用する工学的安全施設の作動信号の応答時間」に示す。

(3) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉スクラム系統とは独立した原子炉圧力高（A T W S）又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号により、全制御棒を全挿入させる。あるいは、操作スイッチを手動で操作することで作動させる。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号を「表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表」の「2. A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号」に示す。

(4) A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）

運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉スクラム系統とは独立した原子炉圧力高（A T W S）又

表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表 (2/6)

工学的安全施設等の作動信号の種類			検出器及び作動信号				工学的安全施設等の作動信号を発信させない条件
			検出器の種類	個数	工学的安全施設等の作動に要する信号の個数	設定値	
その他の原子炉格納容器隔離弁	*16 (1)	ドライウエル 圧力高	格納容器 圧力検出器	4	2*4	13.7 kPa 以下	—
		原子炉 水位低	原子炉水位 検出器	4		1372 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
	*17 (2)	原子炉 水位低	原子炉水位 検出器	4	2*5	1372 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
	*18 (3)	原子炉水位 異常低下 (レベル 2)	原子炉水位 検出器	4	2*5	1243 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
① 原子炉建屋ガス処理系		原子炉建屋 放射能高	原子炉建屋 放射能 検出器	8	2*6	通常運転時の 放射能の 10 倍以下	—
		ドライウエル 圧力高	格納容器圧 力検出器	4	2*7	13.7 kPa 以下	—
		原子炉 水位低	原子炉水位 検出器	4		1372 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
高圧炉心スプレイ系		ドライウエル 圧力高	格納容器 圧力検出器	4	2*8	13.7 kPa 以下	—
		原子炉水位 異常低下 (レベル 2)	原子炉水位 検出器	4	2*8	1243 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—

NT2 補① V-1-5-4 R1

表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表 (6/6)

4. 過渡時自動減圧機能の作動信号

工学的安全施設等の 作動信号の種類	検出器及び作動信号				工学的安全施設等 の作動信号を発信 させない条件	
	検出器の 種類	個数	工学的安全施設等 の作動に要する信 号の個数	設定値		
過渡時自動減圧機能	原子炉水位 異常低下 (レベル1)	原子炉水位 検出器	4	2*15	961 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	自動減圧系の起動 阻止スイッチに より過渡時自動減 圧機能の作動信号 を阻止できる

\*1：主蒸気隔離弁の作動回路は 2 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 主蒸気隔離弁は閉となる。

\*2：主蒸気隔離弁の作動回路は 20 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 主蒸気隔離弁は閉となる。

\*3：主蒸気隔離弁の作動回路は 8 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 主蒸気隔離弁は閉となる。

\*4：内側及び外側隔離弁の各作動回路は各検出器 1 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 隔離弁は閉となる。

\*5：内側及び外側隔離弁の各作動回路は検出器 1 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する検出器が同時に動作すれば, 隔離弁は閉となる。

① \*6：原子炉建屋ガス処理系 A, B の各作動回路は 2 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 原子炉建屋ガス処理系起動となる。

\*7：原子炉建屋ガス処理系 A, B の各作動回路は各検出器 1 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 原子炉建屋ガス処理系起動となる。

\*8：高圧炉心スプレイ系の作動回路は 4 個の検出器からなる並列の論理和回路で構成され, 最低 2 個の検出器が同時に動作すれば, 高圧炉心スプレイ系起動となる。

\*9：低圧炉心スプレイ系の作動回路は各検出器 2 個ずつの計 4 個の検出器からなる並列の論理和回路で構成され, 最低 2 個の検出器が同時に動作すれば, 低圧炉心スプレイ系起動となる。

\*10：残留熱除去系の作動回路は各検出器 2 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, 同じチャンネルに属する最低 2 個の検出器が同時に動作すれば, 1 系統以上の論理回路の成立で低圧注水系 1 系統以上起動となる。

\*11：自動減圧系の作動回路は 2 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, 同じ

NT2 補① V-1-5-4 R1

## 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更認可申請に伴う影響について 【第38条 原子炉制御室等】

### 1. 基準適合性の確認範囲

#### ① 中央制御室の居住性について

既工事計画においては、設計基準事故時に中央制御室にとどまり必要な操作等を行う運転員が過度の被ばくを受けないようにするため、中央制御室の気密性並びに中央制御室換気系及び中央制御室遮蔽の機能等とあいまって、運転員の被ばく量が、事故後30日間において100mSvを下回る設計とすることを記載している。

「補足-5 【原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改工事の概要について】 参照」

「V-1-5-4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書」 (1, 2, 4, 7, 8, 15, 19頁参照)

「V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書」 (1, 2, 5, 10, 20, 24, 25, 29, 63, 98, 131, 別添4-1頁参照)

「V-1-5-5 中央制御室の機能に関する説明書」 (1, 2, 4, 5頁参照)

今回の変更認可申請に伴い、上記の設計に変更がないことを確認する。

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更認可申請に伴う影響について  
**【第38条 原子炉制御室等】**

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
<p>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】</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>今回の放射線モニタの改造により，原子炉建屋ガス処理系の作動回路及び起動（作動）信号の設定値に変更がないことを確認した。【①】</li> </ul>
<p>V-1-5-4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>今回の放射線モニタの改造により，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を作動させる設計に変更がないことを確認した。【①】</li> </ul>
<p>V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>今回の放射線モニタの改造により，中央制御室の居住性評価に係る被ばく評価に変更がないことを確認した。【①】</li> </ul>
<p>V-1-5-5 中央制御室の機能に関する説明書</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>今回の放射線モニタの改造により，設計基準事故が発生した場合において，外部雰囲気から隔離することによって中央制御室の居住性を確保する設計に変更がないことを確認した。【①】</li> </ul>

## 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更認可申請に伴う影響について

### 【第38条 原子炉制御室等】

3. まとめ
  - ・ 今回の放射線モニタの改造について、原子炉建屋放射能高の信号で原子炉建屋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変更がないことを確認した。
  - ・ 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設計方針に変更がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
  - ・ 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、原子炉制御室等に関する基本設計方針についても変更はない。

V-1-5-4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る  
制御方法に関する説明書

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 38 条及び第 74 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる制御方式である中央制御方式による常時監視並びに手動及び自動制御としての発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法について説明するものである。併せて技術基準規則第 33 条，第 35 条～第 37 条，第 59 条及び第 61 条並びにそれらの解釈に関わる制御方式である発電用原子炉の出力制御（原子炉出力制御系），プロセス制御（原子炉給水制御系等），安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路），その他の工学的安全施設等の作動設備，発電用原子炉の起動及び停止等の発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法についても説明する。

なお，設計基準対象施設の機能に関しては，技術基準規則の要求事項に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

今回は，発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法のうち，工学的安全施設等の作動信号を発信する設備（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）の制御方法について説明する。

## 2. 基本方針

発電用原子炉の運転を管理するための制御装置による発電用原子炉の出力変更は，中央給電指令所の指令に基づく当直発電長の指示により，運転員が原子炉再循環流量制御又は制御棒位置制御の操作により原子炉出力を変更できる運用とするとともに，原子炉出力の変更に伴うタービン出力の変更についても自動あるいは運転員の手動操作によりできる運用とする。また，蒸気タービンの出力制御は，速度制御装置，負荷制御装置，圧力制御装置，バイパス制御装置及び流量制御装置による出力の制御並びに発電用原子炉，蒸気タービン及び発電機の自動あるいは手動トリップによる制御を各制御設備により制御する。

また，発電用原子炉の起動及び停止においては適切な操作手順により制御するとともに，発電用原子炉の出力変更は再循環流量制御系の主制御器の自動あるいは手動による流量調整及び制御棒の位置調整によって行う。

中央制御室（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置）は，運転員が発電用原子炉の制御，発電用原子炉の起動及び停止に必要な操作ができる機能を有し，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，中央制御室内に集中して中央制御方式による常時監視並びに手動及び自動制御に必要な機能として，操作，記録，表示及び警報機能等を有する表示装置及び操作器を設置した中央制御盤等を構成することで集中的に発電用原子炉を管理する。

なお，その他の中央制御室の機能（中央制御盤等，外部状況把握，居住性の確保，通信連絡）については，添付書類「V-1-5-5 中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

### 3. 中央制御室に係る制御方法

計測制御系統施設のうちプラント全体に係る制御方法は、様々な制御方式によって制御され、プラントの運転状況に応じた制御方法で自動又は手動操作により発電用原子炉の運転を管理する。

このため、プラントの運転状況に応じた制御方法である通常運転時の出力制御、その他発電用原子炉の主要な起動手順及び停止手順を「3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御」、負荷急変時の出力制御を「3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御」、発電用原子炉に異常状態が生じた場合の原子炉スクラム及び蒸気タービン並びに発電機のトリップによる制御を「3.3 発電用原子炉の緊急停止」に示す。

これらの発電用原子炉の運転を制御するための設備構成等として、発電用原子炉の出力制御(制御棒位置制御等)、プロセス制御(原子炉給水制御系等)の制御設備、安全保護系(原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路)並びにその他の工学的安全施設等の作動設備を「3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等」に示す。また、発電用原子炉の出力制御設備を「図 3-1 発電用原子炉の出力制御設備」に示す。

なお、発電用原子炉の出力制御設備の制御能力については、平成 14 年 7 月 1 日付け平成 14・05・16 原第 3 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-2 制御能力についての計算書」による。

#### 3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御

発電用原子炉の出力制御は、発電用原子炉の起動、停止の場合等の大幅な出力変更、出力分布の調整及び燃料の燃焼に伴う長期の炉心反応度変化の補償は制御棒によって行い、負荷変動に対する出力の追従は原子炉再循環流量制御によって行う。その他の制御系は、発電用原子炉の運転中における原子炉圧力容器の圧力及び水位の変化を制御し、所定の値に保つ。

また、発電用原子炉の主要な起動手順及び停止手順は以下に述べるとおりであり、初期条件その他の要因により実際の運転操作に当たっては必ずしも以下によらない場合がある。

##### 3.1.1 起動手順

冷温停止状態から電気出力 300 MW までの起動手順は以下のとおりである。

- (1) 起動前準備として各系統設備は各々、次のような状態にあること。
  - a. 原子炉水位が通常運転水位に保持された状態にあり、原子炉冷却材再循環系及び原子炉冷却材浄化系が運転中であること。
  - b. 低圧復水ポンプが運転中であり、原子炉圧力容器への給水が可能な状態にあること。
  - c. 主復水器の真空が確立された状態にあること。
- (2) 原子炉モード・スイッチを「起動」位置にし、起動領域計装の指示を監視しながら制御棒引抜きシーケンスにしたがって、制御棒の引抜きを開始する。
- (3) 発電用原子炉が臨界に達したら、昇温及び昇圧を開始する。
- (4) 発電用原子炉の昇圧に伴い、以下の操作を実施する。
  - a. タービンランド蒸気を、補助ボイラーからランド蒸気蒸発器の発生蒸気に切替え

- b. 復水器空気抽出器系を主蒸気式空気抽出器からオフガス蒸気式空気抽出器に切替える。
  - c. タービンランド蒸気を、ランド蒸気蒸発器の発生蒸気から補助ボイラーに切替える。
- (10) 引き続き発電用原子炉の降圧及び降温を行い、原子炉圧力が低下したらタービンバイパス弁を閉じ、残留熱除去系を原子炉停止時冷却モードで運転し、原子炉を冷温停止状態に移行させる。

### 3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御

蒸気タービンの運転中、急激な負荷遮断又は負荷変動が発生した場合には、非常用调速機に先立って、速度制御装置によりタービン蒸気加減弁及びインターセプト弁が絞られ、原子炉発生蒸気量とタービン蒸気量との間に差が生じ、原子炉圧力が上昇する。この結果、圧力制御装置の出力信号とタービン蒸気加減弁開度との間に誤差が生じ、タービンバイパス系不感帯を超えタービンバイパス弁が開き、タービンバイパス系が原子炉発生蒸気量とタービン蒸気量との差を吸収し、原子炉圧力を制御する。

また、発電機が定格出力の40%以上で運転中、発電機負荷遮断が生じ、出力-負荷アンバランス検出回路からの信号が出力された場合、この信号によってタービン蒸気加減弁及びインターセプト弁が急速に閉止し、原子炉はスクラムする。

### 3.3 発電用原子炉の緊急停止

発電用原子炉に異常状態が生じた場合、発電用原子炉、蒸気タービン及び発電機を自動的に緊急停止させる。また、運転員の判断によって中央制御室からの手動操作により緊急停止させることができる。

なお、原子炉緊急停止系作動回路、タービン保護装置又は発電機保護装置が作動した場合、「図 3.3-1 プラントインターロック」に示すように発電所の緊急停止を行う。

### 3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等

プラントの運転状況に応じた制御方式による制御設備である、制御棒位置及び原子炉冷却材の再循環流量を制御する原子炉出力制御系、原子炉水位を一定に保持するよう制御する原子炉給水制御系、蒸気タービンの速度を制御するタービン制御系、発電用原子炉の停止等を制御する安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備について以下に示す。

①

#### 3.4.1 原子炉出力制御系

発電用原子炉の出力は、再循環流量制御と制御棒及び制御棒駆動水圧系によって制御される。

発電機の負荷喪失場合には設定負荷信号を零に戻し、タービン蒸気加減弁、インターセプト弁を全閉するようになっている。さらに、発電機が定格出力の40%以上で運転中に負荷遮断が発生した場合には、出力-負荷アンバランスリレーにより、タービン蒸気加減弁、インターセプト弁を急速に閉鎖させる。

### (3) 圧力制御装置

タービンの入口圧力は圧力制御装置で制御される。実際の圧力と設定圧力との平均誤差はある調定率で蒸気流量信号に変換され、低値優先回路に入る。低値優先回路では、負荷制御装置からの制御弁流量信号と比較される。負荷制御装置からの流量信号はある一定のバイアスがかけられ、圧力制御装置からの流量信号よりも高くなっている。従って、定常運転時にはいつも圧力制御装置からの流量信号がタービン蒸気加減弁の流量制御装置へ送られる。

また高値優先回路を出た流量信号はバイパス制御装置へも送られる。

### (4) バイパス制御装置

バイパス制御装置は、圧力制御装置からの流量信号が実際のタービン蒸気加減弁の流量信号よりも大きくなった場合に、タービンバイパス弁を開けるものである。この回路にはバイアスがかけてあり、多少の圧力変動ではタービンバイパス弁は開かないようになっている。

また、最大流量制限がありタービン蒸気加減弁とタービンバイパス弁流量との合計をある範囲内に制限している。

蒸気タービン起動時及び停止時には、原子炉で発生した蒸気を流すためにタービンバイパス弁ジャッキがある。このタービンバイパス弁ジャッキからの信号は高値優先回路を通りタービンバイパス弁流量信号となり流量制御装置に送られる。

### (5) 流量制御装置

タービン蒸気加減弁、インターセプト弁、タービンバイパス弁に独立して流量制御装置があり、各弁の開閉をサーボ弁制御により行う。

①

#### 3.4.4 安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備

発電用原子炉の異常状態を検知した場合に発電用原子炉を停止させ、必要に応じて非常用炉心冷却設備を作動させることにより燃料要素の許容損傷限界を超える等のことがない設計とする原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設等の作動設備、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象(以下「ATWS」という。)が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行させるATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）及びATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）並びに原子炉冷却材圧力バウ

① バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する過渡時自動減圧機能について以下に示す。

(1) 原子炉緊急停止系作動回路

原子炉緊急停止系作動回路は、発電用原子炉の安全性を損なうおそれのある運転時の異常な過渡変化あるいは設計基準事故が発生した場合又は発生が予想される場合に、それを抑制あるいは防止するため、異常を検知し原子炉をスクラムさせる。

原子炉緊急停止系作動回路は、2チャンネルで構成され各チャンネルには、1つの測定変数に対して少なくとも2つ以上の独立したトリップ接点があり、いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし、両チャンネルの同時のトリップに対して、原子炉がスクラムされるようになっている。

原子炉スクラム信号一覧表を「表 3.4.4-1 原子炉スクラム信号一覧表」に示すとともに、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を「表 3.4.4-2 解析に使用する原子炉スクラム信号の応答時間」に示す。

① (2) 工学的安全施設作動回路

工学的安全施設作動回路は、原子炉冷却材喪失あるいは主蒸気管破断等に際して、事故の拡大の防止及び環境への放射性物質の放出を抑制するため、異常を検知し工学的安全施設を作動させる。

工学的安全施設作動回路は、発電用原子炉の諸変数を監視する多重計測回路と、そこから信号を受けて工学的安全施設を作動させる論理回路とで構成する。

工学的安全施設作動信号一覧表を「表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表」の「1. 工学的安全施設作動信号」に示すとともに、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を「表 3.4.4-4 解析に使用する工学的安全施設の作動信号の応答時間」に示す。

(3) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉スクラム系統とは独立した原子炉圧力高（A T W S）又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号により、全制御棒を全挿入させる。あるいは、操作スイッチを手動で操作することで作動させる。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号を「表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表」の「2. A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号」に示す。

(4) A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）

運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉スクラム系統とは独立した原子炉圧力高（A T W S）又

表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表 (2/6)

工学的安全施設等の作動信号の種類			検出器及び作動信号				工学的安全施設等の作動信号を発信させない条件
			検出器の種類	個数	工学的安全施設等の作動に要する信号の個数	設定値	
その他の原子炉格納容器隔離弁	*16 (1)	ドライウエル 圧力高	格納容器 圧力検出器	4	2*4	13.7 kPa 以下	—
		原子炉 水位低	原子炉水位 検出器	4		1372 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
	*17 (2)	原子炉 水位低	原子炉水位 検出器	4	2*5	1372 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
	*18 (3)	原子炉水位 異常低下 (レベル 2)	原子炉水位 検出器	4	2*5	1243 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
原子炉建屋ガス処理系		原子炉建屋 放射能高	原子炉建屋 放射能 検出器	8	2*6	通常運転時の 放射能の 10 倍以下	—
		ドライウエル 圧力高	格納容器圧 力検出器	4	2*7	13.7 kPa 以下	—
		原子炉 水位低	原子炉水位 検出器	4		1372 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
高圧炉心スプレイ系		ドライウエル 圧力高	格納容器 圧力検出器	4	2*8	13.7 kPa 以下	—
		原子炉水位 異常低下 (レベル 2)	原子炉水位 検出器	4	2*8	1243 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—

NT2 補① V-1-5-4 R1

①

表 3. 4. 4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表 (6/6)

4. 過渡時自動減圧機能の作動信号

工学的安全施設等の 作動信号の種類	検出器及び作動信号				工学的安全施設等 の作動信号を発信 させない条件	
	検出器の 種類	個数	工学的安全施設等 の作動に要する信 号の個数	設定値		
過渡時自動減圧機能	原子炉水位 異常低下 (レベル1)	原子炉水位 検出器	4	2*15	961 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	自動減圧系の起動 阻止スイッチに より過渡時自動減 圧機能の作動信号 を阻止できる

\*1：主蒸気隔離弁の作動回路は 2 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 主蒸気隔離弁は閉となる。

\*2：主蒸気隔離弁の作動回路は 20 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 主蒸気隔離弁は閉となる。

\*3：主蒸気隔離弁の作動回路は 8 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 主蒸気隔離弁は閉となる。

\*4：内側及び外側隔離弁の各作動回路は各検出器 1 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 隔離弁は閉となる。

\*5：内側及び外側隔離弁の各作動回路は検出器 1 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する検出器が同時に動作すれば, 隔離弁は閉となる。

① \*6：原子炉建屋ガス処理系 A, B の各作動回路は 2 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 原子炉建屋ガス処理系起動となる。

\*7：原子炉建屋ガス処理系 A, B の各作動回路は各検出器 1 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 原子炉建屋ガス処理系起動となる。

\*8：高圧炉心スプレイ系の作動回路は 4 個の検出器からなる並列の論理和回路で構成され, 最低 2 個の検出器が同時に動作すれば, 高圧炉心スプレイ系起動となる。

\*9：低圧炉心スプレイ系の作動回路は各検出器 2 個ずつの計 4 個の検出器からなる並列の論理和回路で構成され, 最低 2 個の検出器が同時に動作すれば, 低圧炉心スプレイ系起動となる。

\*10：残留熱除去系の作動回路は各検出器 2 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, 同じチャンネルに属する最低 2 個の検出器が同時に動作すれば, 1 系統以上の論理回路の成立で低圧注水系 1 系統以上起動となる。

\*11：自動減圧系の作動回路は 2 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, 同じ

NT2 補① V-1-5-4 R1

## V-1-5-5 中央制御室の機能に関する説明書

①

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第 38 条及び第 74 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「解釈」という。）」に関わる原子炉制御室（以下「中央制御室」という。）のうち、中央制御室の機能について説明するものである。併せて技術基準規則第 47 条第 4 項及び第 5 項、第 77 条及びそれらの解釈に関わる中央制御室の通信連絡設備について説明する。

なお、技術基準規則第 38 条及びその解釈に係る発電用原子炉施設の外部の状況を把握する機能及び中央制御室に施設する酸素濃度計以外は要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、中央制御室の機能のうち、中央制御室制御盤等に関する機能、外部状況把握に関する機能、居住性を確保する機能及び通信連絡に関する機能について説明する。

## 2. 基本方針

### 2.1 中央制御室制御盤等

中央制御室制御盤は、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する機能、非常用炉心冷却設備等非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する機能、発電用原子炉及び原子炉冷却材系統に係る主要な機器の動作状態を表示する機能、主要計測装置の計測結果を表示する機能及びその他の発電用原子炉を安全に運転するために必要な機能を有し、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、外部電源喪失又は全交流動力電源喪失並びに中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガスやばい煙、有毒ガス、降下火砕物及び凍結による操作雰囲気悪化）を想定しても、誤操作することなく容易に運転操作することができる設計とする。

また、中央制御室の火災への防護としては、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に火災の発生防止、火災の感知及び消火対策並びに火災の影響軽減対策を講じるとともに、内部溢水への防護としては、内部溢水により安全機能を損なわないために溢水源となる機器を設けない設計とする。

具体的な、火災に対する防護措置については、V-1-1-7「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」、内部溢水に対する防護措置については、V-1-1-8「発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書」に示す。

### 2.2 外部状況把握

中央制御室は、発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象を津波・構内監視カメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置、気象観測設備等及び公的機関から地震、津波、竜巻情報等を入手することにより発電用原子炉施設の外部の状況を把握できる機能を有する設計とする。

なお、津波・構内監視カメラは、地震荷重等を考慮し必要な強度を有する設計とするとともに、所内常設直流電源設備から給電できる設計とする。

## ① 2.3 居住性の確保

原子炉冷却材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、従事者が支障なく中央制御室に入り、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、中央制御室の気密性、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質並びに中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じる。

炉心の著しい損傷が発生した場合において運転員がとどまるために必要な設備である中央制御室換気系、中央制御室遮蔽、可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計、並びに可搬型照明（SA）等により居住性を確保する。また、中央制御室の居住性を確保するために、原子炉建屋原子炉棟に設置された原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放した場合に、容易かつ確実にブローアウトパネル閉止装置により閉止できる設計とするとともに、現場においても人力により閉止操作が可能な設計とする。

中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための身体の汚染検査、作業服の着替え等を行うための区画（以下「チェンジングエリア」という。）を設ける。

## 2.4 通信連絡

中央制御室の機能に関する通信連絡設備として、原子炉冷却材系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常の際に、操作等の指示、連絡を行うことができる警報装置及び多様性を確保した通信設備（発電所内）並びに重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことができる通信設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡ができる機能を有する設計とする。

また、設計基準事故その他の異常の際並びに重大事故等が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡を行うことができる通信設備（発電所外）により、発電所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができる機能を有する設計とする。

## 3. 中央制御室の機能に係る詳細設計

### 3.1 中央制御室制御盤等

#### 3.1.1 中央制御室制御盤の構成

中央制御室制御盤は、発電用原子炉及び主要な関連設備の監視操作を可能とした中央監視操作盤（原子炉及び原子炉補機制御盤、非常用炉心冷却系制御盤、タービン・発電機及びタービン補機制御盤、所内電源系及び外部電源系統制御盤、環境監視盤）及び中央制御室内裏側直立盤（放射線モニタ監視盤、換気空調系（常用）制御盤、換気空調系（非常用）制御盤等）で構成する。

中央監視操作盤は、プラントの起動／停止、トリップ等に関連する運転上重要な設備の監視操作、又は通常運転時において監視操作の頻度が高い設備についての監視及び操作ができる設計とする。

中央制御室内裏側直立盤は、放射線モニタの監視や、換気空調系（常用及び非常用）の監視及び操作ができる設計とする。

る。

### 3.2 外部状況把握

#### 3.2.1 津波・構内監視カメラ

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある自然現象や発電所構内の状況（陸側，海側）等を監視するため，屋外に暗視機能等を持った津波・構内監視カメラを設置し，中央制御室にて遠隔操作することにより昼夜にわたり把握することができる設計とする。

津波・構内監視カメラは耐震Sクラスの設備とし，地震，積雪，降下火砕物，降雨及び風の荷重を適切に考慮し必要な強度を有する設計とするとともに所内常設直流電源設備から受電する設計とする。

津波・構内監視カメラで把握可能な自然現象等を第3表，津波・構内監視カメラの仕様を第4表，津波・構内監視カメラの配置を第1図に示す。

具体的な津波・構内監視カメラの強度及び給電の機能は，V-1-1-2「発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」に示す。

#### 3.2.2 気象観測設備等

発電所構内の状況の把握に有効なパラメータは，気象観測設備等で測定し中央制御室にて確認できる設計とする。

中央制御室で入手できる外部状況把握可能なパラメータ及び計測範囲を第5表に示す。

なお，その他重大事故等時の対応として，緊急時対策所に保管している可搬型気象観測設備により風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録することができる設計とする。

#### 3.2.3 公的機関からの気象情報入手

中央制御室に電話，FAX等を設置し，公的機関からの地震，津波，竜巻情報等を入手できる設計とする。

①

### 3.3 居住性の確保

#### 3.3.1 換気設備

中央制御室換気系は，設計基準事故及び重大事故等が発生した場合において，フィルタを通る閉回路循環方式とし，運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とするとともに，運転操作に適した室温（21℃～24℃）に調整可能な設計とする。

中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物に対しても閉回路循環方式に切り換えることにより，外部雰囲気から隔離できる設計とする。

また，閉回路循環運転による酸欠防止を考慮して外気取り入れの再開が可能な設計とするが，設計基準事故時30日間空気の取り込みを一時的に停止した場合においても，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できるとともに，中央制御室の気密性及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって，居住性に係る判断基準100mSvを超えない設計とする。

さらに，重大事故等時7日間空気の取り込みを一時的に停止した場合においても，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できるとも

に、中央制御室の気密性及び中央制御室遮蔽の機能とあいまって、居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。なお、格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時に、中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ポンベにより正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とするとともに、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため非常用ガス処理系を設ける設計とする。中央制御室待避室と中央制御室との間の正圧化に必要な差圧が確保できていることを把握するため、中央制御室待避室差圧計を使用する。原子炉建屋原子炉棟に設置された原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、開放した場合に容易かつ確実にブローアウトパネル閉止装置により閉止できる設計とするとともに、現場においても人力により閉止操作が可能な設計とする。これらにより、中央制御室の居住性を確保する設計とする。

具体的な、換気設備の機能については、V-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」に、また、ブローアウトパネル閉止装置の機能・設計については、V-1-1-6-別添4「ブローアウトパネル関連設備の設計方針」に示す。

中央制御室換気系は、地震、竜巻・風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物の降下に伴い外部電源が喪失した場合に、非常用ディーゼル発電機が起動することにより電源が確保される設計とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても必要な換気設備は、中央制御室換気系により確保できる設計とするともに、非常用ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。ブローアウトパネル閉止装置は、全交流動力電源喪失時においても、常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。

具体的な、中央制御室換気系への給電の機能は、V-1-9-1-1「非常用発電装置の出力の決定に関する説明書」に示す。

### ① 3.3.2 生体遮蔽装置

中央制御室遮蔽は、設計基準事故が発生した場合においては事故後 30 日間とどまっても中央制御室の気密性及び中央制御室換気系の機能とあいまって、居住性に係る判断基準 100mSv を超えない設計とする。また、中央制御室遮蔽及び中央制御室遮蔽（待避室）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室の気密性、中央制御室換気系及び中央制御室待避室空気ポンベの機能とあいまって、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

具体的な、中央制御室の遮蔽設計、その他の適切な防護の妥当性評価は、V-4-2-1「中央制御室の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書」に示す。

### 3.3.3 照明

操作に必要な照明は、地震、竜巻・風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物の降下に伴い外部電源が喪失した場合に、非常用ディーゼル発電機が起動することにより照明用電源が確保されるとともに、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替高圧電源装置から開始される前までの間においても、中央制御室の直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明により、運転操作に必要な照明を確保できる設計とする。

### V-1-7-3 中央制御室の居住性に関する説明書

①

## 1. 概要

本説明書は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第38条及び第74条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づく中央制御室の居住性について、居住性を確保するための基本方針、居住性に係る設備の設計方針、放射線防護措置の有効性を示す評価等を含めて説明するものである。

## 2. 中央制御室の居住性に関する基本方針

### ① 2.1 基本方針

(1) 原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、中央制御室の気密性、遮蔽その他の適切な放射線防護装置、気体状の放射性物質並びに中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切な防護装置を講じる。

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設する。

中央制御室は、換気設備（中央制御室換気系）及び生体遮蔽装置（中央制御室遮蔽、中央制御室遮蔽（待避室）及び二次遮蔽）により居住性を確保する。

また、その他の居住性に係る設備として、計測制御系統施設の可搬型の中央制御室用の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が事故対策のための活動に支障がない範囲にあることを正確に把握する。さらに、計測制御系統施設の可搬型照明(SA)により、炉心の著しい損傷が発生した場合に必要な照度を確保する。なお、中央制御室換気系及び可搬型照明(SA)は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電が可能な設計とする。

これら居住性を確保するための設備及び防護具の配備、着用等運用面の対策を考慮して被ばく評価並びに酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価を行い、その結果から、中央制御室の居住性確保について評価する。

設計基準事故時における居住性評価のうち被ばく評価に当たっては、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成 21・07・27 原院第 1 号 平成 21 年 8 月 12 日）（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に従って放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。炉心の著しい損傷が発生した場合における居住性評価のうち被ばく評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061918 号 原子力規制委員会決定）（以下「審査ガイド」という。）を参照して、放射性物質等の評価条件及び評価手法を考慮し、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足できることを評価する。

また、居住性評価のうち中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度評価に当たっては、「労働安全衛生法（昭和 47 年法律第 57 号）事務所衛生基準規則」（昭和 47 年 9 月 30 日労働省令第 43 号、最終改正平成 26 年 7 月 30 日厚生労働省令第 87 号）（以下「事務所衛生基準規則」という。）、「労働安全衛生法（昭和 47 年法律第 57 号）酸素欠乏症等防止規則」（昭和 47 年 9 月 30 日労働省令第 42 号、最終改正平成 15 年 12 月 19 日厚生労働省令第 175 号）（以

### ① 3. 中央制御室の居住性を確保するための防護措置

中央制御室は、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室の気密性並びに中央制御室換気系設備及び中央制御室遮蔽及び二次遮蔽の機能とあいまって事故後 30 日間で 100mSv を超えない設計とする。

また、炉心の著しい損傷の発生を想定した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設し、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室内に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室の気密性並びに中央制御室換気系設備及び中央制御室遮蔽、中央制御室遮蔽（待避室）及び二次遮蔽の機能とあいまって事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

さらに、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が、事故対策のための活動に支障がない濃度を確保できる設計とする。

中央制御室の居住性を確保するための設備及び防護具の配備、着用等運用面の対策を以下のとおり講じる。

#### 3.1 換気設備

中央制御室の換気設備は、通常時、中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系排気用ファンにより中央制御室の換気を行う設計とする。事故時は、外気を遮断し、中央制御室換気系フィルタ系ファンによりフィルタを通した閉回路循環運転とし、フィルタを通らない空気流入により放射性物質が中央制御室内に取り込まれた場合においても、運転員を放射性物質による外部被ばく及び内部被ばくから防護することで、居住性に係る被ばく評価の判断基準を満足する設計とする。

中央制御室換気系空気調和機ファン及びフィルタ系ファンは、設計上の空気の流入率を 1.0 回/h を維持する設計とする。

よう素フィルタを通らない中央制御室内への空気流入率は、試験結果を踏まえ、基準地震動  $S_s$  による地震力によるせん断ひずみを上回る建屋の最大せん断ひずみが許容限界に達した場合における空気流入率の増加を考慮しても、1.0 回/h を下回るように維持及び管理を行う。空気流入率試験結果の詳細については、別添 1 「空気流入率試験について」に示す。耐震に関する気密性の維持の基本方針を「V-2-1-1 耐震設計の基本方針の概要」に示す。また、中央制御室内への空気流入率の増加の詳細については、「V-2-8-4-2 中央制御室遮蔽の耐震性に関する説明書」に示す。

① 4. 中央制御室の居住性評価  
 4.1 線量評価  
 4.1.1 評価方針

(1) 評価の概要

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の評価事象を選定し、そのソースタームの設定により、被ばく経路ごとに中央制御室の居住性を確保するための設備及び運用面の対策を考慮した線量評価を行い、中央制御室に入り、とどまる運転員の実効線量の計算結果を、居住性に係る被ばく評価の判断基準と比較する。

具体的な居住性に係る被ばく評価の手順は以下のとおりであり、図4-1に示す。

- a. 評価事象は、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合について運転員の線量結果が厳しくなるよう選定する。
- b. 評価事象に対して、原子炉施設に滞留する又は放出される放射性物質によって、中央制御室に入り、とどまる運転員の放射線被ばくをもたらす経路を選定する。
- c. 評価事象に対して、建屋内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量を計算する。
- d. 原子炉建屋内の放射性物質の存在量分布から線源強度を計算する。
- e. 発電所敷地内の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。
- f. 中央制御室内及び入退域時の運転員の被ばくを計算する。

被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を計算し、これを運転員の中央制御室内の滞在時間及び入退域に要する時間の割合で配分して計算する。

(a) 中央制御室内での被ばく

- イ. d.の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。
- ロ. c.及びe.の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。
- ハ. c.及びe.の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質の濃度を、中央制御室換気系設備による室内放射性物質の低減効果を考慮して計算し、放射性物質による被ばく（ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく）を計算する。

(b) 入退域時の被ばく

- イ. d.の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを計算する。
- ロ. c.及びe.の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく）を計算する。

設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合の共通の大気拡散評価条件を表4-6に示す。

①

#### (7) 線量計算

設計基準事故時の線量計算に当たっては、交替要員体制を考慮し、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を運転員の中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し、実効線量を評価する。

一方、炉心の著しい損傷が発生した場合の線量計算に当たっては、被ばく線量が最も厳しくなる運転員の勤務体系を踏まえて中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間を考慮して評価する。想定する勤務体系を表 4-25 に示す。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの移動を考慮して、線量結果が厳しくなるように建屋入口に 15 分間滞在するものとする。

##### a. 中央制御室内での被ばく

###### (a) 被ばく経路① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内に浮遊する放射性物質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運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置及び形状等から評価する。

##### イ. 評価条件

###### (イ) 線源強度

設計基準事故時における想定事故時の線源強度は、次のとおりとする。

① 原子炉冷却材喪失時においては、事故時に炉心から格納容器内に放出された放射性物質は、格納容器から原子炉建屋（二次格納施設）内に放出され、二次格納施設内の放射性物質は自由空間内に均一に分布するものとする。この二次格納施設内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。

主蒸気管破断時においては、事故時主蒸気隔離弁閉止前に主蒸気管破断口から放出された放射性物質及び主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気隔離弁からの漏えいにより放出された放射性物質は、全量がタービン建屋から漏えいすることなく、保守的にタービン建屋（管理区域）内の自由空間内に均一に分布するものとする。このタービン建屋内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。

② 事故後 30 日間の積算線源強度は、建屋内の放射性物質によるガンマ線を複数のガンマ線エネルギー範囲（エネルギー群）に区分して計算する。

$$H_{\gamma 2} = \int_0^T K \cdot D/Q \cdot Q_{\gamma 2}(t) \cdot F dt$$

ここで、

- $H_{\gamma 2}$  : 時刻 T までの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく線量 (Sv)
- $K$  : 空気カーマから実効線量への換算係数 ( $K=1$  Sv/Gy)
- $D/Q$  : 相対線量 (Gy/Bq)
- $Q_{\gamma 2}(t)$  : 時刻 t における大気への放射能放出率 (Bq/s)  
(ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)
- $F$  : 中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率 (—)

なお、炉心の著しい損傷が発生した場合の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばくの評価方法は、設計基準事故時の原子炉冷却材喪失と同一である。

①

(c) 被ばく経路③

中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入による内部被ばく線量は以下により評価する。

イ. 中央制御室内の放射性物質濃度計算

(イ) 計算式

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下の式を用いて、中央制御室換気系設備等を考慮した評価を実施する。

$$\frac{d(V \cdot C_i(t))}{dt} = (1 - \eta) \cdot C_i^0(t) \cdot f_1 + C_i^0(t) \cdot f_2 - C_i(t) \cdot (f_1 + f_2 + \eta \cdot F_F) - \lambda_i \cdot V \cdot C_i(t)$$

ここで、

- $V$  : 中央制御室内バウンダリ体積 ( $m^3$ )
- $C_i(t)$  : 時刻 t における中央制御室内の核種 i の濃度 (Bq/ $m^3$ )
- $\eta$  : チャコールフィルタの除去効率 (—)
- $C_i^0(t)$  : 時刻 t における中央制御室換気系給気口での核種 i の濃度 (Bq/ $m^3$ )

$$C_i^0(t) = Q_i(t) \cdot \chi / Q$$

$Q_i(t)$  : 時刻  $t$  における大気への核種  $i$  の放出率 (Bq/s)

$\chi / Q$  : 相対濃度 ( $s/m^3$ )

$f_1$  : 中央制御室への外気取込量 ( $m^3/s$ )

$f_2$  : 中央制御室への外気リークイン量 ( $m^3/s$ )

$F_F$  : 再循環フィルタを通る流量 ( $m^3/s$ )

$\lambda_i$  : 核種  $i$  の崩壊定数 ( $s^{-1}$ )

① (ロ) 事故時運転

原子炉冷却材喪失時においては、原子炉建屋放射能高の信号で、中央制御室の通常時換気系の隔離弁が閉止され、フィルタを介して室内空気を再循環する中央制御室換気系フィルタ系ファンが起動する設計となっており、事故後運転員による外気取入れモード操作により隔離弁が開き、フィルタを介して外気を取り込む設計となっている。

一方、主蒸気管破断時においては、事故後運転員が手動で中央制御室の通常時換気系の隔離弁を閉止し、中央制御室換気系フィルタ系ファンを起動する。

以上より、中央制御室は、事故後速やかに隔離が可能であるが、被ばく評価上は、保守的に運転員による手動隔離操作を仮定し、隔離操作に要する時間を十分に見込んだ後に、中央制御室換気系（閉回路循環運転）が作動するものと仮定する。中央制御室換気系（閉回路循環運転）作動開始時間は、運転員が事故を検知してから操作を開始するまでの時間的余裕（10分）を見込んで事故発生後15分とし、その間は通常時換気系により外気を取り込むものと仮定する。

(ハ) 中央制御室バウンダリ体積

中央制御室バウンダリ体積は、中央制御室、運転員控室等の中央制御室換気系設備の処理対象となる区画の体積を合計して、中央制御室内の放射性物質による外部被ばくの影響をうける区画の合計を保守的に切り上げて2800  $m^3$  とする。

(二) フィルタ除去効率

i. 設計基準事故時

中央制御室換気系設備のよう素フィルタの効率は、設計上97%以上期待できるが、評価上保守的に90%とする。

ii. 炉心の著しい損傷が発生した場合

(i) 中央制御室換気設備のよう素フィルタの効率は、設計上97%以上期待できるが、評価上保守的に95%とする。

(ii) 中央制御室換気系設備の高性能粒子フィルタの効率は、設計上99.97%以上期待できるが、評価上保守的に99%とする。

① 4.1.2.1 設計基準事故時における線量評価

設計基準事故時における線量評価においては、設計基準事故時及び炉心の著しい損傷が発生した場合における共通条件に加えて、以下の条件を考慮する。

(1) 大気中への放出量の評価

a. 原子炉冷却材喪失

希ガス及びよう素の大気放出過程を図 4-21 及び図 4-22 に示す。放射性物質の大気中への放出量評価に関する条件を以下に示す。

- (a) 原子炉は事故発生直前まで定格出力の約 105 % (熱出力 3440 MW) で十分長時間 (2000 日) 運転していたものとする。
- (b) 事故発生後、格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス 100 %、よう素 50 % の割合とする。
- (c) 格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は 10 % とし、残りの 90 % は無機よう素とする。
- (d) 格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50 % が格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、格納容器から漏えいしないものとする。有機よう素及び希ガスについてはこの効果を見捨てるものとする。
- (e) 格納容器スプレイによりサプレッション・チェンバのプール水に無機よう素が溶解する効果は、分配係数 (気相濃度と液相濃度の比) で 100 とする。有機よう素及び希ガスについてはこの効果を見捨てるものとする。
- (f) 格納容器内での放射性物質の崩壊を考慮する。

① (g) 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、ドライウエ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。原子炉建屋内の放射性物質については、床、壁等に沈着することによる除去効果は見捨てる、崩壊のみを考える。

- (h) 格納容器スプレイ冷却系の作動により、格納容器内圧力が低下するため格納容器から原子炉建屋内への希ガス及びよう素の漏えいは減少するが、評価上の漏えい率は、設計上定められた最大値 (0.5 %/d) で一定とする。なお、非常用炉心冷却系により格納容器外へ導かれたサプレッション・チェンバのプール水の漏えいによる放射性物質の放出量は、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。
- (i) 非常用ガス再循環系よう素用チャコールフィルタの設計よう素除去効率は、90 % 以上であるが、ここでは余裕をとり、よう素の除去効率を 80 % とする。また、原子炉建屋原子炉棟から、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については、この 2 系統のよう

表 4-9 大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）（設計基準事故時）（1/2）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
原子炉格納容器内に放出される放射性物質	炉心内蓄積量に対して 希ガス：100 % よう素：50 %	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.1.1(2)b) 事故発生後、原子炉格納容器内に放出された放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス 100 %、よう素 50 %の割合とする。
よう素の形態	無機よう素：90 % 有機よう素：10 %	同上	4.1.1(2)c) 格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は 10 %とし、残りの 90 %は無機よう素とする。
原子炉格納容器内の無機よう素の沈着する割合	50 % (有機よう素及び希ガスは、沈着効果を無視)	同上	4.1.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50 %が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視する。
サプレッションチェンバ内のプール水への分配	無機よう素：100 有機よう素：0 希ガス：0	同上	4.1.1(2)e) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で 100 とする。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視する。
原子炉格納容器からの漏えい率	0.5 %/d 一定	設計上定められた最大値で一定として設定	4.1.1(2)f) 希ガス及びよう素は、原子炉格納容器からの漏えいを計算する。原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値とする。
① 原子炉建屋ガス処理系の起動時間	事故直後	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、ドライウエ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。	4.1.1(2)g) 原子炉建屋の非常用換気系等（フィルタを含む。）は、起動するまでの十分な時間的余裕を見込む。
原子炉建屋ガス処理系の容量	(非常用ガス再循環系) 換気率：4.8 回/d (非常用ガス処理系) 換気率：1.0 回/d	設計上期待できる値を設定	4.1.1(2)g) 非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。
原子炉建屋ガス処理系フィルタの除去効率	(非常用ガス再循環系) 80 % (非常用ガス処理系) 90 %	非常用ガス再循環系の設計値（90 %）及び非常用ガス処理系の設計値（97 %以上）に余裕を見込んだ値として設定	4.1.1(2)g) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。

NT2 補② V-1-7-3 R11

①

中央制御室内での被ばく	① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインガンマ線及びグラウンドシャインガンマ線による外部被ばく)
	③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく (吸入摂取による内部被ばく及び室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばく)
入退域時の被ばく	④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく (クラウドシャインガンマ線及びグラウンドシャインガンマ線による外部被ばく並びに吸入摂取による内部被ばく)

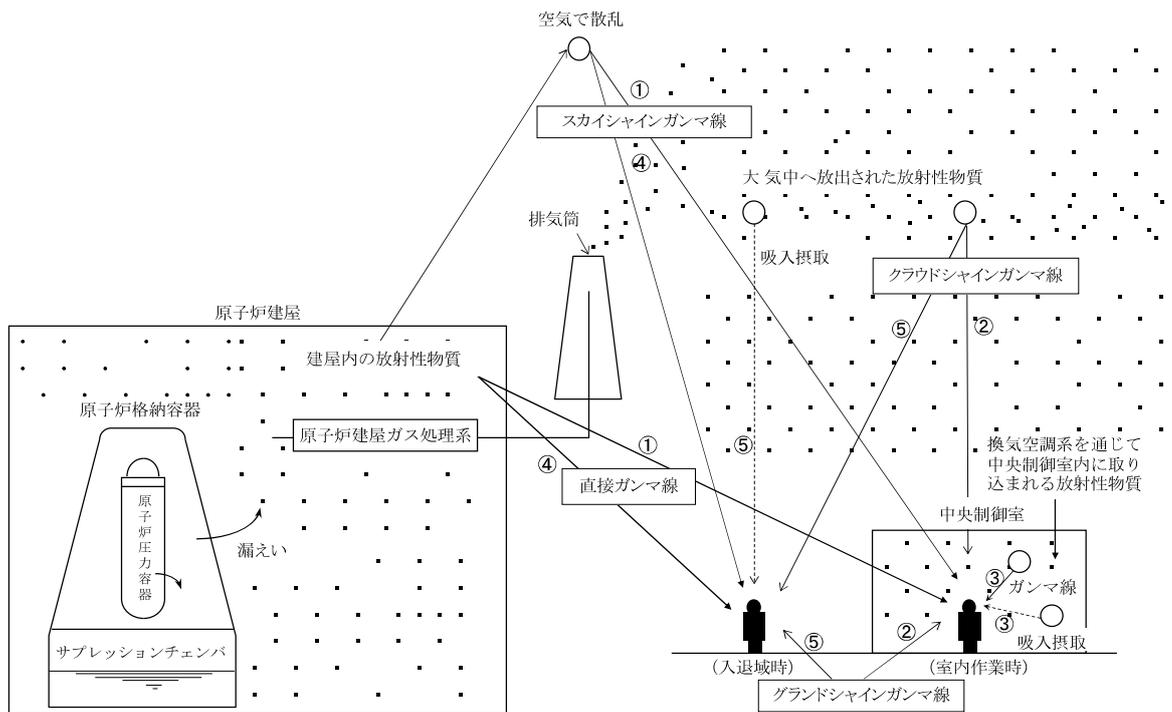


図 4-3 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ

①



图 4-34 中央制御室換気系系統図

中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における原子炉建屋外側ブローアウトパネルの取扱いについて

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、主蒸気管破断のようにプラント運転中に原子炉格納容器外で配管が破断した場合等に、高圧の蒸気が原子炉建屋原子炉棟内に漏えい、拡散することにより生じる建屋内の圧力上昇によって建屋内の天井・外壁等が破損することを防止するため、建屋内の圧力を開放する目的で設置している。

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放により開口部が生じた場合、原子炉建屋ガス処理系起動時に原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することが困難となり、放射性物質の放出経路としては排気筒ではなく地上放出相当となる。

中央制御室の居住性評価に係る各被ばく評価における、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの状態と評価条件（放出位置）との関係を以下に示す。

- ① 1. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故）に係る被ばく評価
- (1) 原子炉冷却材喪失
- a. 評価条件（放出位置）
- 非常用ガス処理系排気筒出口
- 被ばく評価手法（内規）では排気筒と原子炉建屋とされている。（第 4.1 表参照）
- b. 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの状態
- 原子炉冷却材喪失時には原子炉建屋原子炉棟内の圧力上昇は生じないことから、原子炉建屋外側ブローアウトパネルは開放しない。また、破断口からの冷却材流出によって原子炉水位が低下し、原子炉水位低（レベル 3）信号設定点に到達することで、原子炉建屋ガス処理系が自動起動することから、放出経路は非常用ガス処理系排気筒出口となる。
- c. 結論
- ブローアウトパネルの状態を考慮しても、放射性物質の放出位置として非常用ガス処理系排気筒出口とすることは妥当である。

(2) 主蒸気管破断

a. 評価条件（放出位置）

地上放出（評価点に最も近接するブローアウトパネル）

被ばく評価手法（内規）ではブローアウトパネルと原子炉建屋又はタービン建屋とされている。（第 4.1 表参照）

b. 原子炉建屋ブローアウトパネルの状態

建屋内の圧力上昇によりブローアウトパネルが開放する。開放するのは原子炉建屋外側ブローアウトパネルを想定する。そのため、原子炉建屋ガス処理系起動時に原子炉建屋原子炉

## 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更認可申請に伴う影響について

## 【第44条 原子炉格納施設】

## 1. 基準適合性の確認範囲

## ①原子炉格納施設について

既工事計画においては、原子炉格納施設は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、当該放射性物質の濃度を低減する設備（当該放射性物質を格納する設備を含む。）を施設することを記載している。

「補足-5【原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改修工事の概要について】」参照

「V-1-5-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書」（1頁参照）

「V-1-5-4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書」（1, 2, 4, 7, 8, 15, 19頁参照）

「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」（1, 2, 24頁参照）

「V-1-8-2 原子炉格納容器の水素濃度低減性能に関する説明書」（1, 4頁参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の放射性物質の濃度を低減する設備を施設する設計に変更がないことを確認する。

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更認可申請に伴う影響について  
**【第44条 原子炉格納施設】**

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
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】	<ul style="list-style-type: none"> <li>今回の放射線モニタの改造により，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）に設置されていることを確認した。【①】</li> </ul>
V-1-5-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書	<ul style="list-style-type: none"> <li>今回の放射線モニタの改造により，原子炉建屋放射能高の信号を発生させる設計に変更がないことを確認した。【①】</li> </ul>
V-1-5-4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書	<ul style="list-style-type: none"> <li>今回の放射線モニタの改造により，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を動作させる設計に変更がないことを確認した。【①】</li> </ul>
V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	<ul style="list-style-type: none"> <li>今回の放射線モニタの改造により，原子炉建屋原子炉棟及び放射性物質濃度制御設備の設計に影響を与えないことを確認した。【①】</li> </ul>
V-1-8-2 原子炉格納施設の酸素濃度低減性能に関する説明書	<ul style="list-style-type: none"> <li>今回の放射線モニタの改造により，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を動作させ，原子炉建屋の酸素濃度を低減させる設計に変更がないことを確認した。【①】</li> </ul>

## 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更認可申請に伴う影響について

### 【第44条 原子炉規格施設】

3. まとめ
  - ・ 今回の放射線モニタの改造について、原子炉規格施設における放射性物質の濃度を低減する設備を施設する設計に変更がないことを確認した。
  - ・ 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタは、安全保護系として原子炉建屋放射能高の信号を発生させるとともに、原子炉棟換気系隔離弁を自動的に閉鎖及び原子炉建屋ガス処理系を作動させ、二次規格容器内の負圧維持及び水素濃度を低減する設計に変更がなく、要求される機能に変更がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
  - ・ 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、原子炉規格施設に関する基本設計方針についても変更はない。

V-1-5-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 35 条、第 59 条及び第 61 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる、工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠について説明する。

今回、設計基準対象施設である、工学的安全施設等の作動信号のうち、設定値を変更する、原子炉水位低、原子炉水位異常低下（レベル 2）及び原子炉水位異常低下（レベル 1）について説明する。なお、変更後の設定値は設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化の解析及び事故の解析において燃料要素の許容損傷限界を超えないことを確認している。重大事故等対処設備に関しては、工学的安全施設等の自動作動信号を発信する設備として、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を設置したことから、本設備から発信される作動信号の設定値根拠について説明する。

## 2. 基本方針

### 2.1 工学的安全施設

運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合においても、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ため、原子炉停止系統と併せて機能する以下の工学的安全施設の作動回路を設ける。各工学的安全施設の起動（作動）信号の考え方を以下に示す。

#### (1) 主蒸気隔離弁

原子炉水位異常低下（レベル 2）、主蒸気管圧力低、主蒸気管放射能高、主蒸気管トンネル温度高、主蒸気管流量大、復水器真空度低のいずれかの信号により作動（閉）する。

#### (2) その他の原子炉格納容器隔離弁

ドライウエル圧力高、原子炉水位低、原子炉水位異常低下（レベル 2）のいずれかの信号によりその他の原子炉格納容器隔離弁は作動（閉）する。

①

#### (3) 原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋放射能高、ドライウエル圧力高、原子炉水位低のいずれかの信号により原子炉建屋ガス処理系は起動する。

#### (4) 高圧炉心スプレイ系

ドライウエル圧力高、原子炉水位異常低下（レベル 2）のいずれかの信号により高圧炉心スプレイ系は起動する。

#### (5) 低圧炉心スプレイ系

ドライウエル圧力高、原子炉水位異常低下（レベル 1）のいずれかの信号により低圧炉心スプレイ系は起動する。

V-1-5-4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る  
制御方法に関する説明書

NT2 補① V-1-5-4 R0

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 38 条及び第 74 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる制御方式である中央制御方式による常時監視並びに手動及び自動制御としての発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法について説明するものである。併せて技術基準規則第 33 条，第 35 条～第 37 条，第 59 条及び第 61 条並びにそれらの解釈に関わる制御方式である発電用原子炉の出力制御（原子炉出力制御系），プロセス制御（原子炉給水制御系等），安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路），その他の工学的安全施設等の作動設備，発電用原子炉の起動及び停止等の発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法についても説明する。

なお，設計基準対象施設の機能に関しては，技術基準規則の要求事項に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

今回は，発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法のうち，工学的安全施設等の作動信号を発信する設備（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）の制御方法について説明する。

## 2. 基本方針

発電用原子炉の運転を管理するための制御装置による発電用原子炉の出力変更は，中央給電指令所の指令に基づく当直発電長の指示により，運転員が原子炉再循環流量制御又は制御棒位置制御の操作により原子炉出力を変更できる運用とするとともに，原子炉出力の変更に伴うタービン出力の変更についても自動あるいは運転員の手動操作によりできる運用とする。また，蒸気タービンの出力制御は，速度制御装置，負荷制御装置，圧力制御装置，バイパス制御装置及び流量制御装置による出力の制御並びに発電用原子炉，蒸気タービン及び発電機の自動あるいは手動トリップによる制御を各制御設備により制御する。

また，発電用原子炉の起動及び停止においては適切な操作手順により制御するとともに，発電用原子炉の出力変更は再循環流量制御系の主制御器の自動あるいは手動による流量調整及び制御棒の位置調整によって行う。

中央制御室（発電用原子炉の運転を管理するための制御装置）は，運転員が発電用原子炉の制御，発電用原子炉の起動及び停止に必要な操作ができる機能を有し，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，中央制御室内に集中して中央制御方式による常時監視並びに手動及び自動制御に必要な機能として，操作，記録，表示及び警報機能等を有する表示装置及び操作器を設置した中央制御盤等を構成することで集中的に発電用原子炉を管理する。

なお，その他の中央制御室の機能（中央制御盤等，外部状況把握，居住性の確保，通信連絡）については，添付書類「V-1-5-5 中央制御室の機能に関する説明書」に示す。

### 3. 中央制御室に係る制御方法

計測制御系統施設のうちプラント全体に係る制御方法は、様々な制御方式によって制御され、プラントの運転状況に応じた制御方法で自動又は手動操作により発電用原子炉の運転を管理する。

このため、プラントの運転状況に応じた制御方法である通常運転時の出力制御、その他発電用原子炉の主要な起動手順及び停止手順を「3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御」、負荷急変時の出力制御を「3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御」、発電用原子炉に異常状態が生じた場合の原子炉スクラム及び蒸気タービン並びに発電機のトリップによる制御を「3.3 発電用原子炉の緊急停止」に示す。

①

これらの発電用原子炉の運転を制御するための設備構成等として、発電用原子炉の出力制御(制御棒位置制御等)、プロセス制御(原子炉給水制御系等)の制御設備、安全保護系(原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路)並びにその他の工学的安全施設等の作動設備を「3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等」に示す。また、発電用原子炉の出力制御設備を「図 3-1 発電用原子炉の出力制御設備」に示す。

なお、発電用原子炉の出力制御設備の制御能力については、平成 14 年 7 月 1 日付け平成 14・05・16 原第 3 号にて認可された工事計画の添付書類「IV-2 制御能力についての計算書」による。

#### 3.1 発電用原子炉の通常運転時の出力制御

発電用原子炉の出力制御は、発電用原子炉の起動、停止の場合等の大幅な出力変更、出力分布の調整及び燃料の燃焼に伴う長期の炉心反応度変化の補償は制御棒によって行い、負荷変動に対する出力の追従は原子炉再循環流量制御によって行う。その他の制御系は、発電用原子炉の運転中における原子炉圧力容器の圧力及び水位の変化を制御し、所定の値に保つ。

また、発電用原子炉の主要な起動手順及び停止手順は以下に述べるとおりであり、初期条件その他の要因により実際の運転操作に当たっては必ずしも以下によらない場合がある。

##### 3.1.1 起動手順

冷温停止状態から電気出力 300 MW までの起動手順は以下のとおりである。

- (1) 起動前準備として各系統設備は各々、次のような状態にあること。
  - a. 原子炉水位が通常運転水位に保持された状態にあり、原子炉冷却材再循環系及び原子炉冷却材浄化系が運転中であること。
  - b. 低圧復水ポンプが運転中であり、原子炉圧力容器への給水が可能な状態にあること。
  - c. 主復水器の真空が確立された状態にあること。
- (2) 原子炉モード・スイッチを「起動」位置にし、起動領域計装の指示を監視しながら制御棒引抜きシーケンスにしたがって、制御棒の引抜きを開始する。
- (3) 発電用原子炉が臨界に達したら、昇温及び昇圧を開始する。
- (4) 発電用原子炉の昇圧に伴い、以下の操作を実施する。
  - a. タービングランド蒸気を、補助ボイラーからグランド蒸気蒸発器の発生蒸気に切替え

- b. 復水器空気抽出器系を主蒸気式空気抽出器からオフガス蒸気式空気抽出器に切替える。
  - c. タービンランド蒸気を、ランド蒸気蒸発器の発生蒸気から補助ボイラーに切替える。
- (10) 引き続き発電用原子炉の降圧及び降温を行い、原子炉圧力が低下したらタービンバイパス弁を閉じ、残留熱除去系を原子炉停止時冷却モードで運転し、原子炉を冷温停止状態に移行させる。

### 3.2 発電用原子炉の負荷急変時の出力制御

蒸気タービンの運転中、急激な負荷遮断又は負荷変動が発生した場合には、非常用调速機に先立って、速度制御装置によりタービン蒸気加減弁及びインターセプト弁が絞られ、原子炉発生蒸気量とタービン蒸気量との間に差が生じ、原子炉圧力が上昇する。この結果、圧力制御装置の出力信号とタービン蒸気加減弁開度との間に誤差が生じ、タービンバイパス系不感帯を超えタービンバイパス弁が開き、タービンバイパス系が原子炉発生蒸気量とタービン蒸気量との差を吸収し、原子炉圧力を制御する。

また、発電機が定格出力の40%以上で運転中、発電機負荷遮断が生じ、出力-負荷アンバランス検出回路からの信号が出力された場合、この信号によってタービン蒸気加減弁及びインターセプト弁が急速に閉止し、原子炉はスクラムする。

### 3.3 発電用原子炉の緊急停止

発電用原子炉に異常状態が生じた場合、発電用原子炉、蒸気タービン及び発電機を自動的に緊急停止させる。また、運転員の判断によって中央制御室からの手動操作により緊急停止させることができる。

なお、原子炉緊急停止系作動回路、タービン保護装置又は発電機保護装置が作動した場合、「図 3.3-1 プラントインターロック」に示すように発電所の緊急停止を行う。

### 3.4 発電用原子炉の制御設備の構成等

プラントの運転状況に応じた制御方式による制御設備である、制御棒位置及び原子炉冷却材の再循環流量を制御する原子炉出力制御系、原子炉水位を一定に保持するよう制御する原子炉給水制御系、蒸気タービンの速度を制御するタービン制御系、発電用原子炉の停止等を制御する安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備について以下に示す。

①

#### 3.4.1 原子炉出力制御系

発電用原子炉の出力は、再循環流量制御と制御棒及び制御棒駆動水圧系によって制御される。

発電機の負荷喪失場合には設定負荷信号を零に戻し、タービン蒸気加減弁、インターセプト弁を全閉するようになっている。さらに、発電機が定格出力の40%以上で運転中に負荷遮断が発生した場合には、出力-負荷アンバランスリレーにより、タービン蒸気加減弁、インターセプト弁を急速に閉鎖させる。

### (3) 圧力制御装置

タービンの入口圧力は圧力制御装置で制御される。実際の圧力と設定圧力との平均誤差はある調定率で蒸気流量信号に変換され、低値優先回路に入る。低値優先回路では、負荷制御装置からの制御弁流量信号と比較される。負荷制御装置からの流量信号はある一定のバイアスがかけられ、圧力制御装置からの流量信号よりも高くなっている。従って、定常運転時にはいつも圧力制御装置からの流量信号がタービン蒸気加減弁の流量制御装置へ送られる。

また高値優先回路を出た流量信号はバイパス制御装置へも送られる。

### (4) バイパス制御装置

バイパス制御装置は、圧力制御装置からの流量信号が実際のタービン蒸気加減弁の流量信号よりも大きくなった場合に、タービンバイパス弁を開けるものである。この回路にはバイアスがかけてあり、多少の圧力変動ではタービンバイパス弁は開かないようになっている。

また、最大流量制限がありタービン蒸気加減弁とタービンバイパス弁流量との合計をある範囲内に制限している。

蒸気タービン起動時及び停止時には、原子炉で発生した蒸気を流すためにタービンバイパス弁ジャッキがある。このタービンバイパス弁ジャッキからの信号は高値優先回路を通りタービンバイパス弁流量信号となり流量制御装置に送られる。

### (5) 流量制御装置

タービン蒸気加減弁、インターセプト弁、タービンバイパス弁に独立して流量制御装置があり、各弁の開閉をサーボ弁制御により行う。

## ①

### 3.4.4 安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備

発電用原子炉の異常状態を検知した場合に発電用原子炉を停止させ、必要に応じて非常用炉心冷却設備を作動させることにより燃料要素の許容損傷限界を超える等のことがない設計とする原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設等の作動設備、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象(以下「ATWS」という。)が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行させるATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）及びATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）並びに原子炉冷却材圧力バウ

①

ンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する過渡時自動減圧機能について以下に示す。

(1) 原子炉緊急停止系作動回路

原子炉緊急停止系作動回路は、発電用原子炉の安全性を損なうおそれのある運転時の異常な過渡変化あるいは設計基準事故が発生した場合又は発生が予想される場合に、それを抑制あるいは防止するため、異常を検知し原子炉をスクラムさせる。

原子炉緊急停止系作動回路は、2チャンネルで構成され各チャンネルには、1つの測定変数に対して少なくとも2つ以上の独立したトリップ接点があり、いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし、両チャンネルの同時のトリップに対して、原子炉がスクラムされるようになっている。

原子炉スクラム信号一覧表を「表 3.4.4-1 原子炉スクラム信号一覧表」に示すとともに、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を「表 3.4.4-2 解析に使用する原子炉スクラム信号の応答時間」に示す。

①

(2) 工学的安全施設作動回路

工学的安全施設作動回路は、原子炉冷却材喪失あるいは主蒸気管破断等に際して、事故の拡大の防止及び環境への放射性物質の放出を抑制するため、異常を検知し工学的安全施設を作動させる。

工学的安全施設作動回路は、発電用原子炉の諸変数を監視する多重計測回路と、そこから信号を受けて工学的安全施設を作動させる論理回路とで構成する。

工学的安全施設作動信号一覧表を「表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表」の「1. 工学的安全施設作動信号」に示すとともに、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を「表 3.4.4-4 解析に使用する工学的安全施設の作動信号の応答時間」に示す。

(3) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉スクラム系統とは独立した原子炉圧力高（A T W S）又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号により、全制御棒を全挿入させる。あるいは、操作スイッチを手動で操作することで作動させる。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号を「表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表」の「2. A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号」に示す。

(4) A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）

運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉スクラム系統とは独立した原子炉圧力高（A T W S）又

表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表 (2/6)

工学的安全施設等の作動信号の種類			検出器及び作動信号				工学的安全施設等の作動信号を発信させない条件
			検出器の種類	個数	工学的安全施設等の作動に要する信号の個数	設定値	
その他の原子炉格納容器隔離弁	*16 (1)	ドライウエル 圧力高	格納容器 圧力検出器	4	2*4	13.7 kPa 以下	—
		原子炉 水位低	原子炉水位 検出器	4		1372 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
	*17 (2)	原子炉 水位低	原子炉水位 検出器	4	2*5	1372 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
	*18 (3)	原子炉水位 異常低下 (レベル 2)	原子炉水位 検出器	4	2*5	1243 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
原子炉建屋 ガス処理系		原子炉建屋 放射能高	原子炉建屋 放射能 検出器	8	2*6	通常運転時の 放射能の 10 倍以下	—
		ドライウエル 圧力高	格納容器圧 力検出器	4	2*7	13.7 kPa 以下	—
		原子炉 水位低	原子炉水位 検出器	4		1372 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
高圧炉心 スプレイ系		ドライウエル 圧力高	格納容器 圧力検出器	4	2*8	13.7 kPa 以下	—
		原子炉水位 異常低下 (レベル 2)	原子炉水位 検出器	4	2*8	1243 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—

NT2 補① V-1-5-4 R1

①

表 3. 4. 4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表 (6/6)

4. 過渡時自動減圧機能の作動信号

工学的安全施設等の 作動信号の種類	検出器及び作動信号				工学的安全施設等 の作動信号を発信 させない条件	
	検出器の 種類	個数	工学的安全施設等 の作動に要する信 号の個数	設定値		
過渡時 自動減 圧機能	原子炉水位 異常低下 (レベル1)	原子炉水位 検出器	4	2*15	961 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	自動減圧系の起動 阻止スイッチに より過渡時自動減 圧機能の作動信号 を阻止できる

\*1：主蒸気隔離弁の作動回路は 2 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 主蒸気隔離弁は閉となる。

\*2：主蒸気隔離弁の作動回路は 20 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 主蒸気隔離弁は閉となる。

\*3：主蒸気隔離弁の作動回路は 8 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 主蒸気隔離弁は閉となる。

\*4：内側及び外側隔離弁の各作動回路は各検出器 1 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 隔離弁は閉となる。

\*5：内側及び外側隔離弁の各作動回路は検出器 1 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する検出器が同時に動作すれば, 隔離弁は閉となる。

①

\*6：原子炉建屋ガス処理系 A, B の各作動回路は 2 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 原子炉建屋ガス処理系起動となる。

\*7：原子炉建屋ガス処理系 A, B の各作動回路は各検出器 1 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 原子炉建屋ガス処理系起動となる。

\*8：高圧炉心スプレイ系の作動回路は 4 個の検出器からなる並列の論理和回路で構成され, 最低 2 個の検出器が同時に動作すれば, 高圧炉心スプレイ系起動となる。

\*9：低圧炉心スプレイ系の作動回路は各検出器 2 個ずつの計 4 個の検出器からなる並列の論理和回路で構成され, 最低 2 個の検出器が同時に動作すれば, 低圧炉心スプレイ系起動となる。

\*10：残留熱除去系の作動回路は各検出器 2 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, 同じチャンネルに属する最低 2 個の検出器が同時に動作すれば, 1 系統以上の論理回路の成立で低圧注水系 1 系統以上起動となる。

\*11：自動減圧系の作動回路は 2 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, 同じ

NT2 補① V-1-5-4 R1

V-1-8 原子炉格納施設の説明書

V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

## 1. 概要

①

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第 44 条及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「解釈」という。）」の要求に対する原子炉格納施設の設計基準事故時の設計条件について記載したものであり、最高使用圧力、最高使用温度、設計漏えい率、最低使用温度、使用材料（原子炉格納容器本体の脆性破壊防止含む）、耐圧試験圧力、開口部、配管貫通部、電気配線貫通部、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器体積、原子炉格納容器安全設備、許容外圧、圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法、ダイヤフラム・フロアの設計差圧及び設計温度差、真空破壊装置、原子炉建屋原子炉棟、可燃性ガス濃度制御設備、放射性物質濃度制御設備、原子炉格納容器調気設備、原子炉冷却材喪失時の荷重、逃がし安全弁作動時の荷重、荷重の組合せ、繰返し荷重に対する解析について説明する資料である。

また、技術基準規則第 63, 64, 65, 66, 67, 68, 70 及び 71 条並びにそれらの解釈の要求に対する重大事故等対処設備として原子炉格納施設の破損防止に係る機能、重大事故等時の動荷重、荷重の組合せについても説明するとともに、重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価についても説明する。

## 2. 基本方針

原子炉格納施設は、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない設計とする。

設計基準事故時における設計条件は以下のとおりとする。

原子炉格納容器は、設計基準事故時において原子炉冷却材配管のもっとも苛酷な破断を想定し、これにより放出される原子炉冷却材のエネルギーによる原子炉冷却材喪失時の最大の圧力及び最高の温度に耐える設計とする。また、原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において、原子炉格納容器に生じる動荷重に耐える設計とする。なお、原子炉格納容器に生じる動荷重に対する設計は、「BWR. MARK II型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」に基づき実施する。

原子炉格納容器の開口部である機器搬入口ハッチ、所員用エアロック、配管貫通部等を含めて原子炉格納容器の漏えい率を許容値以下に保ち、原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時において想定される原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線等の環境条件の下でも原子炉格納容器バウンダリの健全性を保つように設計するとともに、漏えい試験ができる設計とする。

原子炉格納容器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉格納容器バウンダリの脆性破壊及び破断を防止する設計とする。

原子炉格納容器を貫通する各施設の配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動弁、チェーンロックが可能な手動弁、キーロックが可能な遠隔操作弁又は隔離機能を有する逆止弁とし、原子炉格納容器の隔離機能の確保が可能な設計とする。

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生じる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するとともに、原子炉格納容器内から漏えいする放射性物質の濃度を低減する設備として残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を設置する設計とする。また、原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生じる水素及び酸素により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、可燃性ガス濃度制御系及び不活性ガス系を設置する設計とする。なお、原子炉冷却材喪失事故後、ドライウエル内蒸気の凝縮が進み、ドライウエル圧力がサブプレッション・チェンバ圧力より下がった場合に、サブプレッション・チェンバのプール水逆流並びにドライウエルとサブプレッション・チェンバの差圧によるダイヤフラム・フロア及び原子炉圧力容器基礎の破損を防止するため、真空破壊装置を設置する設計とする。

- ① 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、原子炉建屋原子炉棟から直接大気に放射性物質が漏えいしないように、非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系を設置する設計とする。

また、重大事故等時における設計条件は以下のとおりとする。

原子炉格納容器は、重大事故等時の条件下においても放射性物質の閉じ込め機能を有する設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の熱を輸送するために用いる格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から放出

したがって、真空破壊装置の必要個数は、



実際の真空破壊装置の個数は11個であるので要求を満たしている。

なお、この真空破壊装置は常時その開閉状態をチェックできる試験開閉装置が設置されているため、ディスク固着のおそれはない。

①

### 3.1.16 原子炉建屋原子炉棟

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいした場合、放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建屋原子炉棟を設置する。

原子炉建屋原子炉棟は、原子炉格納容器を収納する建屋であって、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保し、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。

原子炉建屋原子炉棟に開口部を設ける場合には、気密性を確保する設計とする。

### 3.1.17 可燃性ガス濃度制御設備

設計基準対象施設としての可燃性ガス濃度制御系は、通常運転中、原子炉格納容器に不活性ガス系により窒素を充てんすることとあわせて、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の水素濃度又は酸素濃度を、可燃限界に達しないための制限値である水素濃度を4 vol%未満又は酸素濃度を5 vol%未満に維持できる設計とする。

①

### 3.1.18 放射性物質濃度制御設備

原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいした場合、放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建屋ガス処理系を設置する設計とする。

原子炉建屋ガス処理系である非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系は、原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器内から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした放射性よう素・粒子状核分裂生成物を除去できるように設計する。非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系は、よう素用チャコール・フィルタによるよう素総合除去効率がそれぞれ90%、97%以上となる設計とする\*1。

注記 \*1：「平成26年5月20日付け「総室発第31号」（平成29年11月8日付け「総室発第60号」、平成30年5月31日付け「総室発第18号」、平成30年6月21日付け「総室発第24号」、平成30年9月12日付け「総室発第47号」及び平成30年9月18日付け「総室発第48号」で一部補正）」をもって申請した「東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書」添付書類十 3. 事故解析 3.4.4原子炉冷却材喪失 における解析条件

V-1-8-2 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書

NT2 補① V-1-8-2 R1

## 1. 概要

①

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第44条、第67条、第68条及び第73条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」の要求に対する原子炉格納施設の水素ガスの濃度を低減するための設備の性能について説明するものである。

本資料では、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に維持するための設備である可燃性ガス濃度制御系並びに炉心の著しい損傷が発生した場合における水素爆発による原子炉格納容器の破損及び原子炉建屋等の損傷を防止するための設備である窒素供給装置、格納容器圧力逃がし装置、原子炉建屋ガス処理系及び静的触媒式水素再結合器の水素濃度低減性能並びに監視することが必要なパラメータについて、機能が要求される状態での条件を踏まえて所要の性能が発揮されることを説明する。

なお、格納容器圧力逃がし装置については、添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」で詳細に述べる。

## 2. 基本方針

原子炉格納施設の水素ガスの濃度を低減し、原子炉格納容器の破損を防止するための設備として可燃性ガス濃度制御系、窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置を、原子炉建屋等の損傷を防止する設備として原子炉建屋ガス処理系及び静的触媒式水素再結合器を設置する。

### 2.1 原子炉格納容器の破損を防止するための水素濃度低減設備

原子炉格納容器は、原子炉冷却材喪失事故時において、水の放射線分解によって発生する水素濃度が可燃限界に到達しないよう、不活性ガス系により、通常運転時より原子炉格納容器内を不活性化設計とする。

また、水素濃度が可燃限界に達するまでに遠隔操作にて、可燃性ガス濃度制御系を起動することによって、水素処理を実施できる設計とする。なお、設計基準事故である原子炉冷却材喪失事故時に蓄積される水素の濃度については、あらかじめ原子炉格納容器内を不活性化していること及び可燃性ガス濃度制御系の水素処理能力によって、水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に到達しないことを添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」で示す。

重大事故等時においては、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び金属腐食によって発生する水素、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素による水素爆発を防止できるよう、不活性ガス系により、通常運転時より原子炉格納容器内を不活性化設計するとともに、水素及び酸素の濃度を低減するため、窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置を設置する。窒素供給装置は、原子炉格納容器に不活性ガスである窒素を注入し、水素濃度及び酸素濃度を低減できる設計とする。格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内に蓄積した水素及び酸素を、原子炉格納容器外へ排出することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を継続的に低減できる設計とする。

①

### 2.2.1 原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系から構成する。

事故が発生すると、原子炉冷却材喪失事故時の場合は原子炉水位低又はドライウェル圧力高信号により、また、燃料取扱事故等の場合は原子炉建屋放射能高信号により、自動的に常用換気系を閉鎖するとともに、原子炉建屋を負圧に保ち、また、負圧に保つため放出する原子炉建屋内ガスに含まれる放射性よう素及び固体状核分裂生成物を吸着除去するため非常用ガス処理系を、さらに、原子炉建屋内ガス中に含まれる放射性よう素等を原子炉建屋内で再循環させて積極的に吸着除去するための非常用ガス再循環系を起動させる設計とする。

この系を出たガスは、排気筒と隣接して同じ高さまで設ける非常用ガス処理系排気筒を通して、大気中に放出する。

排風機及び電気加熱器に必要な電力は、外部電源喪失時にも非常用ディーゼル発電機から給電が可能な設計とする。

重大事故等時の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内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいした場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素等を含む気体を排出し、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を低減することで、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設備として水素排出設備（原子炉建屋ガス処理系による水素排出）を設置する。

水素排出設備（原子炉建屋ガス処理系による水素排出）として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へ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しない設計とする。また、非常用ガス再循環系は、原子炉建屋原子炉棟6階、3階、2階及び地下1階から吸引した気体を各階へ給気することで循環ラインを形成し、原子炉建屋原子炉棟内で水素が滞留しない設計とする。

原子炉建屋ガス処理系は、放射性物質低減機能として負圧達成機能及び負圧維持機能をもち、原子炉格納容器外に漏えいした可燃限界濃度未満の水素等を含む空気を滞留しないよう、非常用ガス処理系排気筒から排出する設計とする。原子炉建屋ガス処理系は、設計基準事故の原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉建屋原子炉棟内を10分以内に負圧達成できる容量を有している。原子炉建屋ガス処理系の電源については、非常用ディーゼル発電機に加えて、重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

原子炉建屋ガス処理系の系統概略図を図2.2.1-1に示す。

### 2.2.2 静的触媒式水素再結合器

水素濃度制御設備として原子炉建屋原子炉棟6階（オペレーティングフロア）に静的触媒式

## 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更可申請に伴う影響について

### 【第47条 警報装置等】

#### 1. 基準適合性の確認範囲

##### ① 警報装置等の施設について

既工事計画においては、警報装置等のうち、発電用原子炉施設の機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合（原子炉建屋原子炉棟内の放射能レベルが設定値を超えた場合、主蒸気管又は空気抽出器排ガス中の放射能レベルが設定値を超えた場合等）に、これらを確実に検出して自動的に警報する装置（原子炉建屋放射能高、主蒸気管放射能高等）を施設していることを記載している。

「補足-5【原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改工事の概要について】」

「V-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」（15, 16, 41, 46, 49頁参照）

今回の変更可申請に伴い、上記の警報装置の構成及び主要仕様に変更がないことを確認する。

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変認可申請に伴う影響について  
【第47条 警報装置等】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
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】	<ul style="list-style-type: none"> <li>今回の放射線モニタの改造により，警報装置の構成に変更がないことを確認した。【①】</li> </ul>
V-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	<ul style="list-style-type: none"> <li>今回の放射線モニタの改造により，原子炉建屋換気系（ダクト）モニタは，通常運転時等において，警報機能を有することとしており，計測装置の構成，検出器の種類，測定範囲及び警報動作範囲に変更がないことを確認した。【①】</li> </ul>

## 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更可申請に伴う影響について

### 【第47条 警報装置等】

3. まとめ
  - ・ 今回の放射線モニタの改造について、原子炉建屋放射能高の警報装置の構成に変更がないことを確認した。
  - ・ 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの計測装置の構成、検出器の種類、測定範囲、警報動作範囲に変更がなく、要求される機能に変更がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
  - ・ 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、警報装置等に関する基本設計方針についても変更はない。

V-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

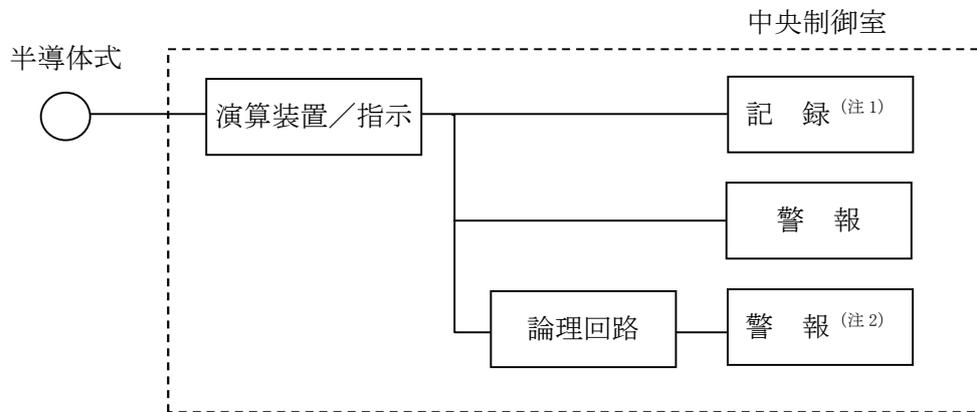
①

(4) 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、設計基準対象施設の機能を有しており、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの検出信号は、半導体式からのパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。

また、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。

（「図 3.1.2-8 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの概略構成図」及び「図 3.1.2-9 検出器の構造図（原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ）」参照。）



（注1）記録計

（注2）原子炉建屋ガス処理系起動

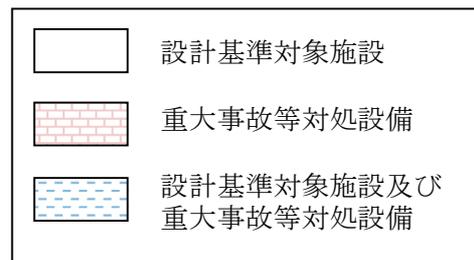


図 3.1.2-8 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの概略構成図

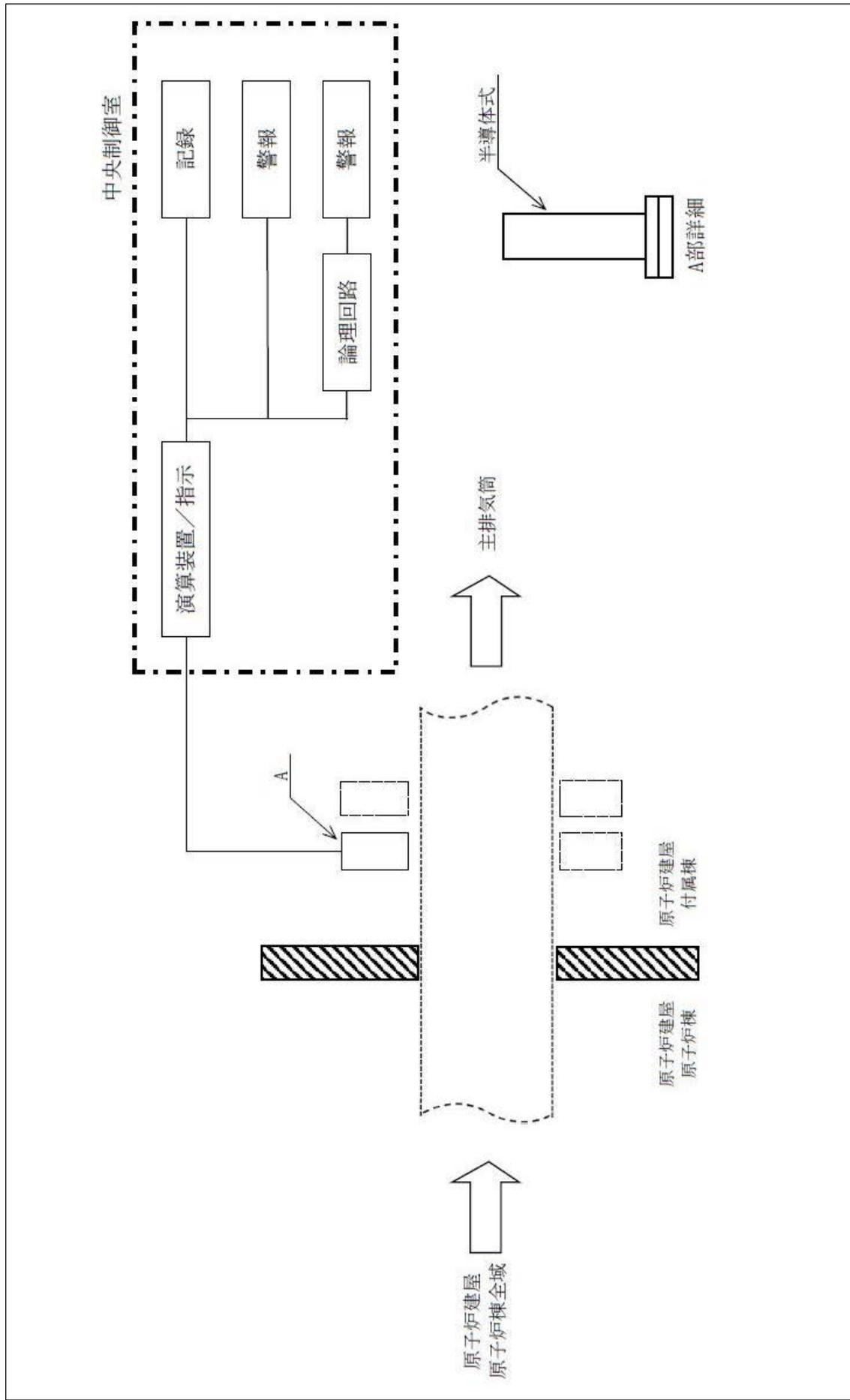


図 3.1.2-9 検出器の構造図 (原子炉建屋換気系 (ダクト) 放射線モニタ)

表 3.5.1-1 放射線管理用計測装置の計測結果の指示、表示及び記録

放射線管理用計測装置	指示又は表示	記録	
① プロセスモニタリング設備	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	中央制御室 緊急時対策支援システム伝送装置	
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	中央制御室 緊急時対策支援システム伝送装置	
	フィルタ装置出口放射線モニタ (低レンジ)	中央制御室 緊急時対策支援システム伝送装置	
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)	中央制御室 緊急時対策支援システム伝送装置	
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	中央制御室 緊急時対策支援システム伝送装置	
	原子炉建屋換気系 (ダクト) 放射線モニタ	中央制御室 中央制御室 (記録計)	
エリアモニタリング設備	緊急時対策所エリアモニタ	緊急時対策所 緊急時対策所 (電磁的記録)	
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ)	中央制御室 緊急時対策支援システム伝送装置	
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ)	中央制御室 緊急時対策支援システム伝送装置	
移動式周辺モニタリング設備	可搬型モニタリング・ポスト	現場 緊急時対策所	現場 (電磁的記録) 緊急時対策所 (電磁的記録)
		現場	現場 (従事者が記録)
	$\beta$ 線サーベイ・メータ	現場	現場 (従事者が記録)
	NaIシンチレーションサーベイ・メータ	現場	現場 (従事者が記録)
	ZnSシンチレーションサーベイ・メータ	現場	現場 (従事者が記録)
	電離箱サーベイ・メータ	現場	現場 (従事者が記録)

NT2 変② V-1-7-1 R0

表 4.1-1 放射線管理用計測装置の計測範囲 (1/3)

(プロセスモニタリング設備)		計測範囲の設定に関する考え方	
名称	計測範囲		
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は、「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。	
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は、「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。	
フィルタ装置出口放射線モニタ (低レンジ)	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	格納容器ベント実施時 (炉心損傷していない場合) に、想定されるフィルタ装置出口最大線量当量率 (約 $7 \times 10^0$ mSv/h) を計測できる範囲として設定する。	
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	計測上限値は、重大事故等時における計測に対してフィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) の計測下限値とオーバーラップするよう設定する。	
耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h	格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合) に、想定されるフィルタ装置出口最大線量当量率 (約 $5 \times 10^1$ Sv/h) を計測できる範囲として設定する。	
原子炉建屋換気系 (ダクト) 放射線モニタ	$10^{-4} \sim 1$ mSv/h	計測下限値は、通常運転時のバックグラウンドを包絡するように設定する。 計測上限値は、設定すべき警報動作値 (通常運転時の放射線の 10 倍以下) を包絡するよう設定する。	

①

表 4.2-1 放射線管理用計測装置の警報動作範囲

(プロセスモニタリング設備)

名称	警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ	$10^{-4} \sim 1$ mSv/h	変動するバックグラウンド値に依存した警報設定値（通常運転時の放射能の 10 倍以下）以上で警報動作する。

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5)

## 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

### 1. 概 要

本資料では、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく当該手続きを行うにあたり、設計及び工事計画変更認可申請書に添付する書類について整理する。

また、併せて「電気事業法」に基づく工事計画変更の手続きの要否についても整理する。

### 2. 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく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

設計及び工事計画変更認可申請書に添付すべき書類は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下「実用炉規則」という。）の第九条第三項で規定する別表第二の上覧に掲げる種類に応じた同表の下欄に掲げる書類並びに設計及び工事に係る品質マネジメントの説明書類となるが、別表第二では「認可の申請又は届出に係る工事の内容に関係あるものに限る。」との規定があるため、本申請範囲である「計測制御系統施設」及び「放射線管理施設」に加え、申請範囲に関連する「原子炉格納施設」に要求される添付書類の要否の検討を行った。検討結果を表1に示す。

### 3. 「電気事業法」に基づく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

「電気事業法」に基づく工事計画の手続き対象となる工事については、「原子力発電工作物の保安に関する命令」（以下「保安命令」という。）の別表第一及び別表第三に規定されている。

今回改造するプロセス放射線モニタについては、計測制御系統設備及び放射線管理設備に係る設備であり、保安命令の別表第一に規定する工事計画の認可を要するもの<sup>※</sup>に該当する。

※：今回の改造において、要目表の変更及び保安命令の別表第一に規定する工事に該当する設備は「放射線管理設備」のみであるが、「計測制御系統設備」の要目表においても同一の記載があるため、併せて申請する。

表1 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく設計及び工事計画  
変更認可申請において要求される添付書類及び本申請における添付の要否の検討結果

(1)原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ

実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
別表第二（各発電用原子炉施設に共通）		
送電関係一覧図	×	送電設備に変更はないため、添付しない。
急傾斜地崩壊危険区域内において行う制限工事に係る場合は、当該区域内の急傾斜地の崩壊の防止措置に関する説明書	×	東海第二発電所において急傾斜地崩壊危険区域に指定された箇所はないため、添付しない。
工場又は事業所の概要を明示した地形図	×	発電所の概要を明示した地形図に変更はないため、添付しない。
主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図	×	主要設備の配置に変更はないため、添付しない。
単線結線図	×	単線結線図に変更はないため、添付しない。
新技術の内容を十分に説明した書類	×	新技術に該当しないため、添付しない。
発電用原子炉施設の熱精算図	×	熱精算に変更はないため、添付しない。
熱出力計算書	×	熱出力計算に変更はないため、添付しない。
発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書	○	本申請では、変更する機器が設置許可との整合性に影響がないことを説明するため添付する。 ※本文五号との整合性に関する説明書 ※本文十一号との整合性に関する説明書
排気中及び排水中の放射性物質の濃度に関する説明書	×	排気中及び排水中の放射性物質の濃度に変更はないため、添付しない。
人が常時勤務し、又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における線量に関する説明書	×	発電所の場所における線量に影響を与えないため、添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
発電用原子炉施設の自然現象 等による損傷の防止に関する 説明書	○	<p>補足-1 の添付書類で確認した書類であること から添付する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ V-1-1-2-1-1<sup>*1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-1-2<sup>*1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-2-1<sup>*1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-2-4<sup>*1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-2-5<sup>*1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-3-1<sup>*1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-3-2<sup>*1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-3-3<sup>*1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-4-1<sup>*1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-4-2<sup>*1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-4-3<sup>*1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-5-1<sup>*1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-5-2<sup>*1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-5-3<sup>*1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-5-4<sup>*1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-5-6<sup>*1</sup></li> </ul>
排水監視設備及び放射性物質 を含む排水を安全に処理する 設備の配置の概要を明示した 図面	×	排水監視設備に変更はないため、添付しない。
取水口及び放水口に関する説 明書	×	取水口及び放水口に係る変更はないため、添付 しない。
設備別記載事項の設定根拠に 関する説明書	○	<p>既工事計画では本設備の改造等の工事を行う 計画がなかったため添付していなかったが、設 備の改造を行うため新規に作成し添付する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ V-1-1-4-6-26</li> </ul>
環境測定装置の構造図及び取 付箇所を明示した図面	×	今回改造する原子炉建屋換気系(ダクト)放射 線モニタはプロセスモニタリング設備に該当 するものであり、周辺モニタリング設備等の環 境測定装置に該当しないため、添付しない。
クラス 1 機器及び炉心支持構 造物の応力腐食割れ対策に関 する説明書	×	今回改造する原子炉建屋換気系(ダクト)放射 線モニタはクラス 1 機器及び炉心支持構造物 に該当しないため、添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	○	設計基準事故時に想定される環境条件及び系統施設毎の機能に影響はなく、必要な箇所の保守点検ができる設計とすること等に変更はないが、設備の改造を行うため添付する。 ・ V-1-1-6*1
発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	○	本工事により火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減の火災防護対策について影響を与えない。なお、改造する範囲に使用する非難燃ケーブルは火災を想定した場合にも延焼が発生しないよう処置する設計に変更はないが、補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-1-7*1
発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書	○	本工事により、溢水評価対象の防護対象設備の配置変更及び撤去を行うため添付する。 ・ V-1-1-8-2 補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-1-8-1*1 ・ V-1-1-8-3*1 ・ V-1-1-8-4*1 ・ V-1-1-8-5*1
発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書	○	補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-1-9*1
通信連絡設備に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	×	通信連絡設備に変更はないため、添付しない。
安全避難通路に関する説明書及び安全避難通路を明示した図面	×	安全避難通路に変更はないため、添付しない。
非常用照明に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	×	非常用照明に変更はないため、添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
別表第二 (計測制御系統施設)		
計測制御系統施設に係る機器 (計測装置を除く。)の配置を 明示した図面及び系統図	×	今回は計測制御系統施設のうち、工学的安全施設等の起動信号に係る変更であるため、添付しない。
制御能力についての計算書	×	制御能力に係る変更はないため、添付しない。
耐震性に関する説明書	×	今回改造する原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタは、放射線管理施設のうち、放射線管理用計測装置であり、計測制御系統施設に該当しないため、添付しない。
強度に関する説明書	×	今回改造する原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタは技術基準規則で分類されているクラスに該当しないため、添付しない。
構造図	×	本工事は、検出器の配置を変更するものであり、構造に係る変更はないため、添付しない。
計測装置の構成に関する説明書、計測制御系統図及び検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	○	補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-5-1* <sup>1</sup>
原子炉非常停止信号の作動回路の説明図及び設定値の根拠に関する説明書	×	原子炉非常停止信号に変更はないため、添付しない。
工学的安全施設等の起動(作動)信号の起動(作動)回路の説明図及び設定値の根拠に関する説明書	○	補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-5-3* <sup>1</sup>
デジタル制御方式を使用する安全保護系等の適用に関する説明書	×	デジタル制御方式を使用する安全保護系等の適用に係る変更はないため、添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書	○	補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-5-4*1
中央制御室の機能に関する説明書、中央制御室外の原子炉停止機能及び監視機能並びに緊急時制御室の機能に関する説明書	○	補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-5-5*1
安全弁の吹出量計算書	×	安全弁に該当しないため、添付しない。
別表第二 (放射線管理施設)		
放射線管理施設に係る機器 (放射線管理用計測装置を除く。)の配置を明示した図面及び系統図	×	今回改造する原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタは放射線管理用計測装置に該当するため、添付しない。
放射線管理用計測装置の構成に関する説明書	○	既工事計画では本設備の改造等の工事を行う計画がなかったため、本設備に係る記載がなかったが、補足-1 の添付書類で確認する必要がある書類であることから、本設備に係る記載を追加し添付する。 ・ V-1-7-1
放射線管理用計測装置の系統図及び検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	○	本工事により、検出器の配置を変更するため、配置を明示した図面を添付する。 ・ 第7-1-5 図 既工事計画では本設備の改造等の工事を行う計画がなかったため、本設備に係る記載がなかったが、補足-1 の添付書類で確認する必要がある書類であることから、本設備に係る記載を追加し添付する。 ・ V-1-7-1
管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書	×	管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に該当しないため、添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
耐震性に関する説明書	○	<p>本工事において、検出器の配置を変更するため添付する。なお、「据付場所及び床面高さ」のうち、床面高さの記載を適正化するが、耐震計算書上の基準床レベル及び床応答加速度の適用に変更はないため、既工事計画における評価に変更はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ V-2-8-2-4</li> </ul> <p>補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ V-2-1-1*<sup>1</sup></li> <li>・ V-2-1-3*<sup>1</sup></li> <li>・ V-2-1-4*<sup>1</sup></li> <li>・ V-2-1-5*<sup>1</sup></li> <li>・ V-2-1-8*<sup>1</sup></li> <li>・ V-2-2-1*<sup>1</sup></li> <li>・ V-2-12*<sup>1</sup></li> </ul>
強度に関する説明書	×	今回改造する原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタは技術基準規則で分類されているクラスに該当しないため、添付しない。
構造図	×	本工事は、検出器の配置を変更するものであり、構造に係る変更はないため、添付しない。
生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書	×	生体遮蔽装置に該当しないため、添付しない。
中央制御室及び緊急時制御室の居住性に関する説明書	○	<p>補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ V-1-7-3*<sup>1</sup></li> </ul>
別表第二 (原子炉格納施設)		
原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	×	本工事において、原子炉格納施設に係る機器の配置等に変更はないため、添付しない。
耐震性に関する説明書	○	<p>補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ V-2-9-2-2*<sup>1</sup></li> <li>・ V-2-9-3-4*<sup>1</sup></li> </ul>
強度に関する説明書	×	本工事において、原子炉格納施設の強度に係る変更はないため、添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
構造図	×	本工事において、原子炉格納施設の構造に係る変更はないため、添付しない。
原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	○	補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-8-1* <sup>1</sup>
原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書	○	補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-8-2* <sup>1</sup>
原子炉格納施設の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面	○	補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-8-3* <sup>1</sup>
圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書	×	圧力低減設備その他の安全設備のポンプに該当しないため、添付しない。
安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書	×	安全弁及び逃がし弁に該当しないため、添付しない。

\* 1 : 平成30年10月18日付け原規規発第1810181号にて認可された工事の計画から変更がないことを示す。

### 補足－3【工事の方法に関する補足説明資料】

## 工事の方法に関する補足説明資料

### 1. 概要

工事の方法として、工事手順、使用前事業者検査の方法、工事上の留意事項を、それぞれ施設、主要な耐圧部の溶接部、燃料体に区分し定めており、これら工事手順及び使用前事業者検査の方法は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に定めたプロセス等に基づいたものとしている。

また、工事の方法は、すべての施設を網羅するものとして作成しており、それを原子炉本体に記載し、その他施設については該当箇所を呼び込むことにしている。

本資料では、工事の方法のうち当該工事に該当する箇所を明示するものである。

### 2. 当該工事に該当する箇所

工事の方法のうち、当該工事に該当する箇所を示す。

凡例

(黄色マーキング): 当該工事に該当する箇所

申請に係る工事の方法として、原子炉本体に係る工事の方法を以下に示す。

変 更 前	変 更 後
<p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事並びに主要な耐圧部の溶接部における工事の方法として、原子炉設置(変更)許可を受けた事項、及び「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則」(以下「技術基準」という。)の要求事項に適合するための設計(基本設計方針及び要目表)に従い実施する工事の手順と、それら設計や工事の手順に従い工事が行われたことを確認する使用前事業者検査の方法を以下に示す。</p> <p>これらの工事の手順及び使用前事業者検査の方法は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に定めたプロセス等に基づいたものとする。</p> <p>1. 工事の手順</p> <p>1.1 工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事における工事の手順を使用前事業者検査との関係を含め図1に示す。</p> <p>1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順を使用前事業者検査との関係を含め図2に示す。</p> <p>1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>燃料体に係る工事の手順を使用前事業者検査との関係を含め図3に示す。</p> <p>2. 使用前事業者検査の方法</p> <p>構造、強度及び漏えいを確認するために十分な方法、機能及び性能を確認するために十分な方法、その他設置又は変更の工事がその設計及び工事の計画に従って行われたものであることを確認するために十分な方法により、使用前事業者検査を図1、図2及び図3のフローに基づき実施する。使用前事業者検査は「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、抽出されたものの検査を実施する。</p> <p>また、使用前事業者検査は、検査の時期、対象、方法、検査体制に加えて、検査の内容と重要度に応じて、立会、抜取り立会、記録確認のいずれかとすることを要領書等で定め実施する。</p> <p>2.1 構造、強度又は漏えいに係る検査</p> <p>2.1.1 構造、強度又は漏えいに係る検査</p> <p>構造、強度又は漏えいに係る検査ができるようになったとき、表1に示す検査を実施する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前

変更後

表1 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体を除く）\*1

検査項目	検査方法		判定基準
「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、当該工事における構造、強度又は漏えいに係る確認事項として次に掲げる項目の中から抽出されたもの。 ・材料検査 ・寸法検査 ・外観検査 ・組立て及び据付け状態を確認する検査(据付検査) ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査 ・建物・構築物の構造を確認する検査	材料検査	使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。
	寸法検査	主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。	設工認に記載されている主要寸法の計測値が、許容寸法を満足すること。
	外観検査	有害な欠陥がないことを確認する。	健全性に影響を及ぼす有害な欠陥がないこと。
	組立て及び据付け状態を確認する検査(据付検査)	組立て状態並びに据付け位置及び状態が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりに組立て、据付けされていること。
	状態確認検査	評価条件、手順等が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりであること。
	耐圧検査*2	技術基準の規定に基づく検査圧力で所定時間保持し、検査圧力に耐え、異常のないことを確認する。耐圧検査が構造上困難な部位については、技術基準の規定に基づく非破壊検査等により確認する。	検査圧力に耐え、かつ、異常のないこと。
	漏えい検査*2	耐圧検査終了後、技術基準の規定に基づく検査圧力により漏えいの有無を確認する。なお、漏えい検査が構造上困難な部位については、技術基準の規定に基づく非破壊検査等により確認する。	著しい漏えいのないこと。
	原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査	地盤の地質状況が、原子炉格納施設の基盤として十分な強度を有することを確認する。	設工認のとおりであること。
建物・構築物の構造を確認する検査	主要寸法、組立方法、据付位置及び据付状態等が工事計画のとおり製作され、組み立てられていることを確認する。	設工認のとおりであること。	

変更なし

注記 \*1：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

\*2：耐圧検査及び漏えい検査の方法について、表1によらない場合、基本設計方針の共通項目として定めた「耐圧試験等」の方針によるものとする。

変 更 前	変 更 後
<p>2.1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る検査</p> <p>主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査は、技術基準第17条第15号、第31条、第48条第1項及び第55条第7号、並びに実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「技術基準解釈」という。）に適合するよう、以下の(1)及び(2)の工程ごとに検査を実施する。</p> <p>(1) あらかじめ確認する事項</p> <p>次の①及び②については、主要な耐圧部の溶接をしようとする前に、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 溶接規格（JSME S NB1-2007）（以下「溶接規格」という。）第2部 溶接施工法認証標準及び第3部 溶接士技能認証標準に従い、表2-1、表2-2に示す検査を行う。その際、以下のいずれかに該当する特殊な溶接方法は、その確認事項の条件及び方法の範囲内で①溶接施工法に関することを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・平成12年6月以前に旧電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令（昭和45年通商産業省令第81号）第2条に基づき、通商産業大臣の認可を受けた特殊な溶接方法。</li> <li>・平成12年7月以降に、一般社団法人日本溶接協会又は一般財団法人発電設備技術検査協会による確性試験により適合性確認を受けた特殊な溶接方法。</li> </ul> <p>① 溶接施工法に関すること</p> <p>② 溶接士の技能に関すること</p> <p>なお、①又は②について、既に、以下のいずれかにより適合性が確認されているものは、主要な耐圧部の溶接をしようとする前に表2-1、表2-2に示す検査は要さないものとする。</p> <p>① 溶接施工法に関すること</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・平成12年6月30日以前に電気事業法（昭和39年法律第170号）に基づき国の認可証又は合格証を取得した溶接施工法。</li> <li>・平成12年7月1日から平成25年7月7日に、電気事業法に基づく溶接事業者検査において、各設置者が技術基準への適合性を確認した溶接施工法。</li> <li>・平成25年7月8日以降、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）に基づき、各設置者が技術基準への適合性を確認した溶接施工法。</li> <li>・前述と同等の溶接施工法として、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）における他の施設にて、認可を受けたもの、溶接安全管理検査、使用前事業者検査等で溶接施工法の確認を受けたもの又は客観性を有する方法により確認試験が行われ判定基準に適合しているもの。ここで、他の施設とは、加工施設、試験研究用等原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、特定第一種廃棄物埋設施設、特定廃棄物管理施設をいう。</li> </ul> <p>② 溶接士の技能に関すること</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・溶接規格第3部 溶接士技能認証標準によって認定されたものと同等と認められるものとして、技術基準解釈別記-5に示されている溶接士が溶接を行う場合。</li> <li>・溶接規格第3部 溶接士技能認証標準に適合する溶接士が、技術基準解釈別記-5の有効期間内に溶接を行う場合。</li> </ul>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前

変更後

表 2-1 あらかじめ確認すべき事項（溶接施工法）

検査項目	検査方法及び判定基準
溶接施工法の内容確認	計画している溶接施工法の内容が、技術基準に適合する方法であることを確認する。
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。
溶接作業中確認	溶接施工法及び溶接設備等が計画どおりのものであり、溶接条件等が溶接検査計画書のとおり実施されることを確認する。
外観確認	試験材について、目視により外観が良好であることを確認する。
溶接後熱処理確認	溶接後熱処理の方法等が技術基準に基づき計画した内容に適合していることを確認する。
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面における開口した欠陥の有無を確認する。
機械試験確認	溶接部の強度、延性及び靱性等の機械的性質を確認するため、継手引張試験、曲げ試験及び衝撃試験により溶接部の健全性を確認する。
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。
(判定) *	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接施工法は技術基準に適合するものとする。

注記 \* : ( ) 内は検査項目ではない。

変更なし

変更前

変更後

表 2-2 あらかじめ確認すべき事項（溶接士）

検査項目	検査方法及び判定基準
溶接士の試験内容の確認	検査を受けようとする溶接士の氏名，溶接訓練歴等，及びその者が行う溶接施工法の範囲を確認する。
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。
開先確認	試験をする上で，健全な溶接が施工できることを確認する。
溶接作業中確認	溶接士及びその溶接士が行う溶接作業が溶接検査計画書のとおりであり，溶接条件が溶接検査計画書のとおり実施されることを確認する。
外観確認	目視により外観が良好であることを確認する。
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い，表面に開口した欠陥の有無を確認する。
機械試験確認	曲げ試験を行い，欠陥の有無を確認する。
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について，技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。
(判定) *	以上の全ての工程において，技術基準に適合していることが確認された場合，当該溶接士は技術基準に適合する技能を持った者とする。

注記 \* : ( ) 内は検査項目ではない。

(2) 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項

発電用原子炉施設のうち技術基準第 17 条第 15 号，第 31 条，第 48 条第 1 項及び第 55 条第 7 号の主要な耐圧部の溶接部について，表 3-1 に示す検査を行う。

また，以下の①又は②に限り，原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器に対してテンパービード溶接を適用することができ，この場合，テンパービード溶接方法を含む溶接施工法の溶接部については，表 3-1 に加えて表 3-2 に示す検査を実施する。

- ① 平成 19 年 12 月 5 日以前に電気事業法に基づき実施された検査において溶接後熱処理が不要として適合性が確認された溶接施工法
- ② 以下の規定に基づく溶接施工法確認試験において，溶接後熱処理が不要として適合性が確認された溶接施工法
  - ・平成 12 年 6 月以前に旧電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令（昭和 45 年通商産業省令第 81 号）第 2 条に基づき，通商産業大臣の許可を受けた特殊な溶接方法。
  - ・平成 12 年 7 月以降に，一般社団法人日本溶接協会又は一般財団法人発電設備技術検査協会による確性試験による適合性確認を受けた特殊な溶接方法。

変更なし

変更前		変更後
表 3-1 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項		
検査項目	検査方法及び判定基準	
適用する溶接施工法、溶接士の確認	適用する溶接施工法、溶接士について、表 2-1 及び表 2-2 に示す適合確認がなされていることを確認する。	
材料検査	溶接に使用する材料が技術基準に適合するものであることを確認する。	
開先検査	開先形状、開先面の清浄及び継手面の食違い等が技術基準に適合するものであることを確認する。	
溶接作業検査	あらかじめの確認において、技術基準に適合していることが確認された溶接施工法及び溶接士により溶接施工しているかを確認する。	
熱処理検査	溶接後熱処理の方法、熱処理設備の種類及び容量が、技術基準に適合するものであること、また、あらかじめの確認において技術基準に適合していることを確認した溶接施工法の範囲により実施しているかを確認する。	
非破壊検査	溶接部について非破壊試験を行い、その試験方法及び結果が技術基準に適合するものであることを確認する。	
機械検査	溶接部について機械試験を行い、当該溶接部の機械的性質が技術基準に適合するものであることを確認する。	
耐圧検査*1	規定圧力で耐圧試験を行い、これに耐え、かつ、漏えいがないことを確認する。規定圧力で行うことが著しく困難な場合は、可能な限り高い圧力で試験を実施し、耐圧試験の代替として非破壊試験を実施する。 (外観の状況確認) 溶接部の形状、外観及び寸法が技術基準に適合することを確認する。	
(適合確認)*2	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接部は技術基準に適合するものとする。	
<p>注記 *1：耐圧検査の方法について、表 3-1 によらない場合、基本設計方針の共通項目として定めた「材料及び構造等」の方針によるものとする。</p> <p>*2：( ) 内は検査項目ではない。</p>		
		変更なし

変 更 前						変 更 後					
表 3-2 溶接施工した構造物に対して確認する事項 (テンパービード溶接を適用する場合)											
検査項目	検査方法及び判定基準	同種材の溶接	クラッド材の溶接	異種材の溶接	バタリング材の溶接						
材料検査	1. 中性子照射 10 <sup>19</sup> nvt 以上受ける設備を溶接する場合に使用する溶接材料の銅含有量は、0.10%以下であることを確認する。	適用	適用	適用	適用						
	2. 溶接材料の表面は、錆、油脂付着及び汚れ等がないことを確認する。	適用	適用	適用	適用						
開先検査	1. 当該施工部位は、溶接規格に規定する溶接後熱処理が困難な部位であることを図面等で確認する。	適用	適用	適用	適用						
	2. 当該施工部位は、過去に当該溶接施工法と同一又は類似の溶接後熱処理が不要な溶接方法を適用した経歴を有していないことを確認する。	適用	適用	適用	適用						
	3. 溶接を行う機器の面は、浸透探傷試験又は磁粉探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	適用	適用	適用						
	4. 溶接深さは、母材の厚さの2分の1以下であること。	適用	—	適用	—						
	5. 個々の溶接部の面積は650cm <sup>2</sup> 以下であることを確認する。	適用	—	適用	—						
	6. 適用する溶接施工法に、クラッド材の溶接開先底部とフェライト系母材との距離が規定されている場合は、その寸法が規定を満足していることを確認する。	—	適用	—	—						
	7. 適用する溶接施工法に、溶接開先部がフェライト系母材側へまたがって設けられ、そのまたがりの距離が規定されている場合は、その寸法が規定を満足していることを確認する。	—	—	適用	—						
溶接作業検査	自動ティグ溶接を適用する場合は、次によることを確認する。	適用	適用	適用	適用						
	1. 自動ティグ溶接は、溶加材を通電加熱しない方法であることを確認する。	適用	適用	適用	適用						
	2. 溶接は、適用する溶接施工法に規定された方法に適合することを確認する。	適用	適用	適用	適用						
	①各層の溶接入熱が当該施工法に規定する範囲内で施工されていることを確認する。	適用	適用	適用	適用						
	②2層目端部の溶接は、1層目溶接端の母材熱影響部（1層目溶接による粗粒化域）が適切なテンパー効果を受けるよう、1層目溶接端と2層目溶接端の距離が1mmから5mmの範囲であることを確認する。	適用	—	適用	—						
	③予熱を行う溶接施工法の場合は、当該施工法に規定された予熱範囲及び予熱温度を満足していることを確認する。	適用	適用	適用	適用						
	④当該施工法にパス間温度が規定されている場合は、温度制限を満足していることを確認する。	適用	適用	適用	適用						
⑤当該施工法に、溶接を中断する場合及び溶接終了時の温度保持範囲と保持時間が規定されている場合は、その規定を満足していることを確認する。	適用	適用	適用	適用							
⑥余盛り溶接は、1層以上行われていることを確認する。	適用	—	適用	—							
⑦溶接後の温度保持終了後、最終層ビードの除去及び溶接部が平滑となるよう仕上げ加工されていることを確認する。	適用	—	適用	—							
非破壊検査	溶接部の非破壊検査は、次によることを確認する。	適用	—	—	—						
	1. 1層目の溶接終了後、磁粉探傷試験又は浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	—	—	—						
	2. 溶接終了後の試験は、次によることを確認する。	適用	適用	適用	適用						
	①溶接終了後の非破壊試験は、室温状態で48時間以上経過した後実施していることを確認する。	適用	適用	適用	適用						
	②予熱を行った場合はその領域を含み、溶接部は磁粉探傷試験又は浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	適用	適用	適用						
	③超音波探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	—	適用	適用	—						
④超音波探傷試験又は2層目以降の各層の磁粉探傷試験若しくは浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	適用	—	—	—							
⑤放射線透過試験又は超音波探傷試験を行い、これに合格することを確認する。	—	—	—	適用							
3. 温度管理のために取り付けた熱電対がある場合は、機械的方法で除去し、除去した面に欠陥がないことを確認する。	適用	適用	適用	適用							

変更なし

変更前

変更後

2.1.3 燃料体に係る検査

燃料体については、以下(1)～(3)の加工の工程ごとに表4に示す検査を実施する。なお、燃料体を発電用原子炉に受け入れた後は、原子炉本体として機能又は性能に係る検査を実施する。

- (1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品については、組成、構造又は強度に係る試験をすることができる状態になった時
- (2) 燃料要素の加工が完了した時
- (3) 加工が完了した時

また、燃料体については構造、強度又は漏えいに係る検査を実施することにより、技術基準への適合性が確認できることから、構造、強度又は漏えいに係る検査の実施をもって工事の完了とする。

表4 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体）\*

検査項目	検査方法		判定基準
(1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品の化学成分の分析結果の確認その他これらの部品の組成、構造又は強度に係る検査	材料検査	使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。
	寸法検査	主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。	
(2) 燃料要素に係る次の検査 一 寸法検査 二 外観検査 三 表面汚染密度検査 四 溶接部の非破壊検査 五 漏えい検査（この表の(3)三に掲げる検査が行われる場合を除く。）	外観検査	有害な欠陥等がないことを確認する。	
	表面汚染密度検査	表面に付着している核燃料物質の量が技術基準の規定を満足することを確認する。	
	溶接部の非破壊検査	溶接部の健全性を非破壊検査等により確認する。	
	漏えい検査	漏えい試験における漏えい量が、技術基準の規定を満足することを確認する。	
	質量検査	燃料集合体の総質量が工事計画のとおりであり、許容値内であることを確認する。	
(3) 組み立てられた燃料体に係る次の検査 一 寸法検査 二 外観検査 三 漏えい検査（この表の(2)五に掲げる検査が行われる場合を除く。） 四 質量検査	漏えい検査	漏えい試験における漏えい量が、技術基準の規定を満足することを確認する。	
	質量検査	燃料集合体の総質量が工事計画のとおりであり、許容値内であることを確認する。	

変更なし

注記 \*：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

変更前

変更後

2.2 機能又は性能に係る検査

機能又は性能を確認するため、以下のとおり検査を行う。

ただし、表1の表中に示す検査により機能又は性能を確認できる場合は、表5、表6又は表7の表中に示す検査を表1の表中に示す検査に替えて実施する。

また、改造、修理又は取替の工事であって、燃料体を挿入できる段階又は臨界反応操作を開始できる段階と工事完了時が同じ時期の場合、工事完了時として実施することができる。

構造、強度又は漏えいを確認する検査と機能又は性能を確認する検査の内容が同じ場合は、構造、強度又は漏えいを確認する検査の記録確認をもって、機能又は性能を確認する検査とすることができる。

2.2.1 燃料体を挿入できる段階の検査

発電用原子炉に燃料体を挿入することができる状態になったとき表5に示す検査を実施する。

表5 燃料体を挿入できる段階の検査\*

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉に燃料体を挿入する前であれば実施できない検査	発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。

注記 \*：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.2.2 臨界反応操作を開始できる段階の検査

発電用原子炉の臨界反応操作を開始することができる状態になったとき、表6に示す検査を実施する。

表6 臨界反応操作を開始できる段階の検査\*

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉が臨界に達する時に必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉が臨界に達する前であれば実施できない検査	発電用原子炉の出力を上げるにあたり、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態での確認項目として、燃料体の炉内配置及び原子炉の核的特性等を確認する。また、工程上発電用原子炉が臨界に達する前であれば機能又は性能を確認できない設備について、機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉の臨界反応操作を開始するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。

注記 \*：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

変更なし

変更前

変更後

2.2.3 工事完了時の検査

全ての工事が完了したとき、表7に示す検査を実施する。

表7 工事完了時の検査\*

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉の出力運転時における発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する検査、その他工事の完了を確認するために必要な検査	<p>工事の完了を確認するために、発電用原子炉で発生した蒸気を用いる施設の試運転等により、当該各系統の機能又は性能の最終的な確認を行う。</p> <p>発電用原子炉の出力を上げた状態における確認項目として、プラント全体での最終的な試運転により発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する。</p>	<p>当該原子炉施設の供用を開始するにあたり、原子炉施設の安全性を確保するために必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。</p>

注記 \*：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.3 基本設計方針検査

基本設計方針のうち「構造、強度又は漏えいに係る検査」及び「機能又は性能に係る検査」では確認できない事項について、表8に示す検査を実施する。

表8 基本設計方針検査

検査項目	検査方法	判定基準
基本設計方針検査	基本設計方針のうち表1、表4、表5、表6、表7では確認できない事項について、基本設計方針に従い工事が実施されたことを工事中又は工事完了時における適切な段階で確認する。	「基本設計方針」のとおりであること。

2.4 品質マネジメントシステムに係る検査

実施した工事が、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセス、「1. 工事の手順」並びに「2. 使用前事業者検査の方法」のとおり行われていることの実施状況を確認するとともに、使用前事業者検査で記録確認の対象となる工事の段階で作成される製造メーカー等の記録の信頼性を確保するため、表9に示す検査を実施する。

変更なし

変更前

変更後

表9 品質マネジメントシステムに係る検査

検査項目	検査方法	判定基準
品質マネジメントシステムに係る検査	工事が設工認の「工事の方法」及び「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に示すプロセスのとおり実施していることを品質記録や聞き取り等により確認する。この確認には、検査における記録の信頼性確認として、基となる記録採取の管理方法の確認やその管理方法の遵守状況の確認を含む。	設工認で示す「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」及び「工事の方法」のとおり工事管理が行われていること。

3. 工事上の留意事項

3.1 設置又は変更の工事に係る工事上の留意事項

発電用原子炉施設の設置又は変更の工事並びに主要な耐圧部の溶接部における工事の実施にあたっては、発電用原子炉施設保安規定を遵守するとともに、従事者及び公衆の安全確保や既設の安全上重要な機器等への悪影響防止等の観点から、以下に留意し工事を進める。なお、工事の手順と使用前事業者検査との関係については、図1、図2及び図3に示す。

- a. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、周辺資機材、他の発電用原子炉施設及び環境条件からの悪影響や劣化等を受けないよう、隔離、作業環境維持、異物侵入防止対策等の必要な措置を講じる。
- b. 工事にあたっては、既設の安全上重要な機器等へ悪影響を与えないよう、現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、作業に潜在する危険性又は有害性や工事用資機材から想定される影響を確認するとともに、隔離、火災防護、溢水防護、異物侵入防止対策、作業管理等の必要な措置を講じる。
- c. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、必要に応じて、供用後の施設管理のための重要なデータを採取する。
- d. プラントの状況に応じて、検査・試験、試運転等の各段階における工程を管理する。
- e. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、供用開始後に必要な機能性能を発揮できるよう製造から供用開始までの間、管理する。
- f. 放射性廃棄物の発生量低減に努めるとともに、その種類に応じて保管及び処理を行う。
- g. 現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、放射線業務従事者に対して防護具の着用や作業時間管理等適切な被ばく低減措置と、被ばく線量管理を行う。また、公衆の放射線防護のため、気体及び液体廃棄物の放出管理については、周辺管理区域外の空気中・水中の放射性物質濃度が「核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定める値を超えないようにするとともに、放出管理目標値を超えないように努める。
- h. 修理の方法は、基本的に「図1 工事の手順と使用前事業者検査のフロー（燃料体を除く。）」の手順により行うこととし、機器等の全部又は一部について、撤去、切断、切削又は取外しを行い、据付、溶接又は取付け、若しくは同等の方法により、同等仕様又は性能・強度が改善されたものに取替を行う等、機器等の機能維持又は回復を行う。また、機器等の一部撤去、一部撤去の既設端部について閉止板の取付け、熱交換器又は冷却器の伝熱管への閉止栓取付け又は同等の方法により適切な処置を実施す

変更なし

変 更 前	変 更 後
<p>る。</p> <p>i. 特別な工法を採用する場合の施工方法は、技術基準に適合するよう、安全性及び信頼性について必要に応じ検証等により十分確認された方法により実施する。</p> <p>3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項</p> <p>燃料体の加工に係る工事の実施にあたっては、以下に留意し工事を進める。</p> <p>a. 工事対象設備について、周辺資機材、他の加工施設及び環境条件から波及的影響を受けないよう、隔離等の必要な措置を講じる。</p> <p>b. 工事を行うことにより、他の供用中の加工施設が有する安全機能に影響を与えないよう、隔離等の必要な措置を講じる。</p> <p>c. 工事対象設備について、必要に応じて、供用後の施設管理のための重要なデータを採取する。</p> <p>d. 加工施設の状況に応じて、検査・試験等の各段階における工程を管理する。</p> <p>e. 工事対象設備について、供用開始後に必要な機能性能を発揮できるよう維持する。</p> <p>f. 放射性廃棄物の発生量低減に努めるとともに、その種類に応じて保管及び処理を行う。</p> <p>g. 放射線業務従事者に対する適切な被ばく低減措置と、被ばく線量管理を行う。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前

変更後

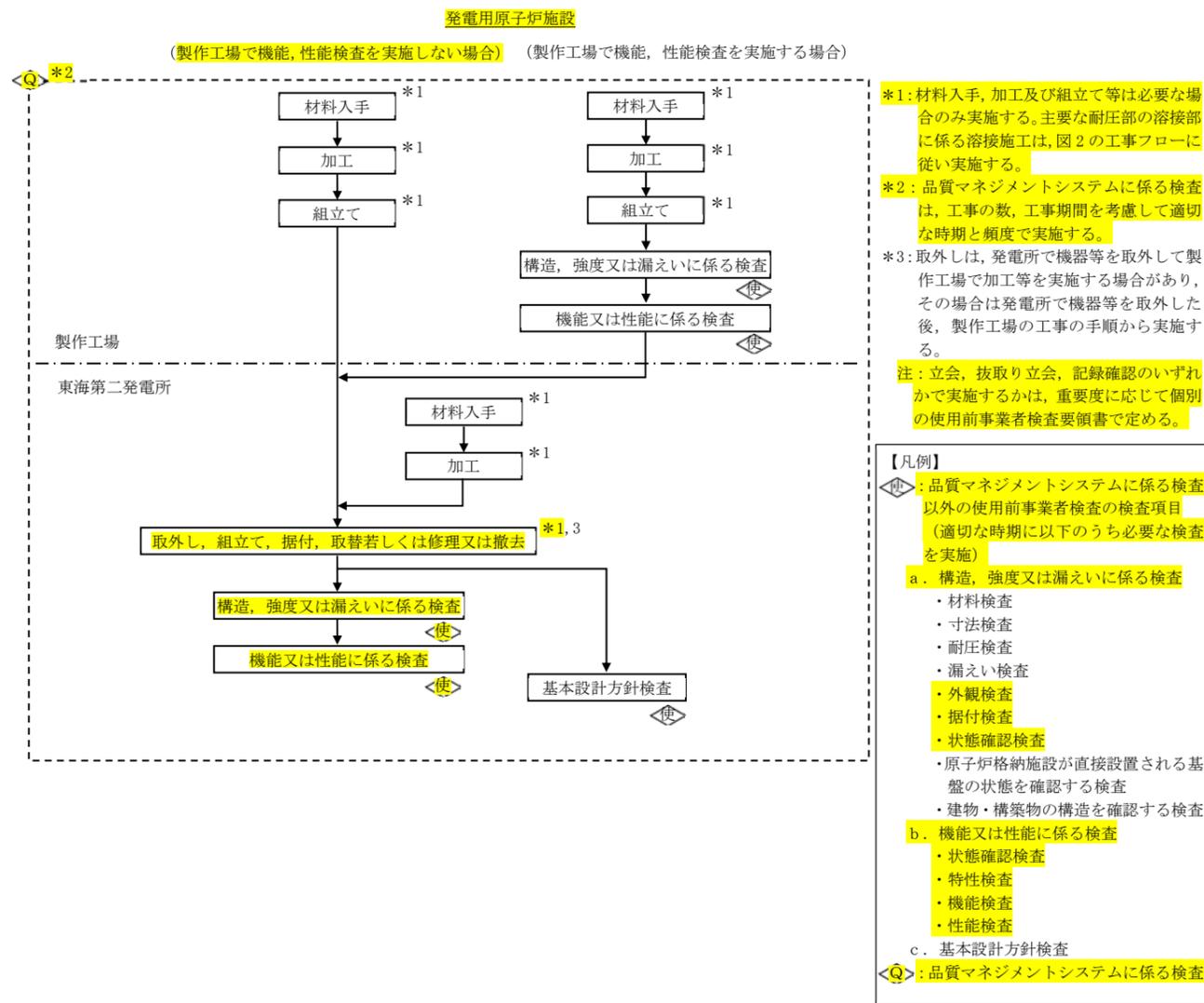


図1 工事の手順と使用前事業者検査のフロー (燃料体を除く。)

変更なし

変更前

変更後

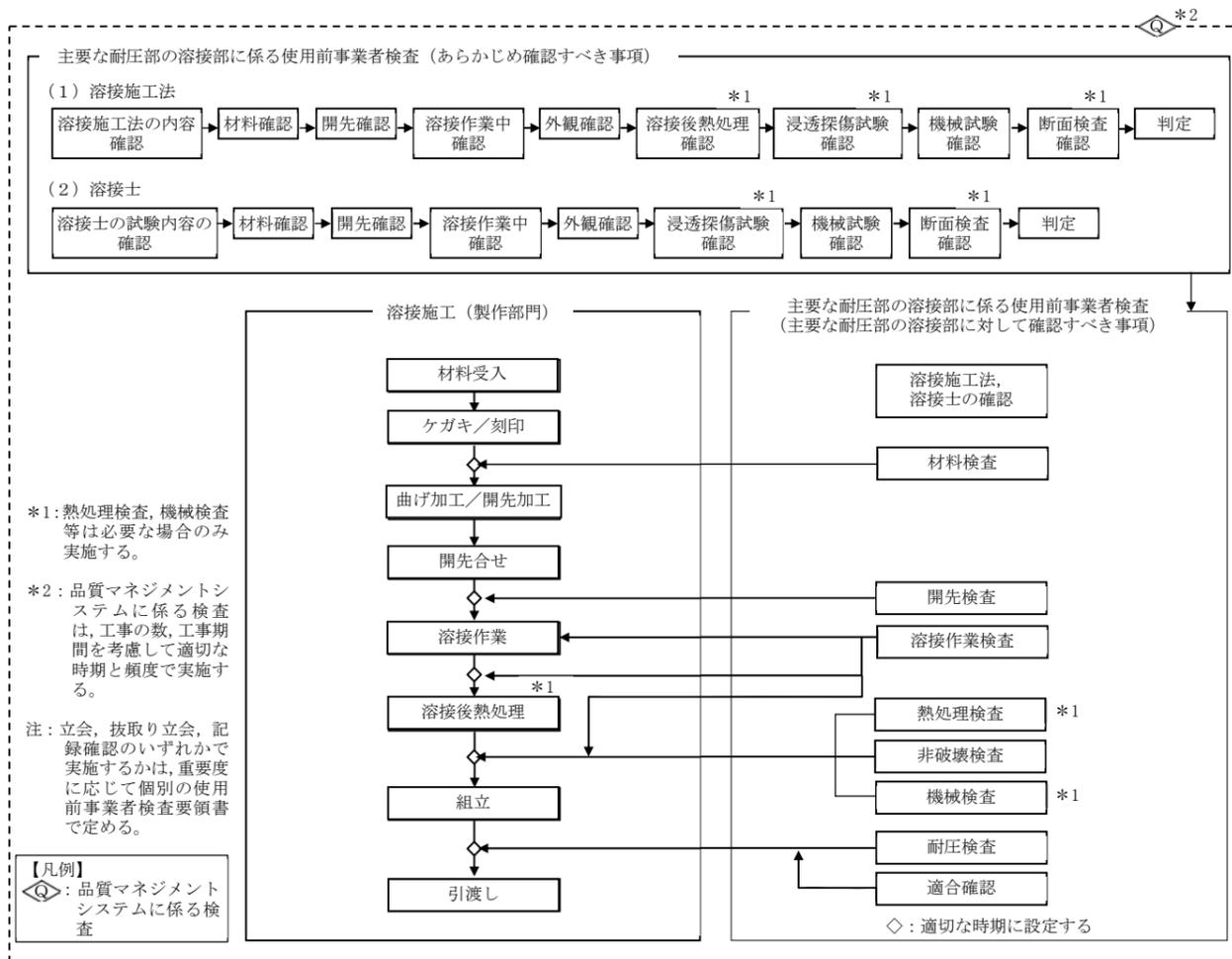
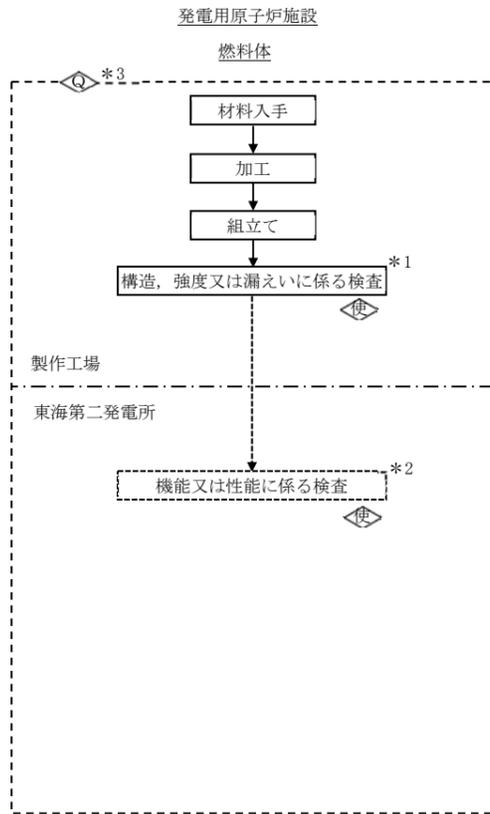


図2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査フロー

変更なし

変更前

変更後



- \*1: 下記の加工の工程ごとに構造、強度又は漏えいに係る検査を実施する。  
 ①燃料材、燃料被覆材その他の部品については、組成、構造又は強度に係る試験をすることができる状態になった時  
 ②燃料要素の加工が完了した時  
 ③加工が完了した時
  - \*2: 燃料体を発電用原子炉に受け入れた後は、原子炉本体として機能又は性能に係る検査を実施する。
  - \*3: 品質マネジメントシステムに係る検査は、工事の数、工事期間を考慮して適切な時期と頻度で実施する。
- 注: 立会、抜取り立会、記録確認のいずれかで実施するかは、重要度に応じて個別の使用前事業者検査要領書で定める。

- 【凡例】
- ◇: 品質マネジメントシステムに係る検査以外の使用前事業者検査の検査項目 (適切な時期に以下のうち必要な検査を実施)
  - a. 構造、強度又は漏えいに係る検査
    - ・材料検査
    - ・寸法検査
    - ・外観検査
    - ・表面汚染密度検査
    - ・溶接部の非破壊検査
    - ・漏えい検査
    - ・質量検査
  - ◇: 品質マネジメントシステムに係る検査

変更なし

図3 工事の手順と使用前事業者検査のフロー (燃料体)

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を得られた。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ように見直すこととした。
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、本工事に以外の範囲も含まれることから、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階のスロッシング対策※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)※スロッ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1参照)
- (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)

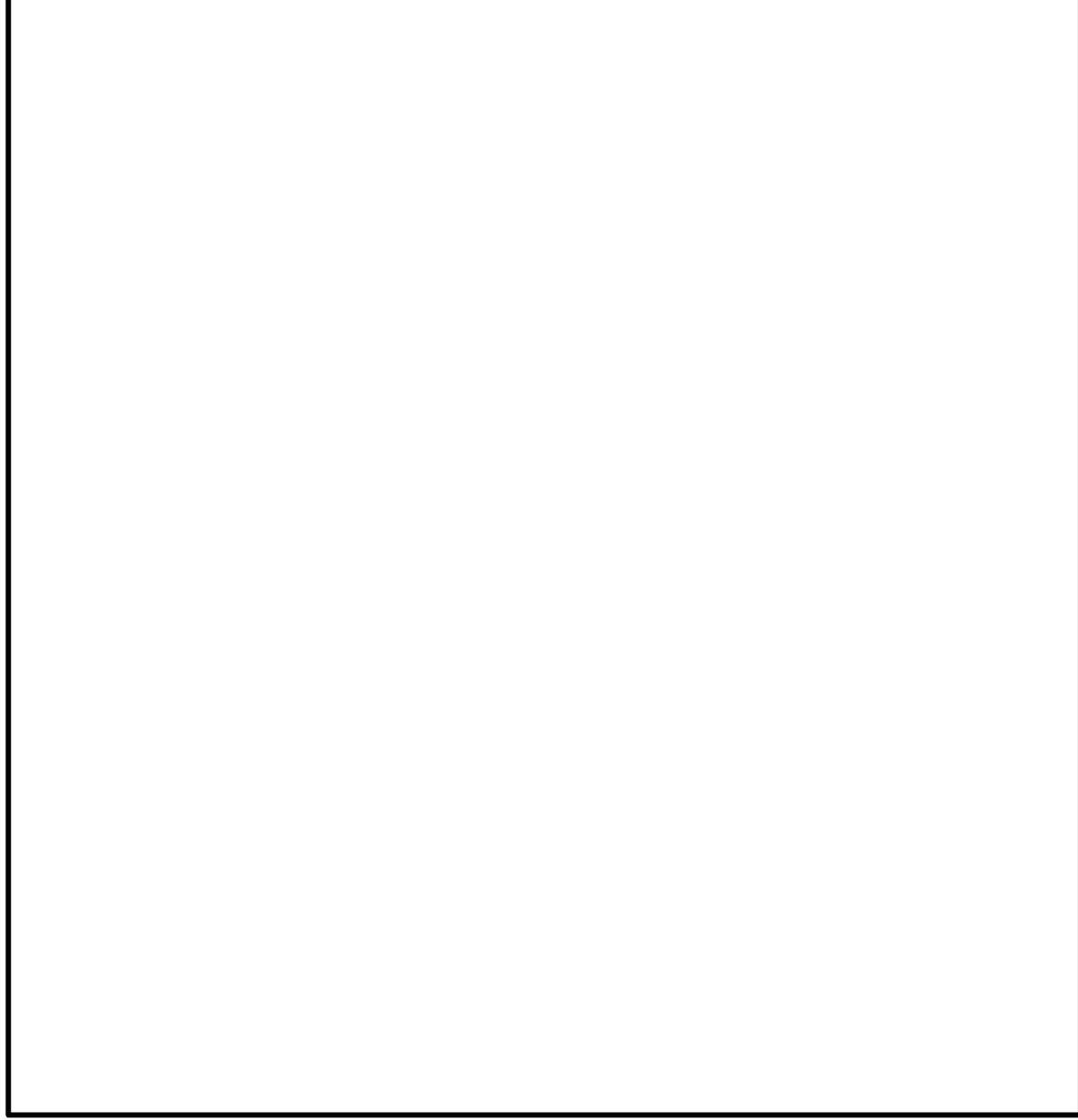


図1 二次格納施設バウンダリ

## 2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について (3/11)

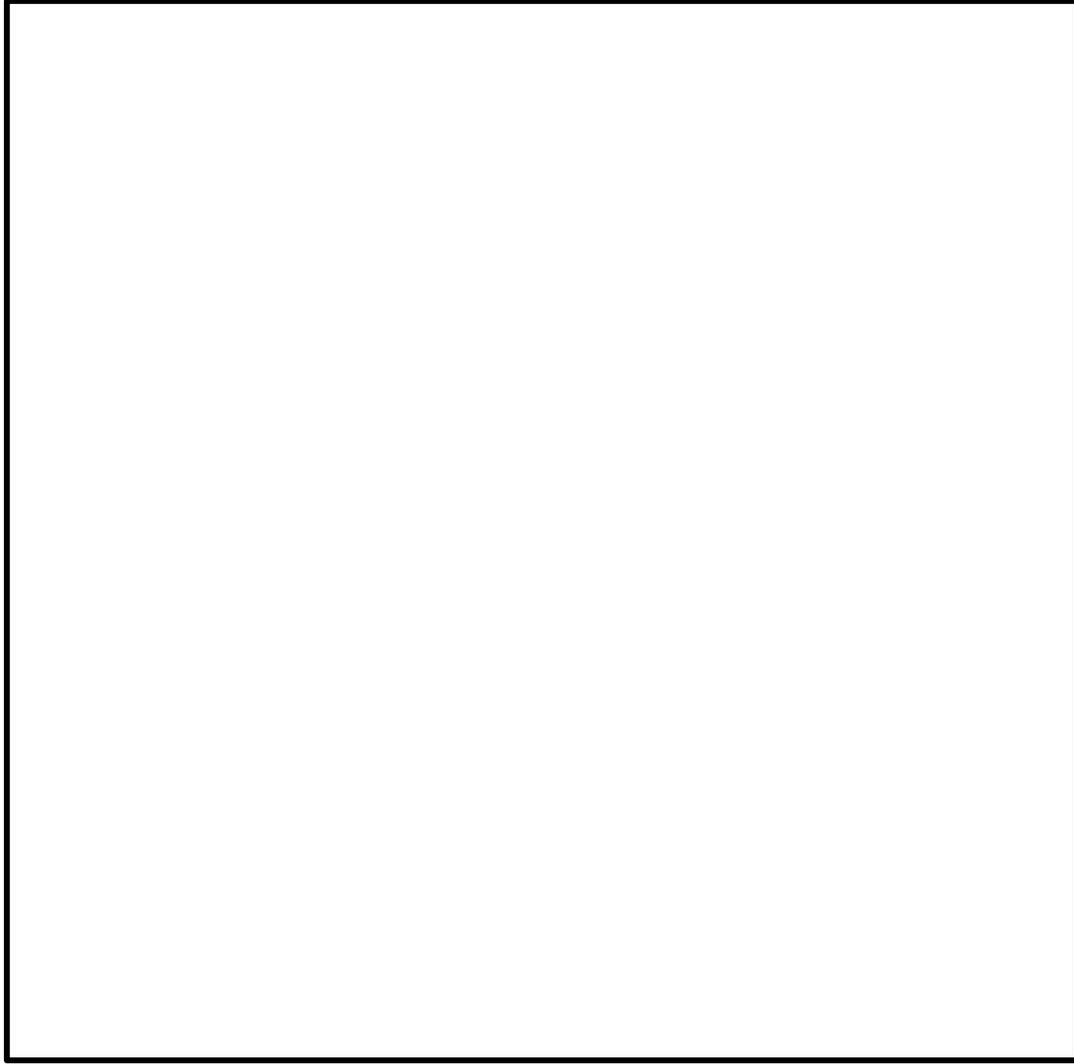
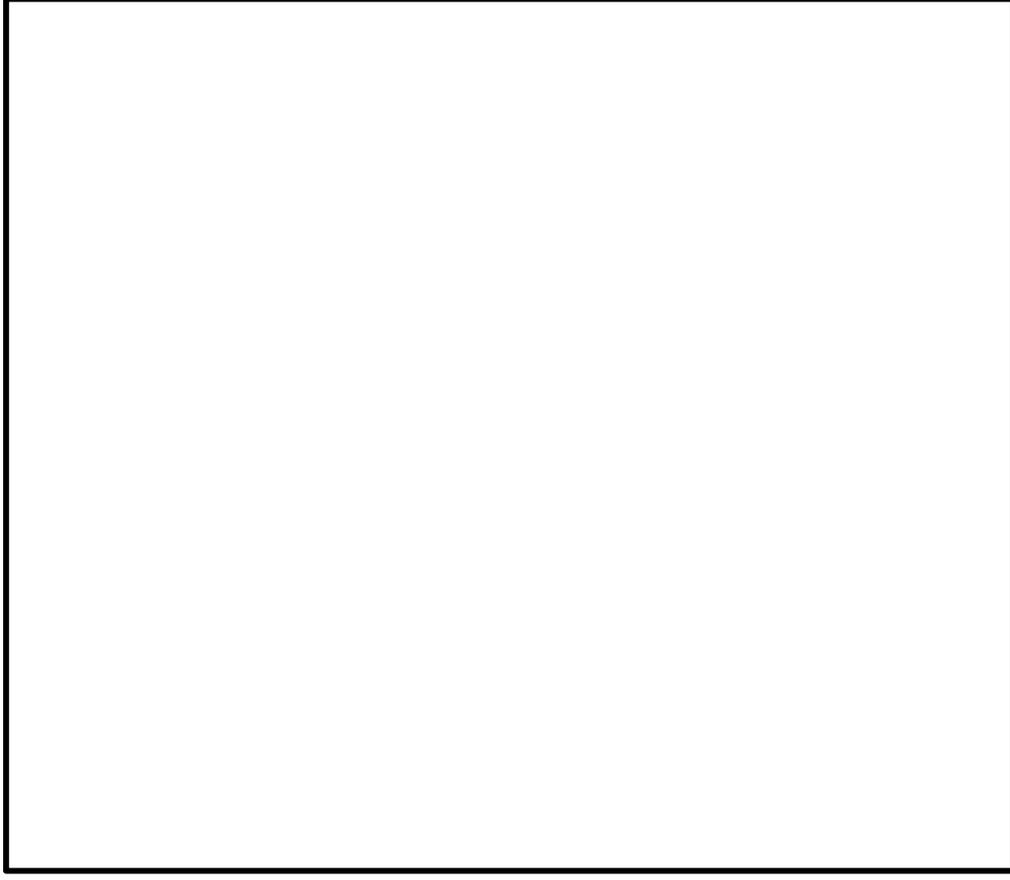
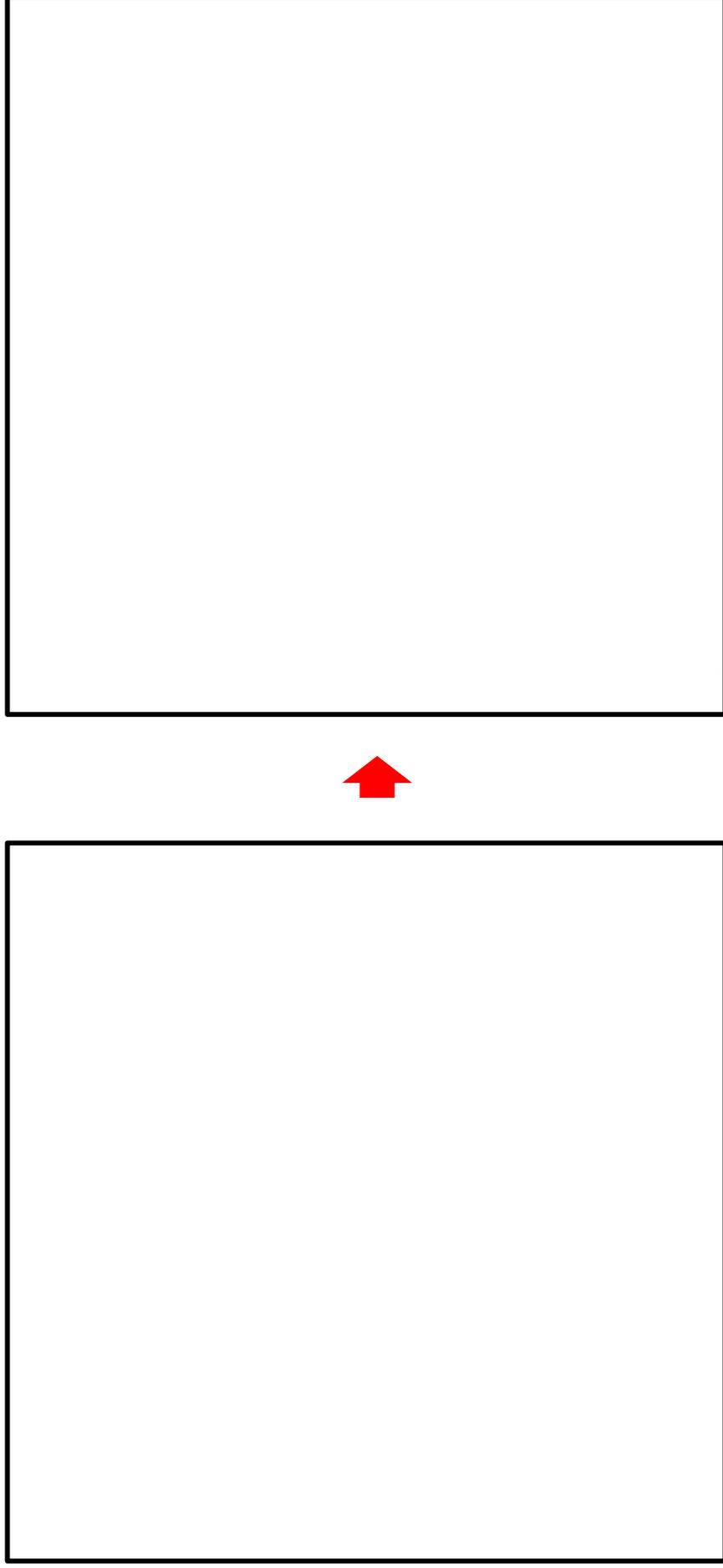


図2-1 二次格納施設バウンダリ  
変更イメージ 平面図



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）

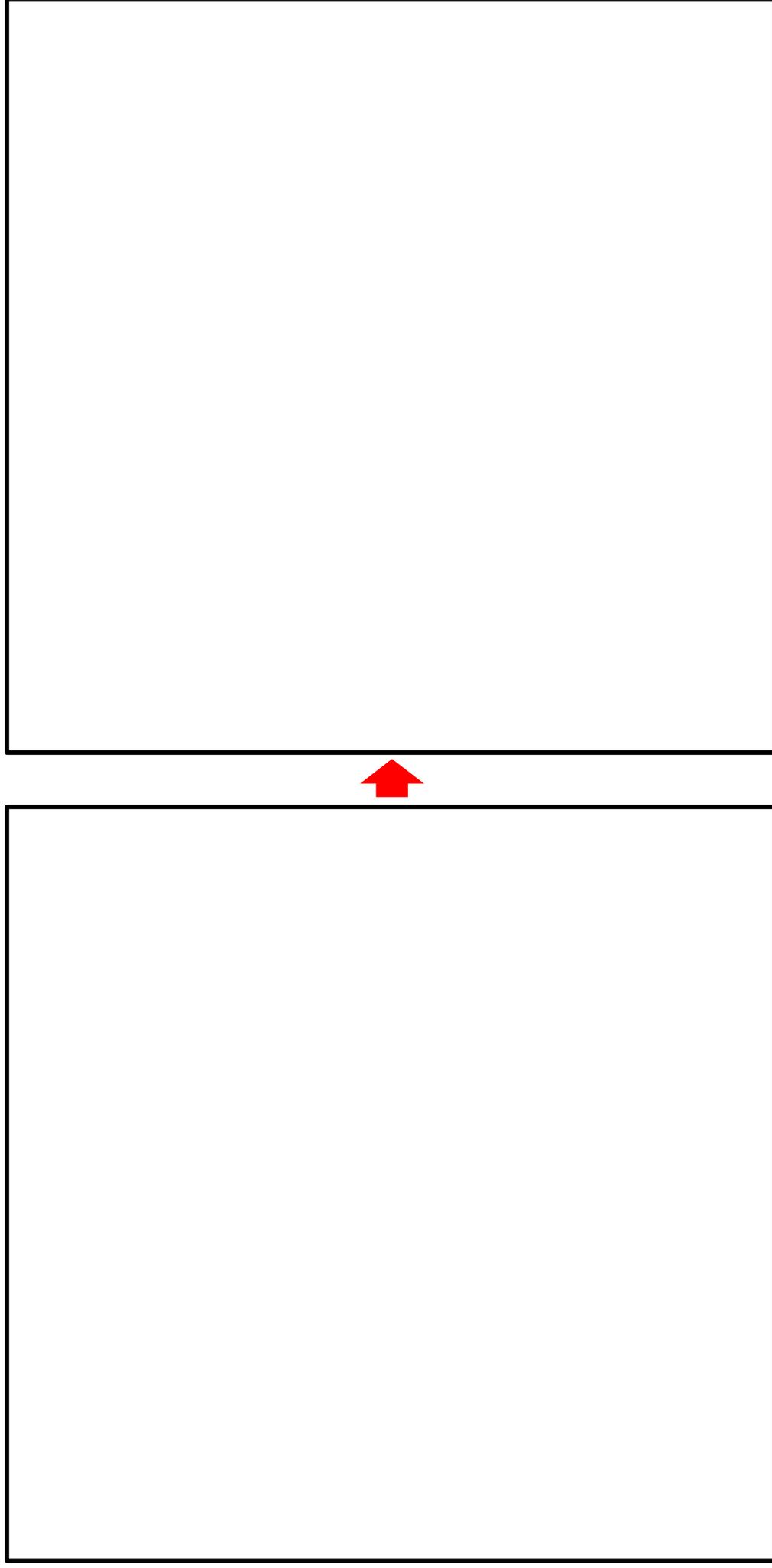


変更前

変更後

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）

---

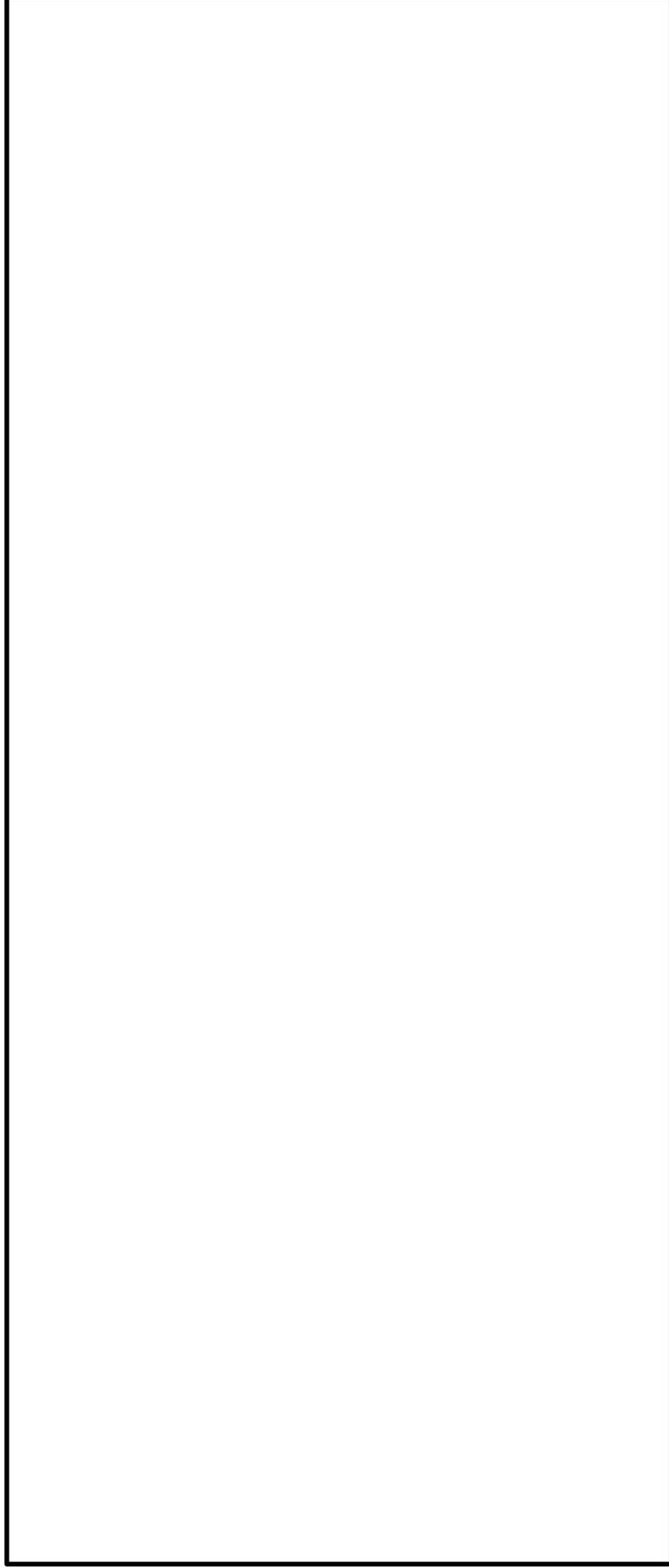


図3 原子炉建屋付属棟外觀イメージ

## 2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について（7/11）

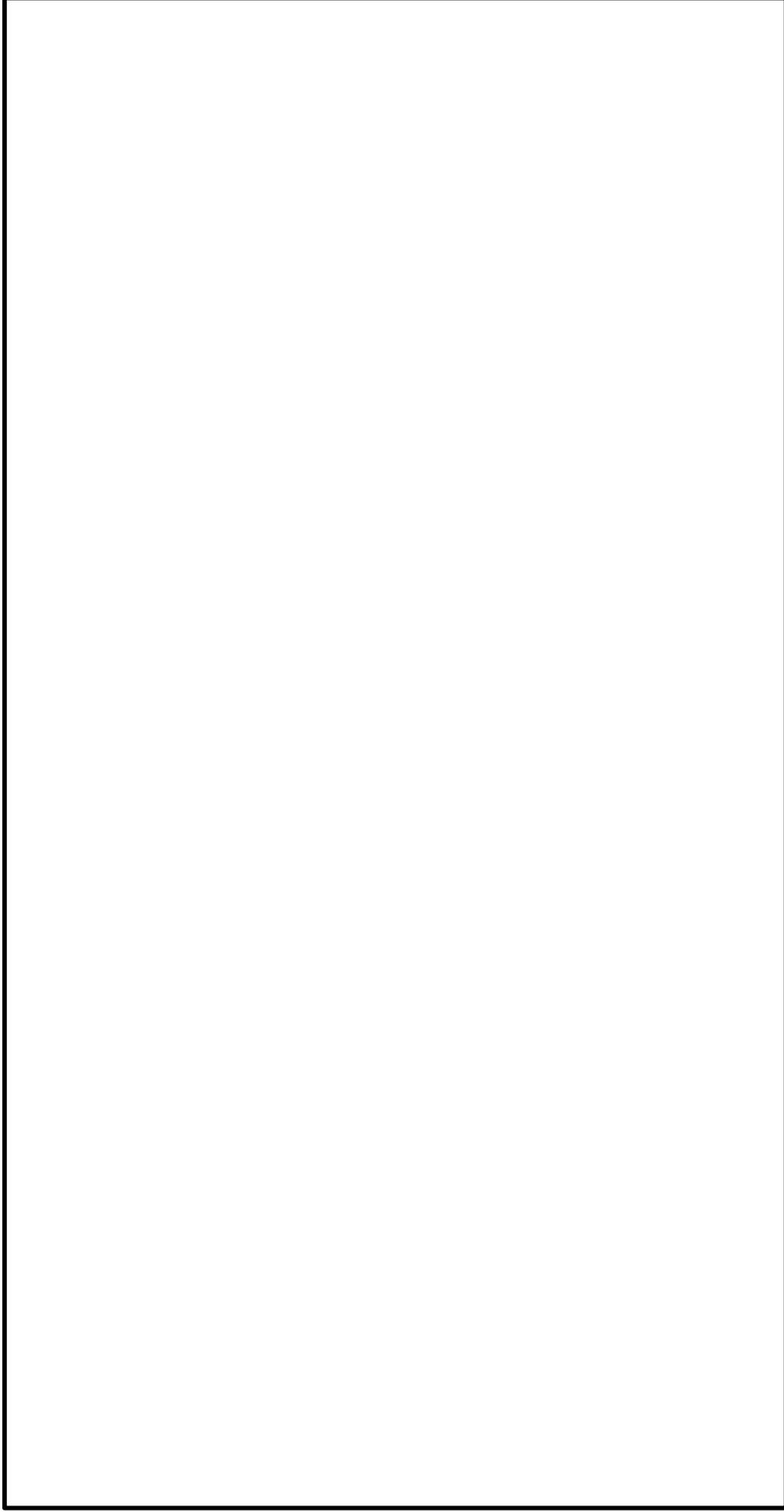


図4-1 原子炉棟換気系（給排気隔離弁・ダクト）改造イメージ

## 2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について (8/11)

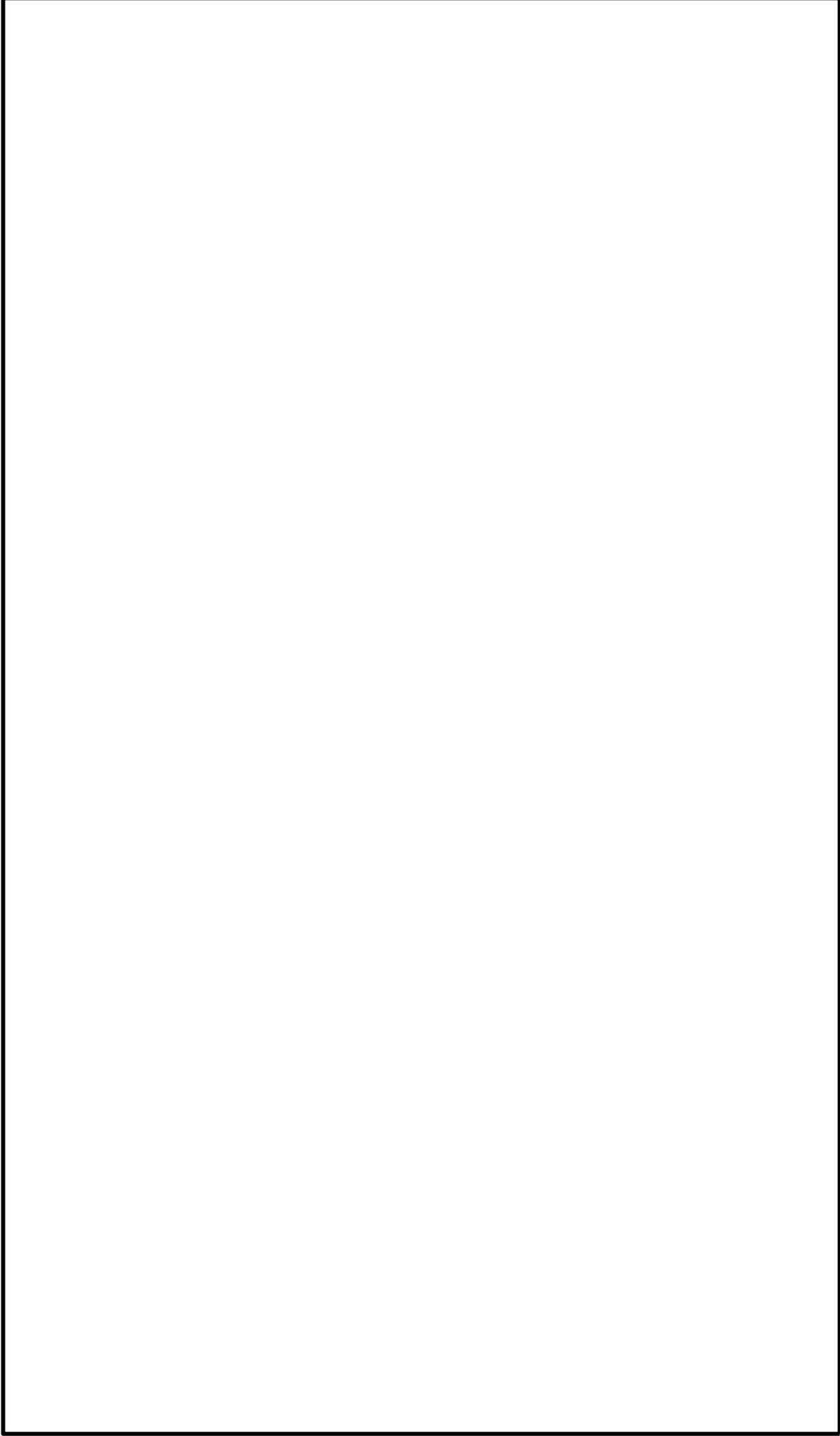


図4-2 原子炉棟換気系改造後における機能への影響

## 2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について (9/11)

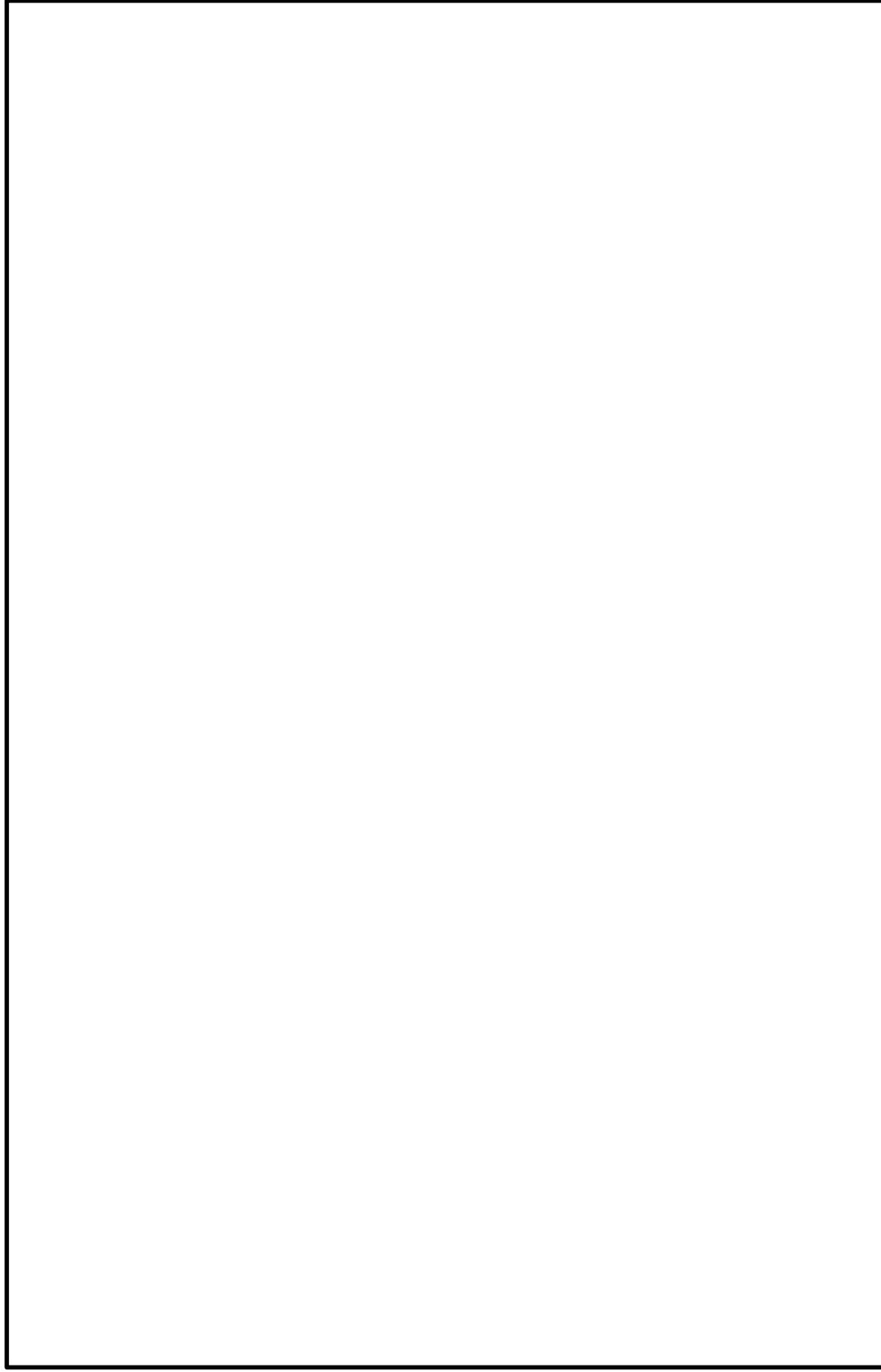
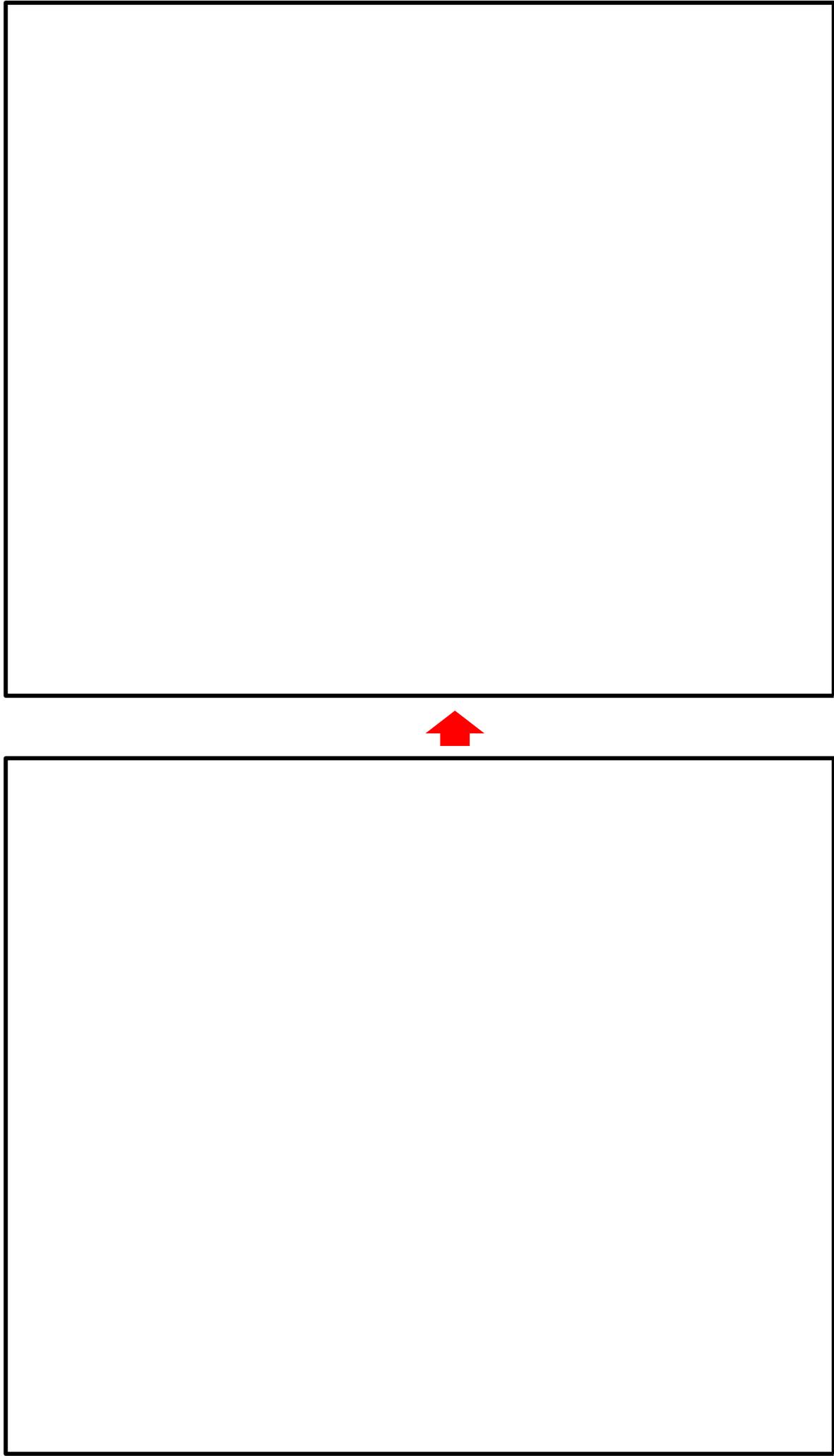


図4-3 原子炉棟換気系全体系統

## 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)

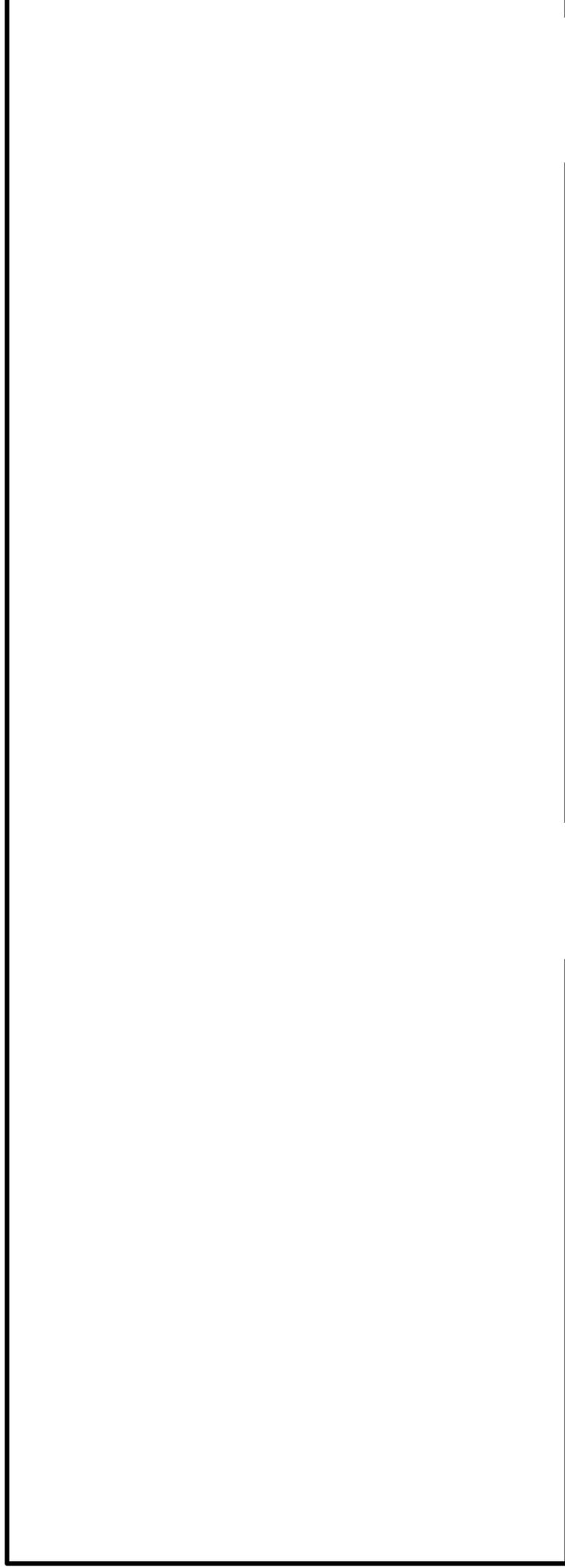
## 2. 原子炉棟換気系改造工事の概要について (11/11)

＜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性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性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(ボリュームダム)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)

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バウンダ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バウンダ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		

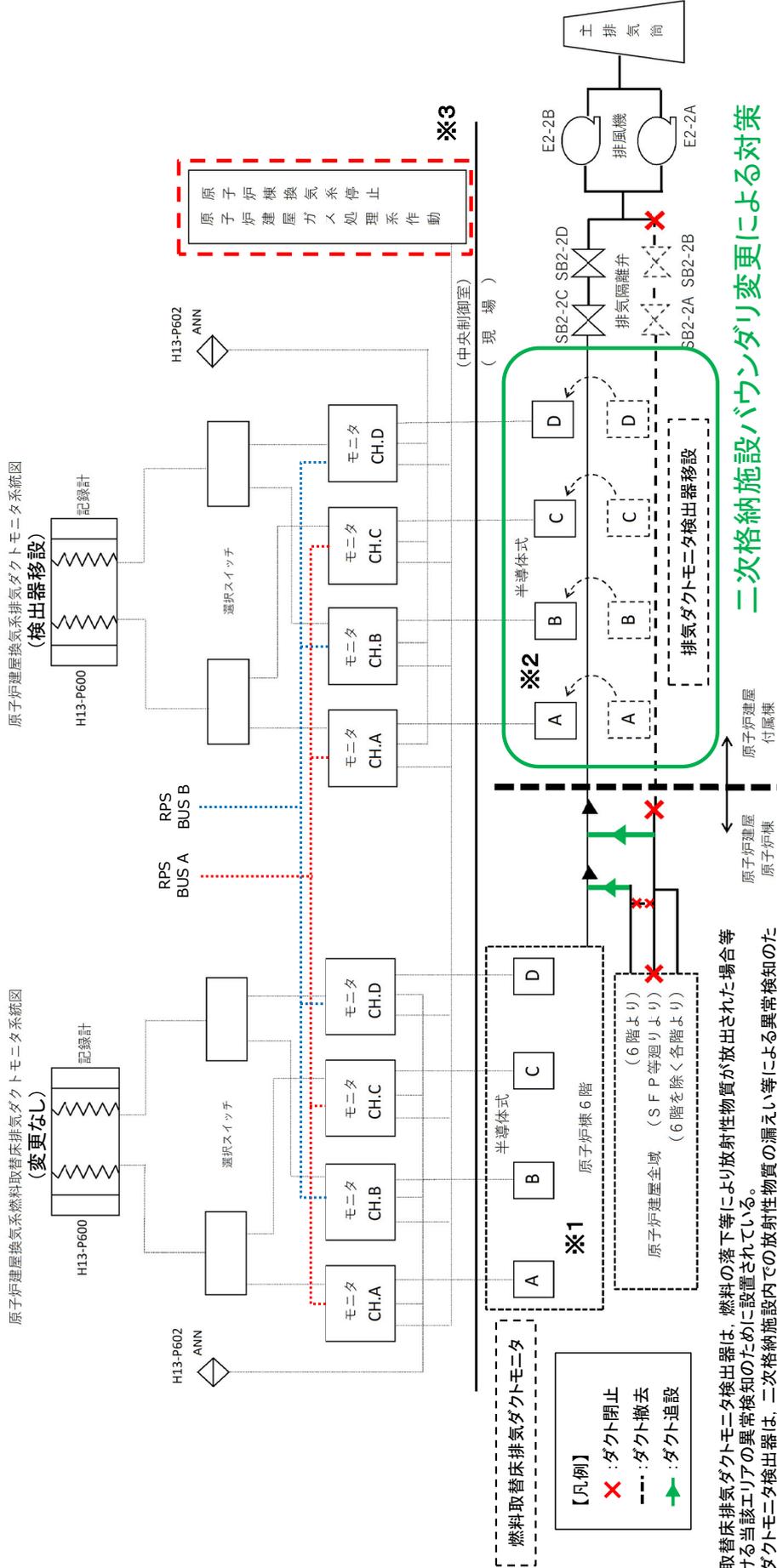
# 別紙1 原子炉棟換気系改造工事に伴う安全機能への影響について(4/6)

## 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】

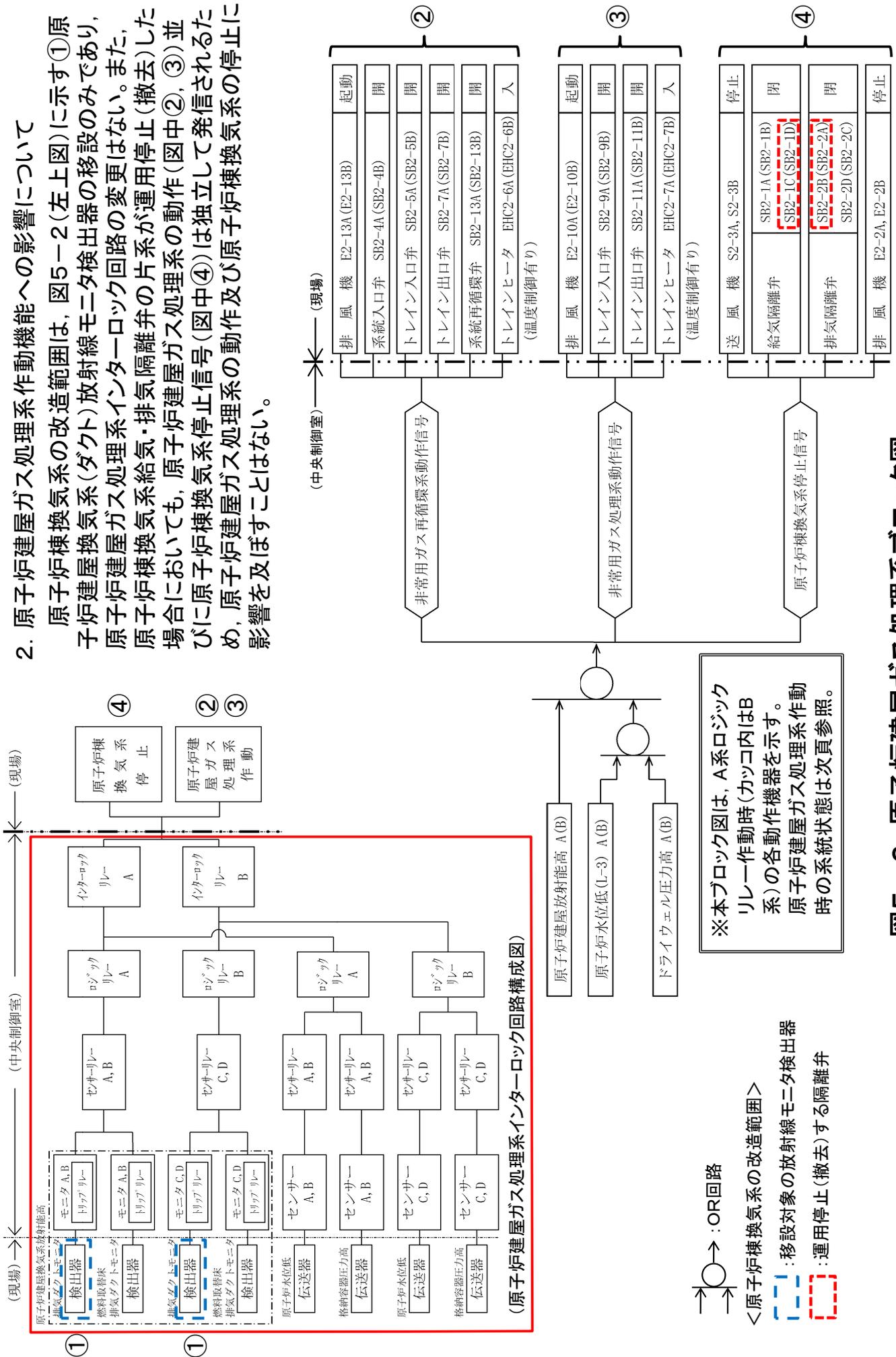
図5-1に示すとおり、二次格納施設バウンダリ変更による対策は、**当該放射線モニタ検出器の移設のみ**であり、検出器の数及びインターロック並びに監視系への出力信号等の変更はなく、従来より有する安全機能に影響を及ぼすことはない。



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

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(カッコ内は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。

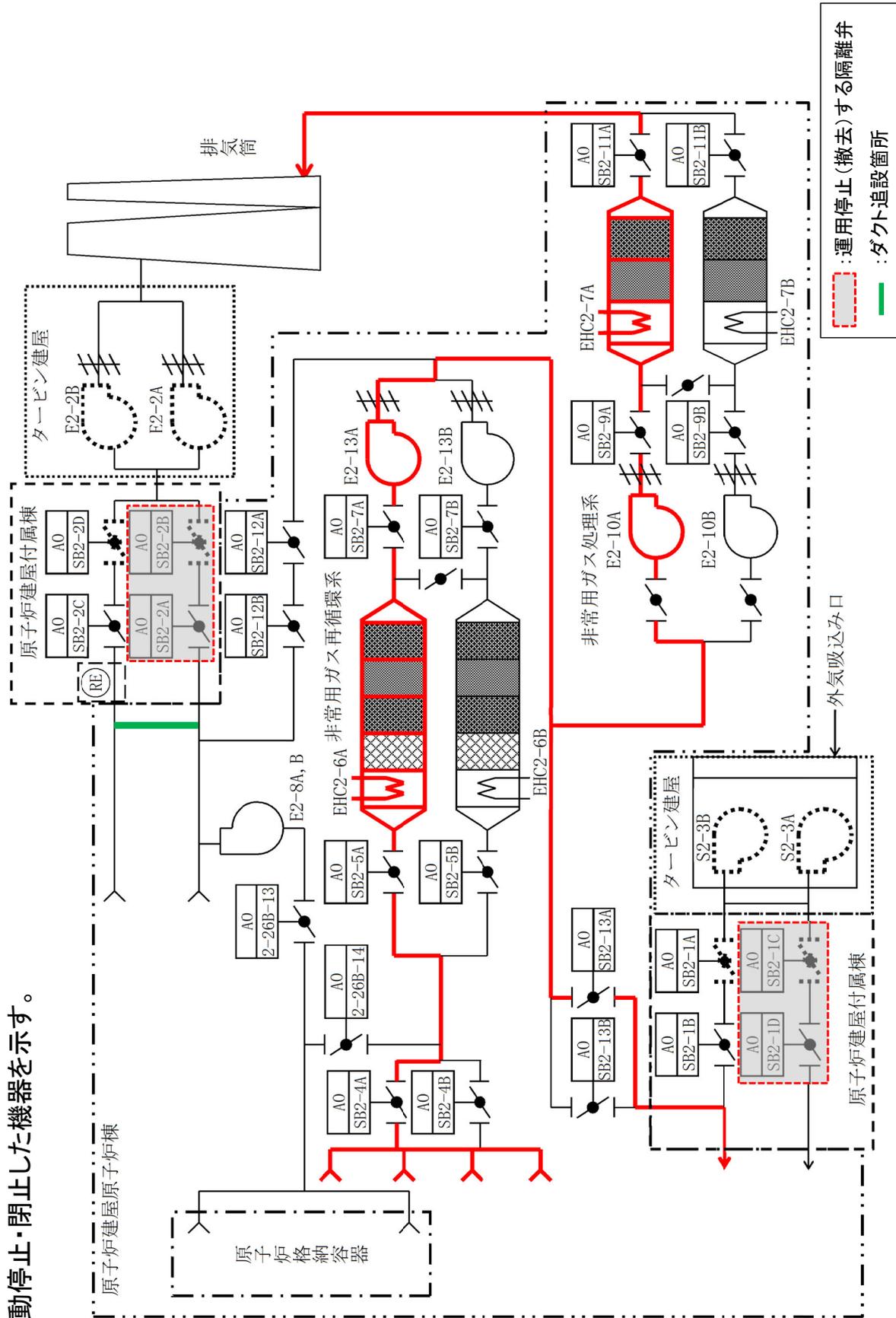


図5-3 原子炉建屋ガス処理系作動時の系統状態

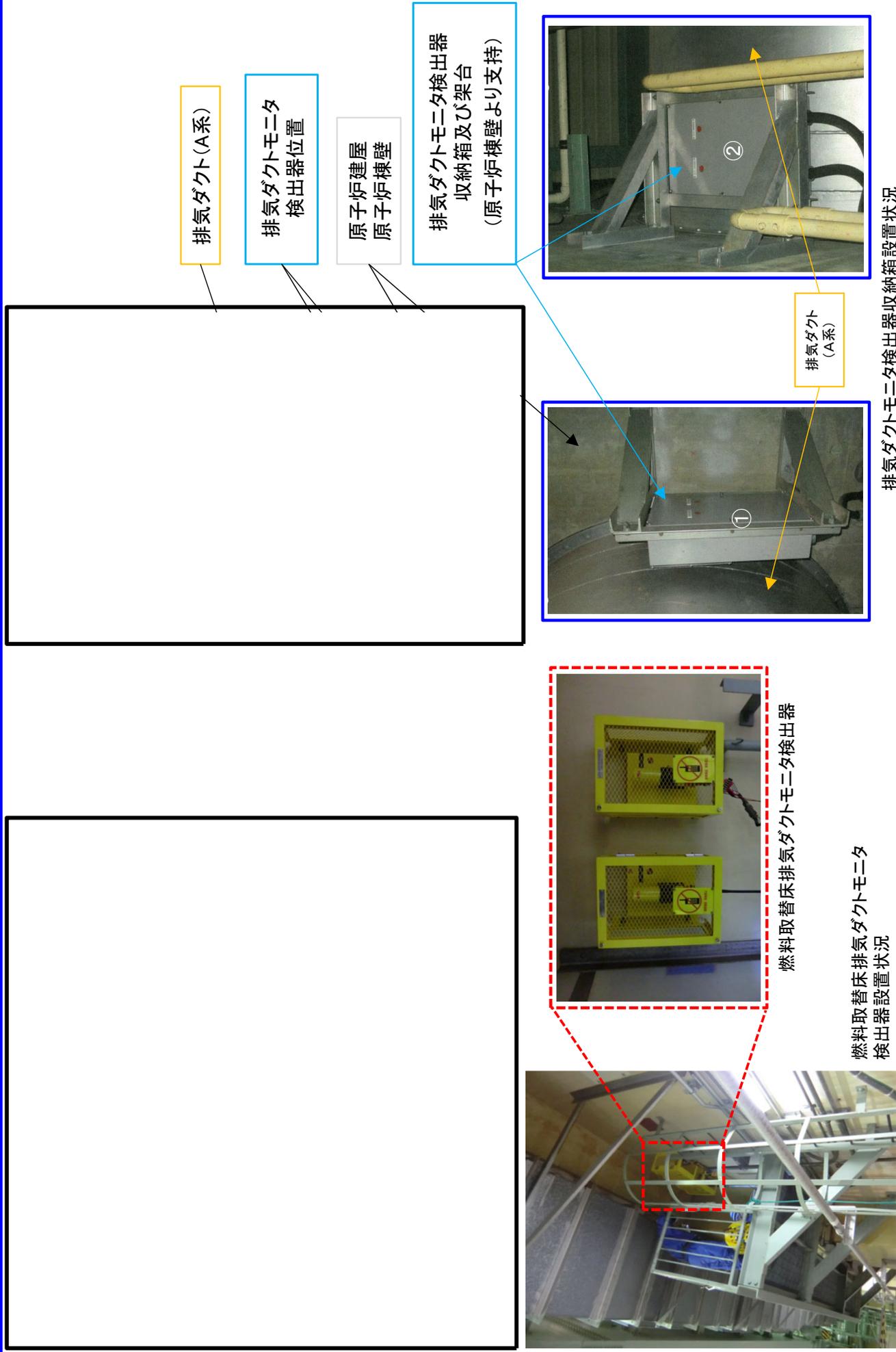


図5-4 原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタ検出器配置図

## 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1参照)

### 【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により、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)

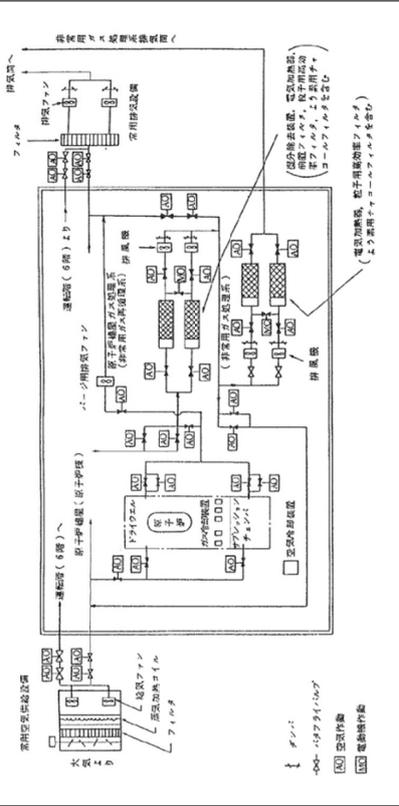
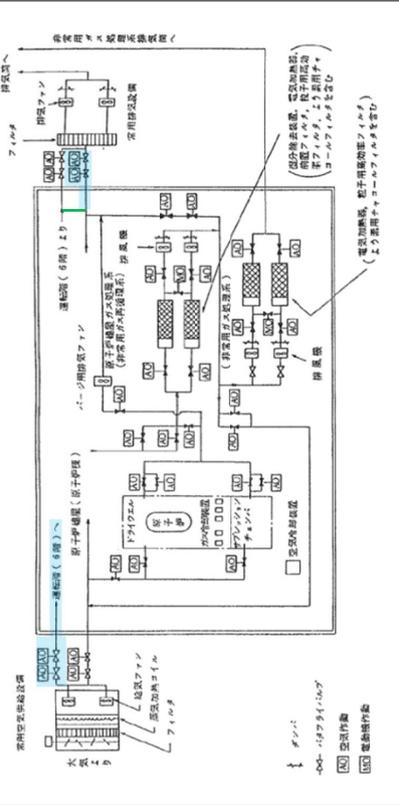
変更前	変更後	備考
<p>9.1.1.4.2.2 原子炉建屋の補助系</p> <p>(1) 常用換気系及び空気冷却装置</p> <p>原子炉建屋の常用換気系は、他の換気系とは独立になっており、空気供給系と排気系を備え、それぞれ100%容量のファン2台(1台は予備)を持っている。なお、燃料交換作業時には予備ファン1台を起動させ、原子炉建屋運転階の換気風量の増大を行うことができる。</p> <p>空気供給には、ファンのほかフィルタ及び蒸気加熱コイルがあり、冬季原子炉建屋内温度を約10℃以上に保つ。また、差圧制御器があって、出口弁を調整し原子炉建屋内は、わずかに負圧に保たれている。排気系を出た排気空気は、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)に切り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</p> <p>(1) 常用換気系及び空気冷却装置</p> <p>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。</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)に切り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</li> <li>原子炉建屋内の換気量は、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</li> <li>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の。</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>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>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<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  
(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)
- (4) 格納容器隔離系計装  
(主蒸気隔離弁計装, 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))
- (5) 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關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 <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, 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)

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。	毎日1回
2. ドライウエル圧力高	13.7kPa[gage] 以下	(2) 電気・制御グループブマネージャヤは、チャレンネル校正を実施し、運転管理グループブマネージャヤは論理回路機能検査を実施する。	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。	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	(2) 電気・制御グループブマネージャヤは、チャレンネル校正を実施し、運転管理グループブマネージャヤは論理回路機能検査を実施する。	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弁の動作確認を行い、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弁の動作確認を行い、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 <sup>※2</sup> 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弁の動作確認を行い、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 <sup>※2</sup> 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弁の動作確認を行い、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、次の号を実施する。

(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。

表50-1

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50-2

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、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、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、保安規定を遵守する上で問題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放射性核種を除去し、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。

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, 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

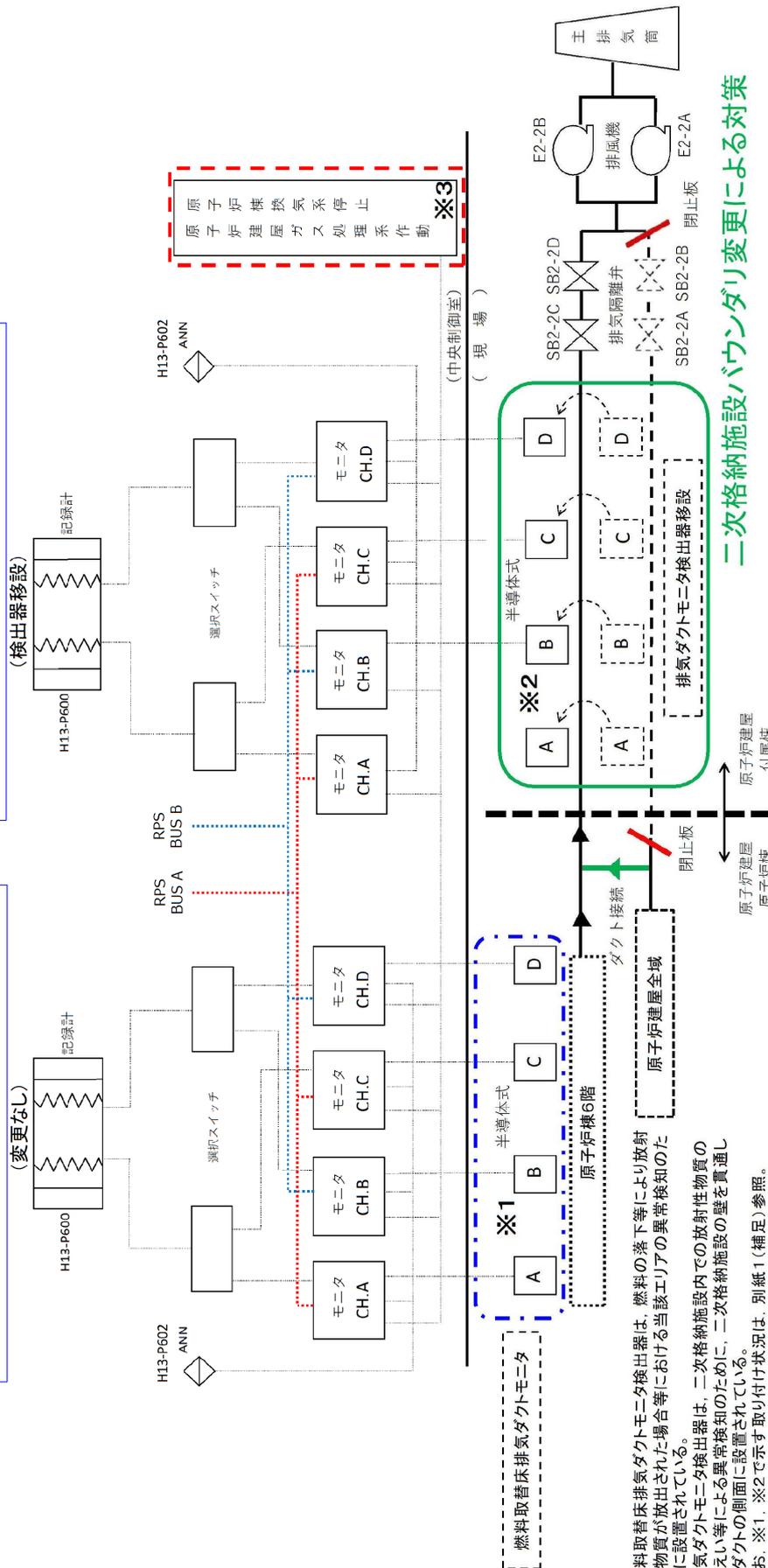
上記3.（2）のとおり、原子炉冷却材喪失の被ばく評価においては、原子炉建屋ガス処理系が、「原子炉建屋放射能高」信号に先立ち「ドライウエル圧力高」や「原子炉水位低」の信号により起動することを踏まえた評価としており、今回の設備改造において移設を行う検出器については被ばく評価の条件（原子炉

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棟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

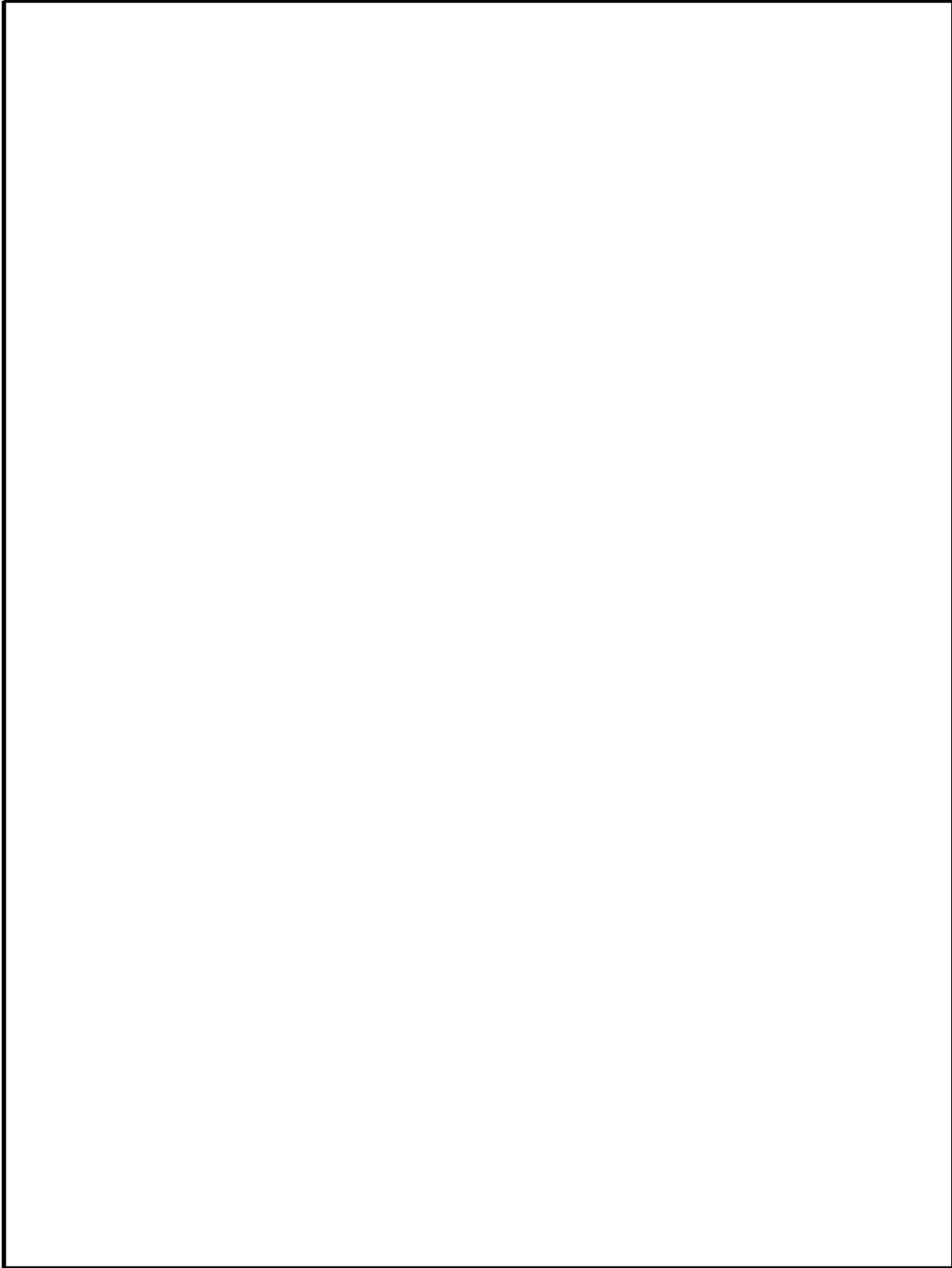


図 2 - 1 燃料取替床排気ダクトモニタ検出器の設置状況



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

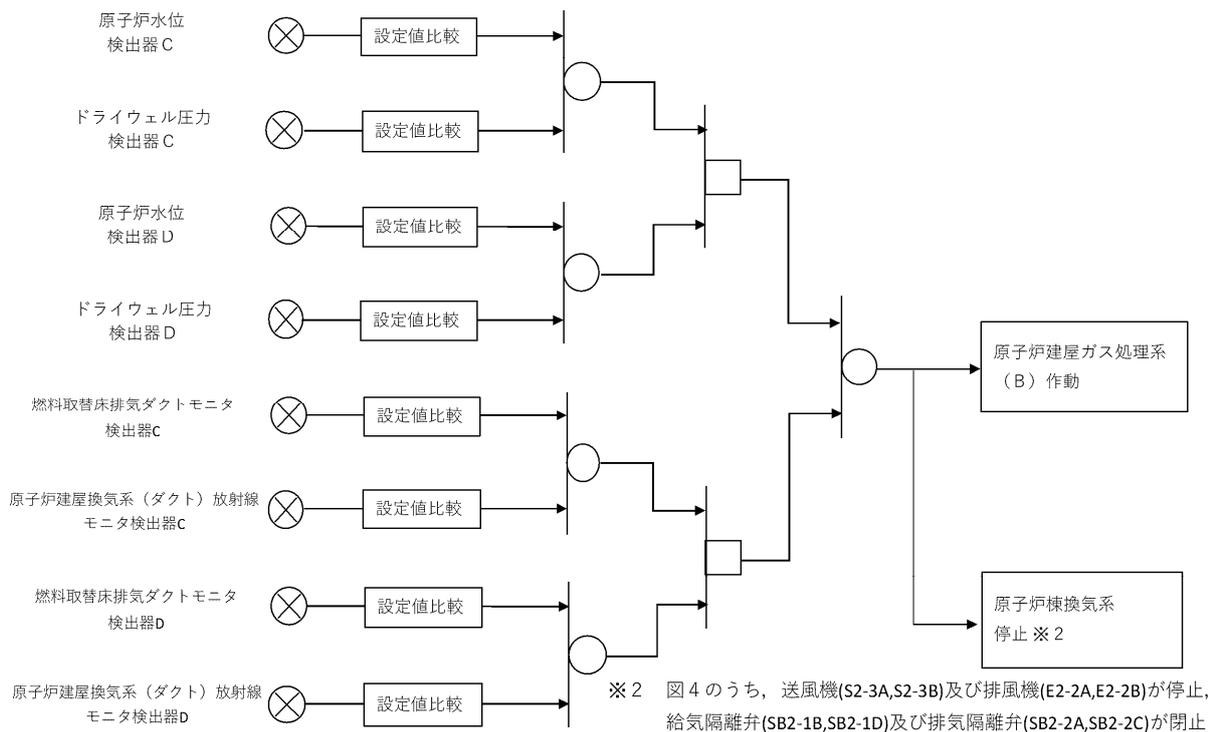
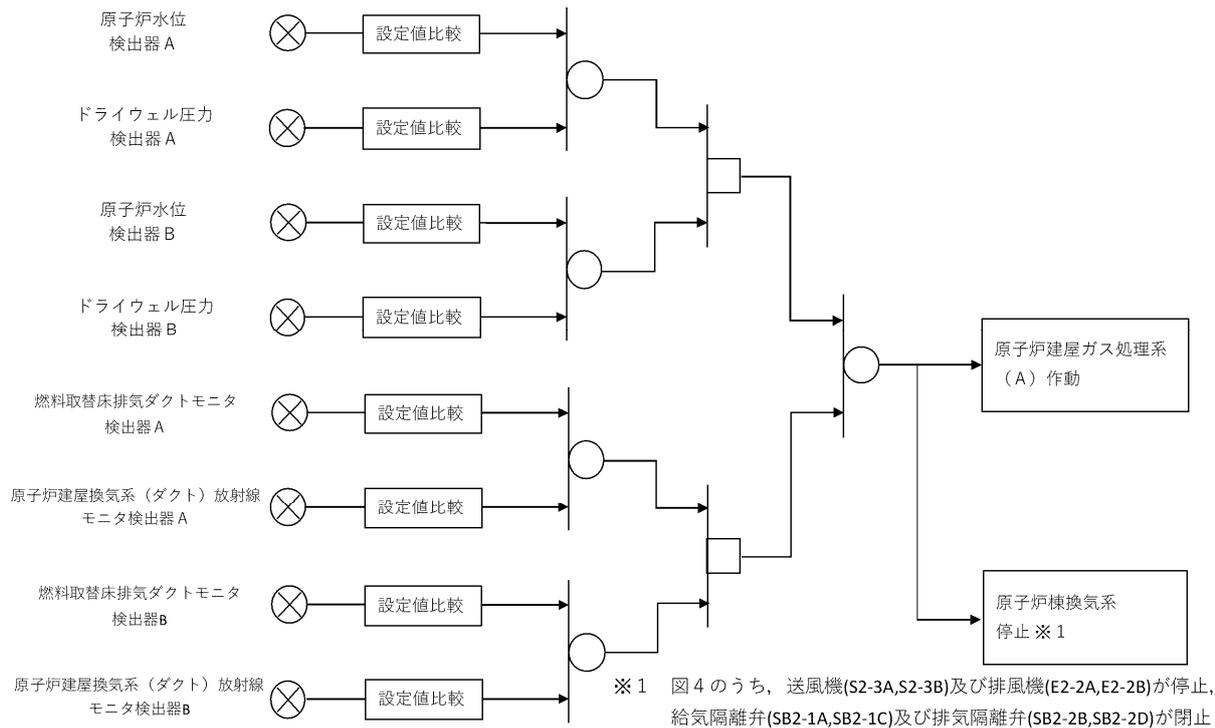
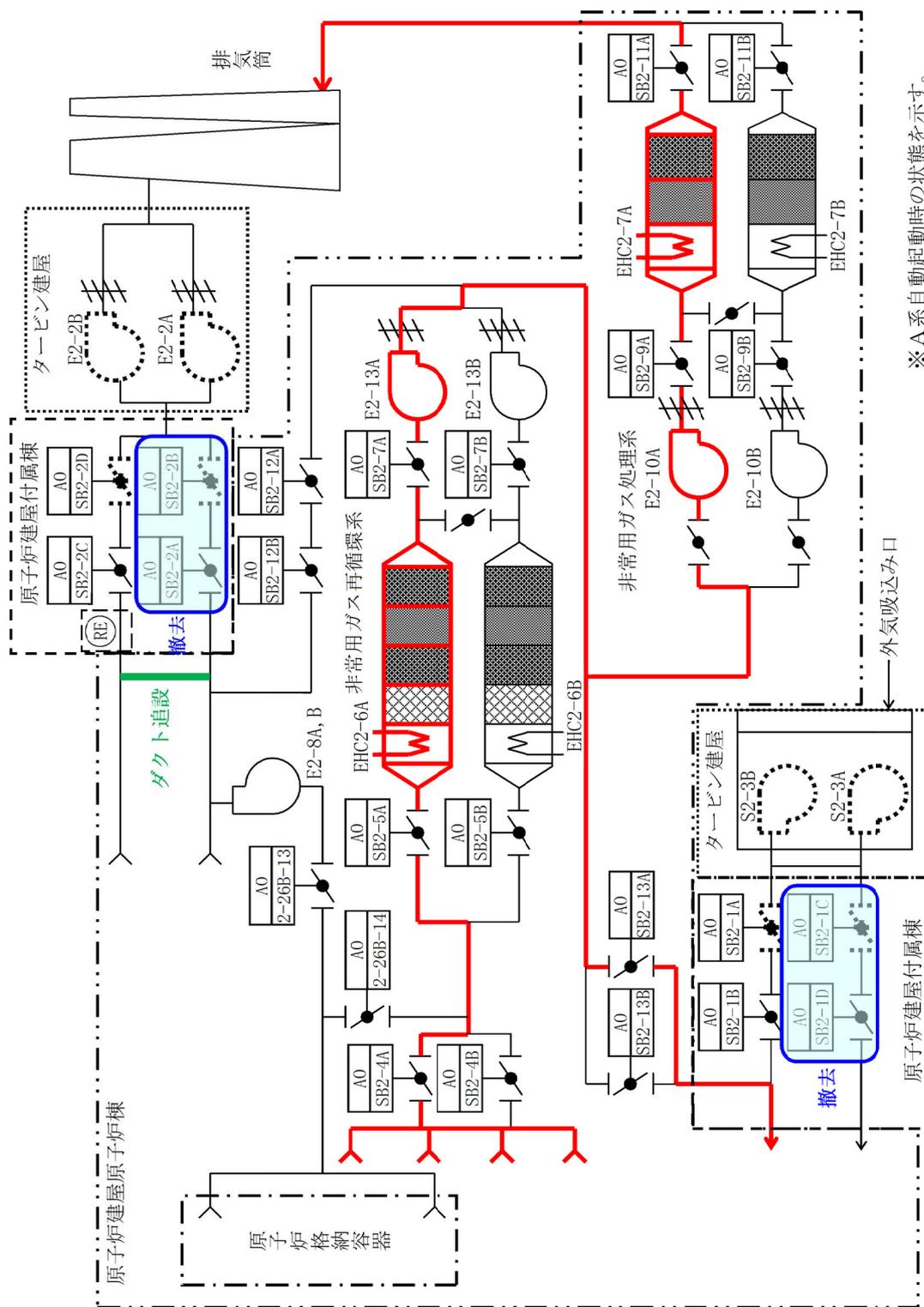


図 3 原子炉建屋ガス処理系のインターロック回路構成図



※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】

(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。

(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)</sup> <sup>(18)</sup> <sup>(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、放出された放射性物質のうち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放射性物質の水中の除染係数は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放射性物質用活性炭フィルタの放射性物質除去効率は、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放射性物質の除去効率は、非常用ガス処理系放射性物質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。

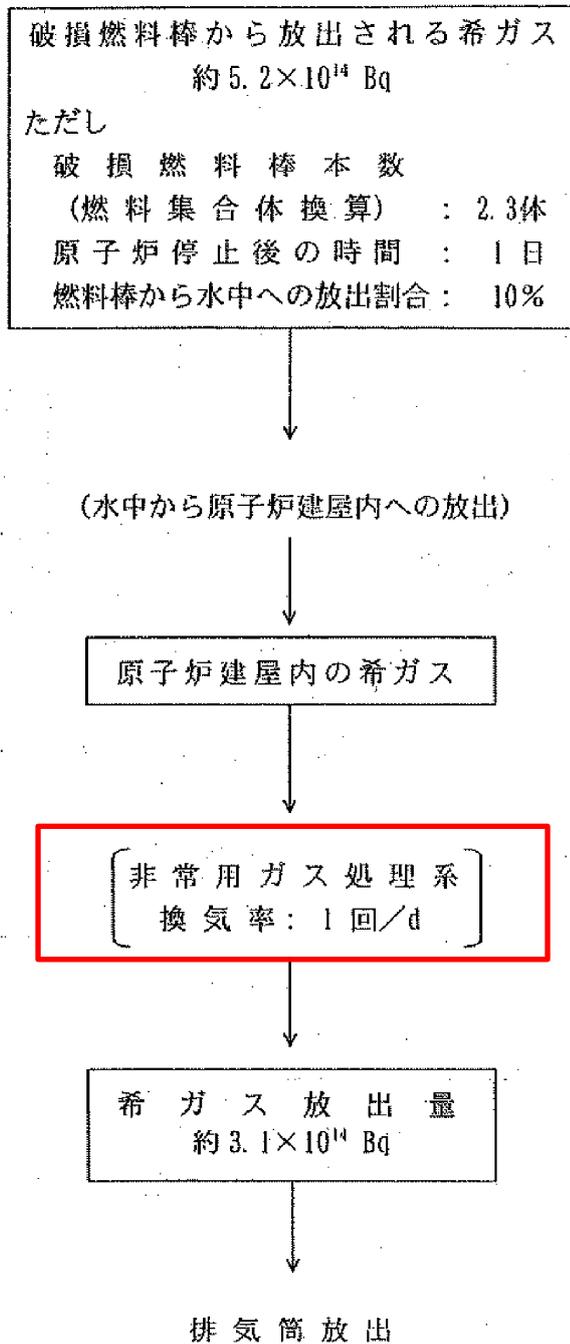
j. 原子炉建屋内に放出された核分裂生成物は原子炉建屋ガス処理系で処理された後、排気筒から大気中に放出されるものとする。

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。

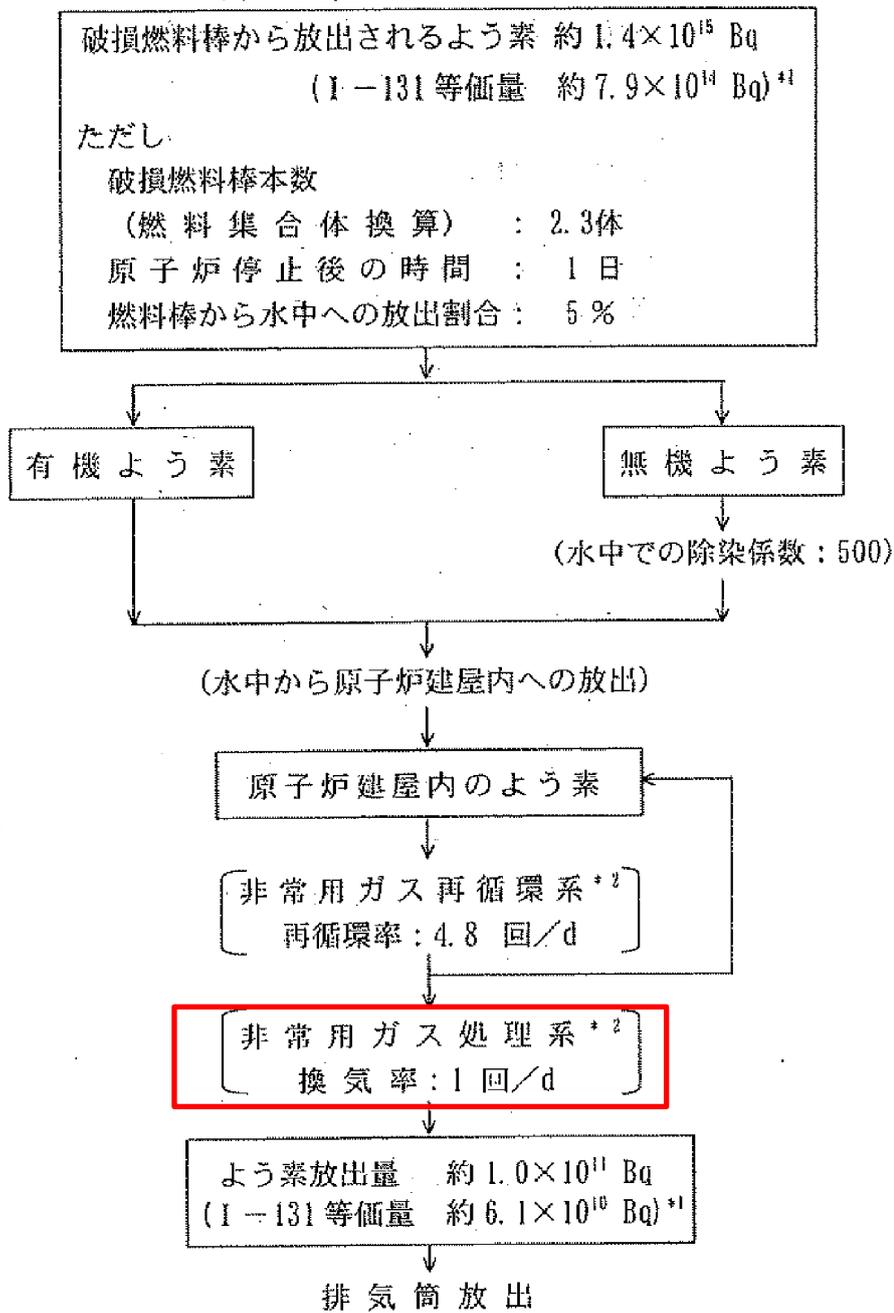
### (3) 解析結果

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、希ガス及び放射性物質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。

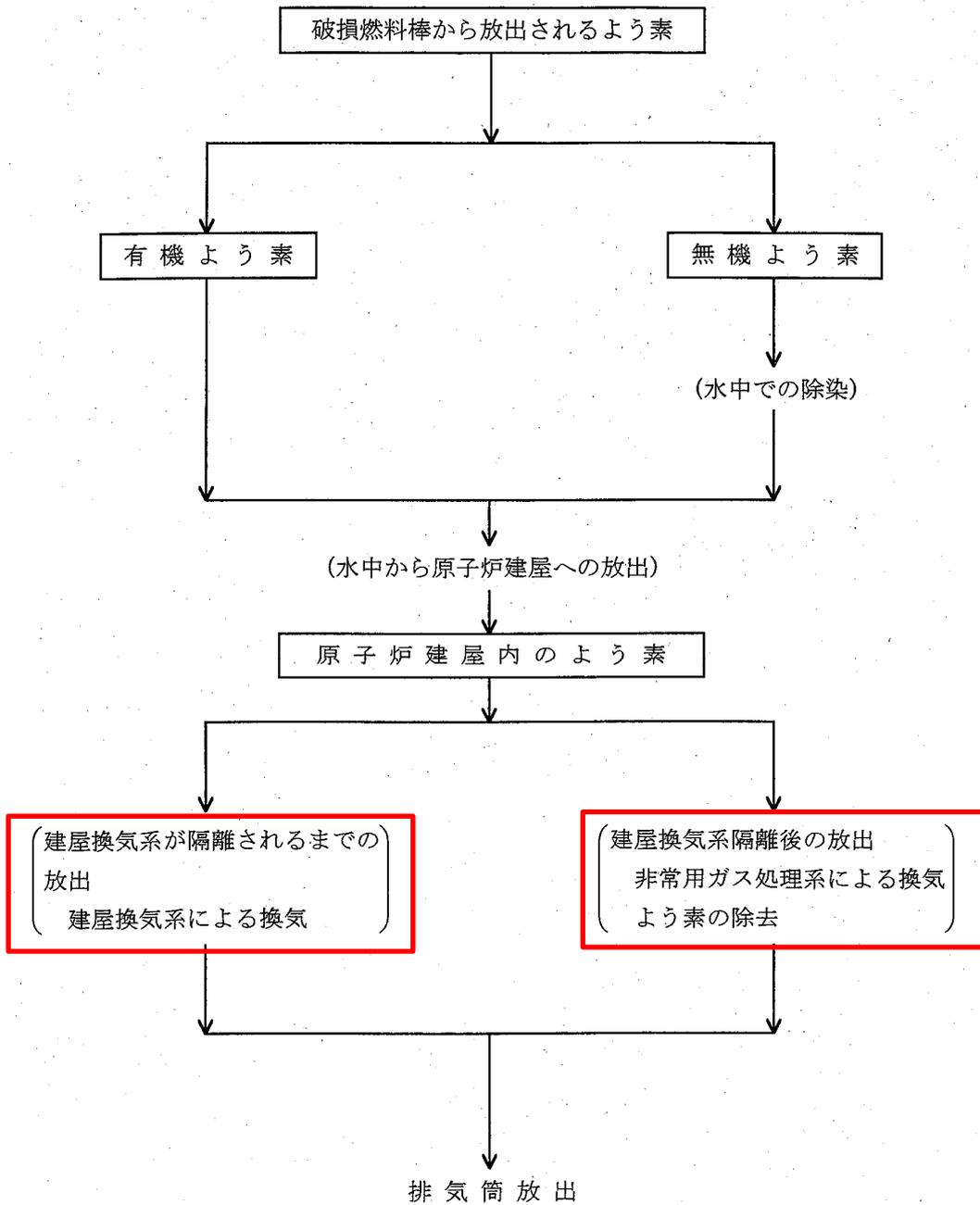
(a) 非常用ガス処理系作動開始時間

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。

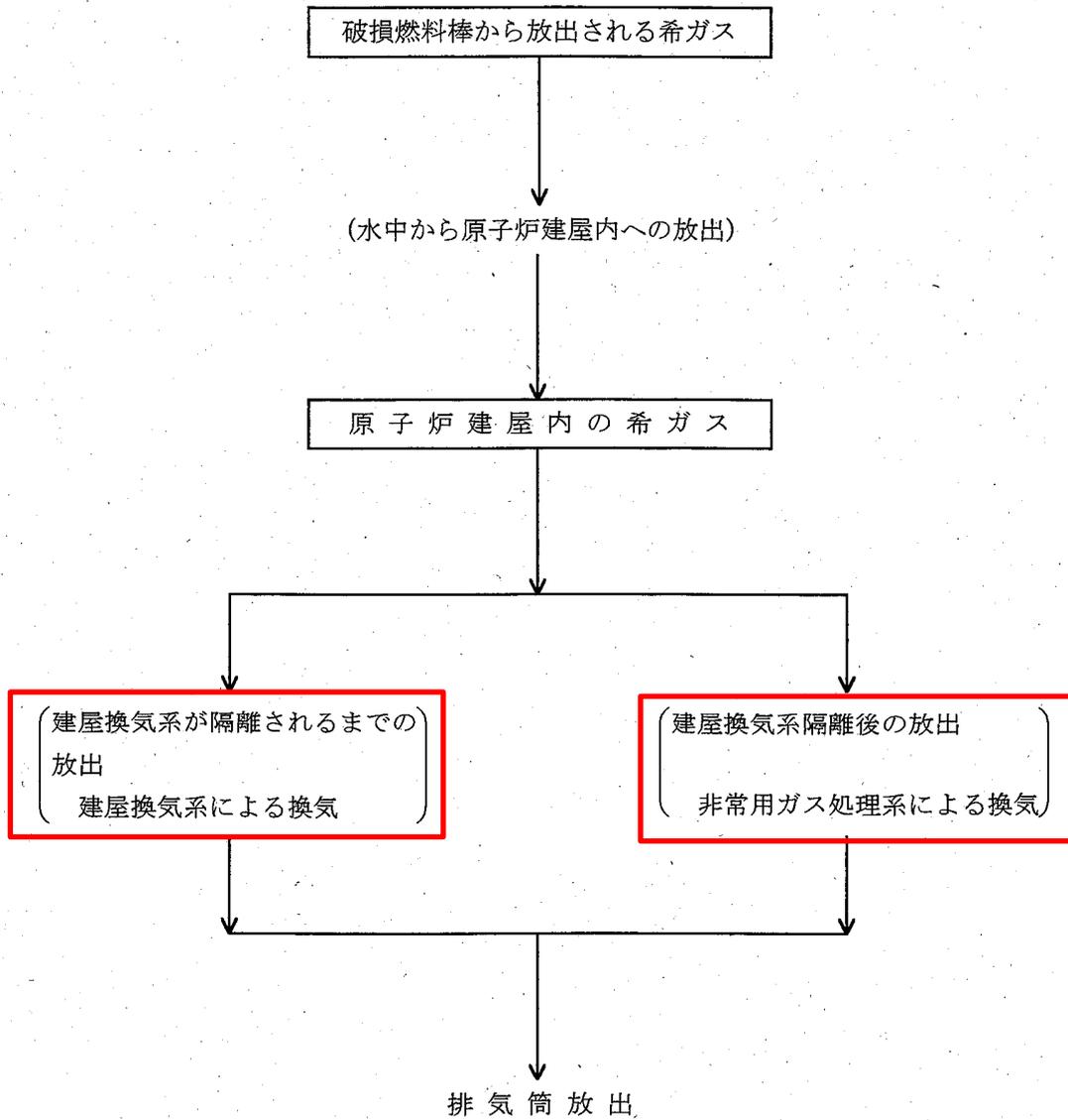
また、これ以降は、非常用ガス処理系により環境へ放出されるものとする。

(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。

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。

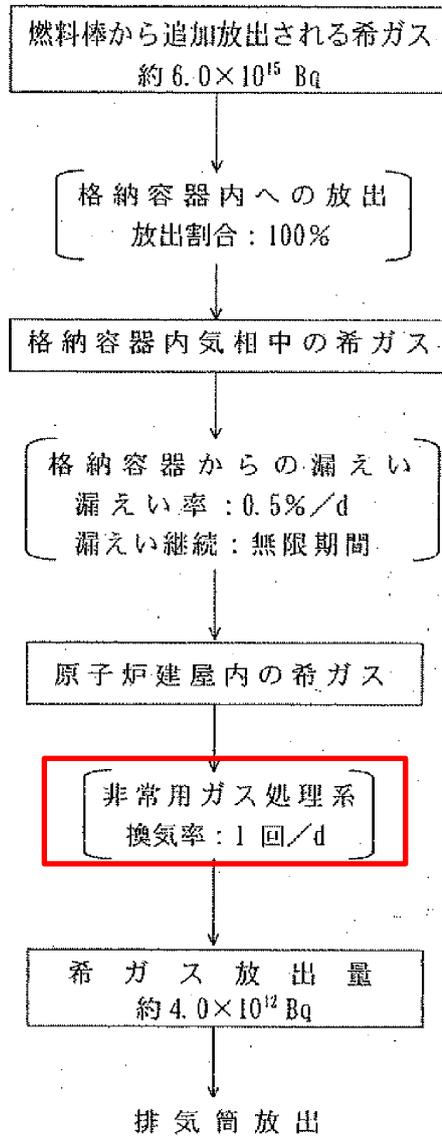
なお、希ガス及びヨウ素が大気中に放出されるまでの過程を第3.4.4-1図及び第3.4.4-2図に示す。

### 3.4.4.3.2 線量の評価

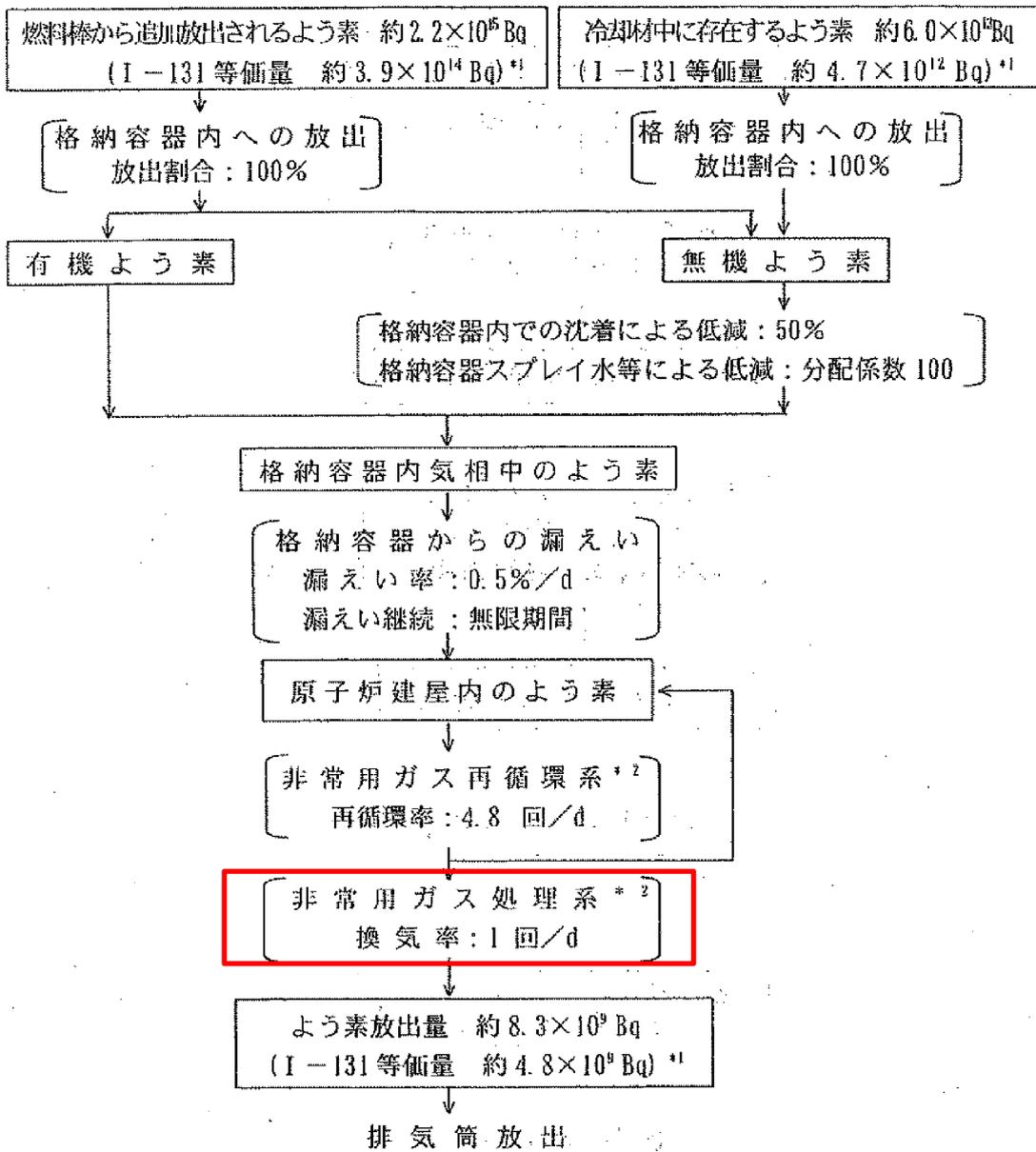
#### (1) 評価前提

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気中濃度は、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 250 Gal 以下 原子炉建屋2 階床水平 300 Gal 以下 原子炉建屋地 下2階床鉛直 120 Gal 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