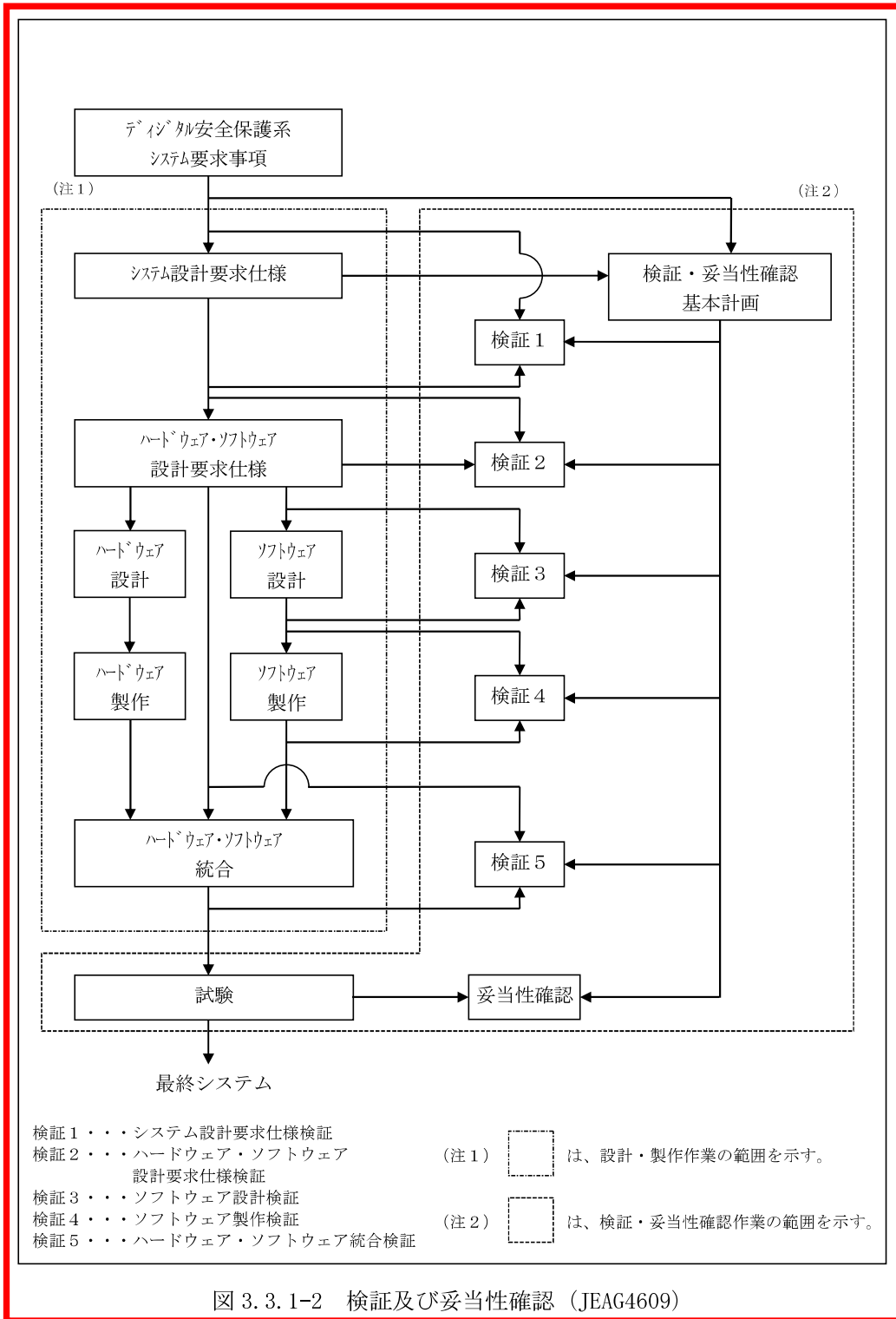


②



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"> 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】
<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"> 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】
<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"> 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】
<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"> 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】

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。

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. タービングランド蒸気を、グ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。

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 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	—	
	原子炉建屋ガス 処理系	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待避室（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。

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)
- η : 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)

χ / 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)

λ_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。

①a 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)

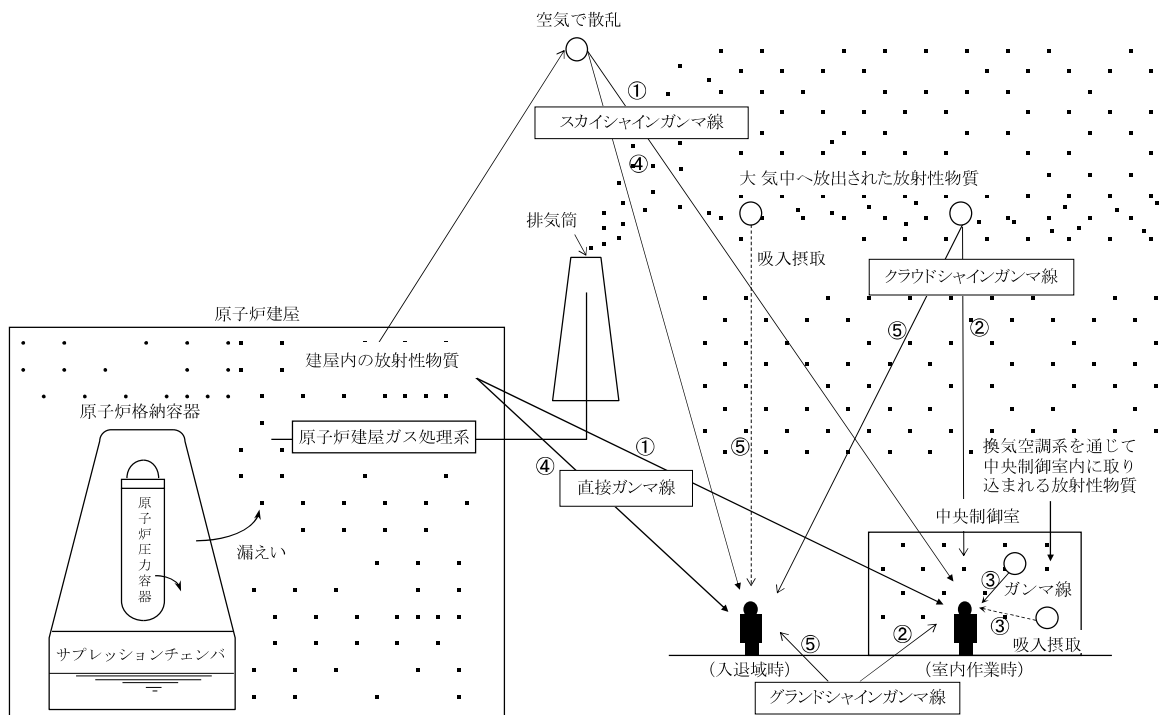


図 4-3 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ



図 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. 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

別添 4-1

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"> 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】
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"> 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】
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"> 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】
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"> 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】
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"> 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】

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

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 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	—	
	原子炉建屋ガス 処理系	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いまって、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持ち、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）放射線モニタの変更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"> 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】
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"> 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】

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

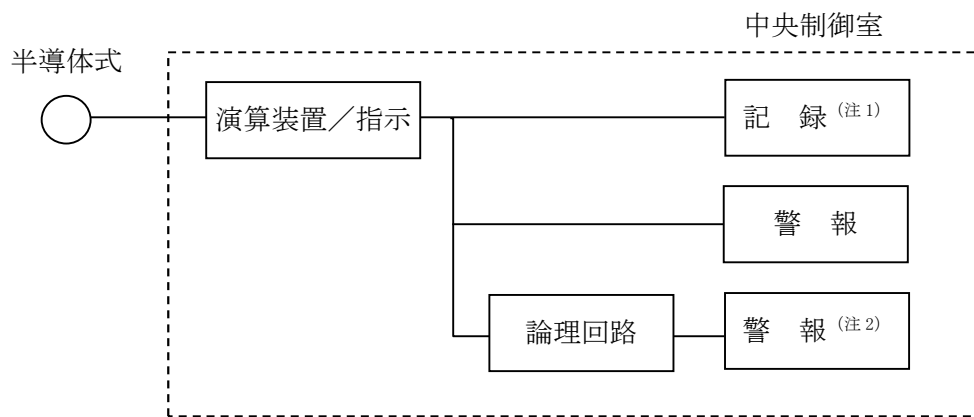
①

(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

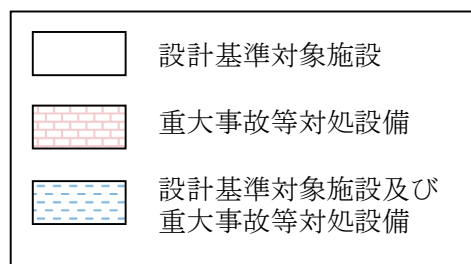


図 3.1.2-8 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの概略構成図

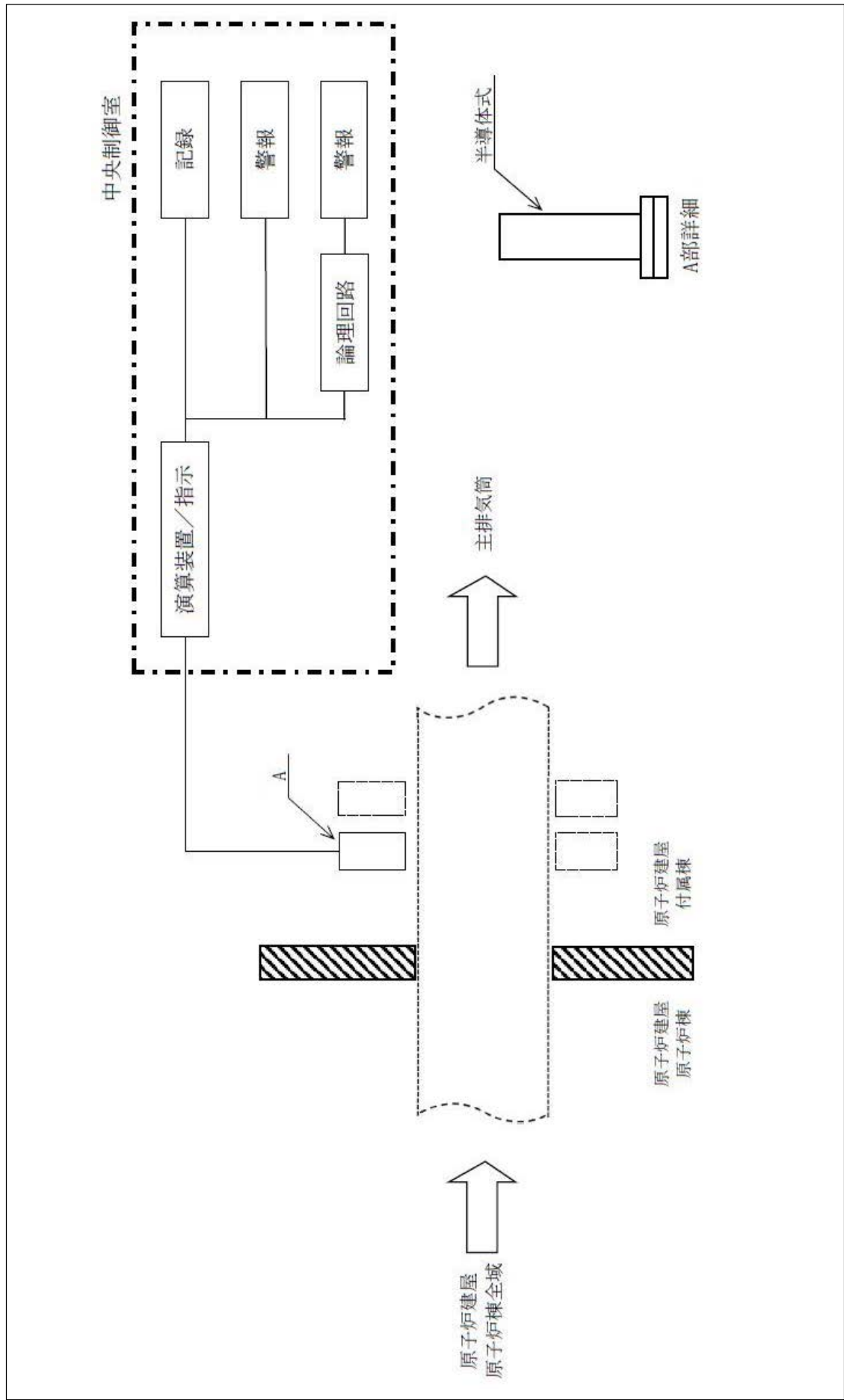


図 3.1.2-9 検出器の構造図 (原子炉建屋換気系 (ダクト) 放射線モニタ)

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
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	中央制御室 (記録計) 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	中央制御室 (記録計) 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
①	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	現場 (電磁的記録)
		緊急時対策所	緊急時対策所 (電磁的記録)
	β 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 7×10^0 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 5×10^1 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3)

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^{*}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	○	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-1-1-2-1-1 ^{*1} ・ V-1-1-2-1-2 ^{*1} ・ V-1-1-2-2-1 ^{*1} ・ V-1-1-2-2-4 ^{*1} ・ V-1-1-2-2-5 ^{*1} ・ V-1-1-2-3-1 ^{*1} ・ V-1-1-2-3-2 ^{*1} ・ V-1-1-2-3-3 ^{*1} ・ V-1-1-2-4-1 ^{*1} ・ V-1-1-2-4-2 ^{*1} ・ V-1-1-2-4-3 ^{*1} ・ V-1-1-2-5-1 ^{*1} ・ V-1-1-2-5-2 ^{*1} ・ V-1-1-2-5-3 ^{*1} ・ V-1-1-2-5-4 ^{*1} ・ V-1-1-2-5-6 ^{*1}
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	○	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添付する。 ・ V-1-1-4-6-26
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を変更するため添付する。 ・ 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* ¹
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* ¹
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	○	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-1-7-1
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 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-1-7-1
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"> ・ V-2-8-2-4 <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"> ・ V-2-1-1^{*1} ・ V-2-1-3^{*1} ・ V-2-1-4^{*1} ・ V-2-1-5^{*1} ・ V-2-1-8^{*1} ・ V-2-2-1^{*1} ・ V-2-12^{*1}
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"> ・ V-1-7-3^{*1}

* 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－6 【原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改造に伴う
申請範囲の整理について】

原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタ改造に伴う 申請範囲の整理について

原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタ改造に伴う申請範囲の整理について

【概要】

- 原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタ改造(移設)に伴う各工事内容について、設置変更許可及び既工認の記載内容への影響有無を確認した。
- 確認の結果、設工認変更認可が必要な内容として、モニタ移設による要目表の変更箇所を抽出した。

[影響有無 ○:有 ×:なし]

工事概要	設工認申請書への影響有無	技術基準適合性への影響有無	設置変更許可申請書への影響有無	設置許可基準規則適合性への影響
原子炉建屋換気系(ダクト)放射線モニタ改造工事 (補足-5)	○ 要目表(溢水) × 基本設計方針	○ (補足-1)	× (補足-4 別添資料1)	× (補足-4 別添資料1)
原子炉棟換気系改造工事 (補足-4)	× 要目表(対象外) × 基本設計方針 (補足-6 別添資料1)	— (申請対象ではないので、適合性の審査には当たらない)	○ (添付書類八の変更あり)	× (補足-4 別添資料1)
	ダクト撤去・追設			
	隔離弁撤去 原子炉建屋原子炉棟のダクト貫通部を壁に変更			

4 放射線管理施設の基本設計方針，適用基準及び適用規格
 (1) 基本設計方針

変更前	変更後
<p>用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。</p>	<p>変更なし</p>
<p>第1章 共通項目 放射線管理施設の共通項目である「1. 地盤等，2. 自然現象，3. 火災，4. 溢水等，5. 設備に対する要求（5.6 逆止め弁，5.7 内燃機関を除く。），6. その他」の基本設計方針については，原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目 変更なし</p>
<p>第2章 個別項目 2. 換気設備，生体遮蔽装置等 2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置 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及び措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し，運転員の勤務形態を考慮し，事故後 30 日間において，運転員が中央制御室に入り，とどまっても，中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量，中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が，中央制御室の気密性並びに中央制御室換気系，中央制御室遮蔽及び二次遮蔽の機能とあいまって，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づく被ばく評価により，「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に示される 100 mSv を下回る設計とする。また，運転員その他の従事者が中央制御室にとどまるため，気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙，有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。 運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な設備を施設し，中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量，中央制御室に取り込まれた外気による線量及び入退域時の線量が，全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し，その実施のための体制を整備することで，中央制御室の気密性並びに中央制御室換気系，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並びに中央制御室待避室空気ポンベの性能とあいまって，運転員の実効線量が 7 日間で 100 mSv を超えない設計とする。炉心の著しい損傷が発生した場合における居住性に係る被ばく評価では，設計基準事故時の手法を参考にするとともに，炉心の著しい損傷が発生した場合に放出される放射性物質の種類，全交流動力電源喪失時の中央制御室換気系の起動遅れ等，炉心の著しい損傷が発生した場合の評価条件を適切に考慮する。 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いて，中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう，計測制御系統施設の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用し，中央制御室内及び中央制御室待避室内の居住性を確保できる設計とする。 炉心の著しい損傷後の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ブルーム通過時に，運転</p>	<p>2. 換気設備，生体遮蔽装置等 2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置 変更なし</p>

変更前	変更後
<p>員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設け、中央制御室待避室には、遮蔽設備として、中央制御室遮蔽（待避室）を設ける。中央制御室待避室は、中央制御室待避室空気ポンペで正圧化することにより、放射性物質が流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。</p> <p>中央制御室待避室差圧計（個数 1，計測範囲 0～60 Pa）により、中央制御室待避室と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧が確保できていることを把握できる設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納施設の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により、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減させることで、運転員の被ばくを低減できる設計とする。</p> <p>重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とし、身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。</p> <p>中央制御室内及び中央制御室待避室内と身体サーベイ、作業服の着替え等を行うための区画の照明は、計測制御系統施設の可搬型照明（SA）を使用する。</p> <p>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フィルタ系ファンは、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>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。</p> <p>可搬型照明（SA）及び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交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所遮蔽（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。）、）、二次遮蔽，緊急時対策所非常用換気設備（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。）、）、緊急時対策所加圧設備（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。）、）、酸素濃度計（東海，東海第二発電所共用）、二酸化炭素濃度計（東海，東海第二発電所共用）、可搬型モニタリング・ポスト及び緊急時対策所エリアモニタを設ける設計とする。</p> <p>緊急時対策所非常用換気設備である緊急時対策所非常用送風機（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。））は、緊急時対策所建屋を正圧化し、放射性物質の侵入を低減できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所加圧設備は、プルーム通過時において、緊急時対策所等を正圧化し、希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所用差圧計（東海，東海第二発電所共用（以下同じ。））（個数 1，計測範囲 0～200 Pa）は、緊急時対策所等の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧を監視できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所遮蔽及び二次遮蔽は、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、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が 7 日間で 100 mSv を超えない設計とする。</p> <p>緊急時対策所は、重大事故等が発生し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>において、対策要員が緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。</p> <p>2.2 換気設備</p> <p>通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、放射線障害を防止するため、発電所従業員に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質の除去・低減が可能な換気設備を設ける。</p> <p>換気設備は、放射性物質による汚染の可能性からみて区域を分け、それぞれ別系統とし、清浄区域に新鮮な空気を供給して、汚染の可能性のある区域に向って流れるようにし、排気は適切なフィルタを通して行う。また、各換気系統は、その容量が区域及び部屋の必要な換気並びに除熱を十分行える設計とする。</p> <p>放射性物質を内包する換気ダクトは、溶接構造とし、耐圧試験に合格したものを使用することで、漏えいし難い構造とする。また、ファン、逆流防止用ダンパ等を設置し、逆流し難い構造とする。</p> <p>排出する空気を浄化するため、気体状の放射性よう素を除去するよう素フィルタ及び放射性微粒子を除去する微粒子フィルタを設置する。</p> <p>これらのフィルタを内包するフィルタユニットは、フィルタの取替が容易となるよう取替えに必要な空間を有するとともに、必要に応じて梯子等を設置し、取替が容易な構造とする。</p> <p>吸気口は、放射性物質に汚染された空気を吸入し難いように、主排気筒及び廃棄物処理建屋排気筒から十分離れた位置に設置する。</p> <p>2.2.3 原子炉建屋常用換気系</p> <p>原子炉建屋原子炉棟の常用換気系は、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い、原子炉建屋原子炉棟内をわずかに負圧に保ち、排気空気は、フィルタを通したのち、主排気筒から放出する。また、原子炉建屋放射能高等の信号により、隔離弁を自動閉鎖するとともに常用換気系から原子炉建屋ガス処理系に切り替わることで放射性物質の放散を防ぐ設計とする。</p>	<p>2.2 換気設備</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p> <p>2.2.3 原子炉建屋常用換気系</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>
<p>2.3 生体遮蔽装置等</p> <p>設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による発電所周辺の空間線量率が、放射線業務従事者等の放射線障害を防止するために必要な生体遮蔽等を適切に設置すること及び発電用原子炉施設と周辺監視区域境界までの距離とあいまって、発電所周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減し、周辺監視区域外における線量限度に比べ十分に下回る、空気カーマで年間 50 μGy を超えないような遮蔽設計とする。</p> <p>発電所内における外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場所には、通常運転時の放射線業務従事者等の被ばく線量が適切な作業管理とあいまって、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関す</p>	<p>2.3 生体遮蔽装置等</p> <p style="text-align: right;">変更なし</p>

変更前	変更後
<p>る規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」を満足できる遮蔽設計とする。</p> <p>生体遮蔽は、主に一次遮蔽、二次遮蔽、中央制御室遮蔽及び緊急時対策所遮蔽から構成し、想定する通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時に対し、地震時及び地震後においても、発電所周辺の空間線量率の低減及び放射線業務従事者等の放射線障害防止のために、遮蔽性を維持する設計とする。生体遮蔽に開口部又は配管その他の貫通部があるものにあつては、必要に応じて次の放射線漏えい防止措置を講じた設計とするとともに、自重、附加荷重及び熱応力に耐える設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 開口部を設ける場合、人が容易に接近できないような場所（通路の行き止まり部、高所等）への開口部設置 ・ 貫通部に対する遮蔽補強（スリーブと配管との間隙への遮蔽材の充てん等） ・ 線源機器と貫通孔との位置関係により、貫通孔から線源機器が直視できない措置 <p>遮蔽設計は、実効線量が 1.3 mSv/3 月間を超えるおそれがある区域を管理区域としたうえで、日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程（J E A C 4 6 1 5）」の通常運転時の遮蔽設計に基づく設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁に設ける遠隔人力操作機構の操作場所は、原子炉建屋原子炉棟外とし、第二弁及び第二弁バイパス弁の操作を行う第二弁操作室は、必要な要員を収容可能な遮蔽体（第二弁操作室遮蔽）に囲まれた空間とし、第二弁操作室空気ポンベにて正圧化することにより外気の流入を一定時間遮断することで、放射線防護を考慮した設計とする。第二弁操作室遮蔽は、炉心の著しい損傷時においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁操作ができるよう、普通コンクリート 395 mm 以上の遮蔽厚さを有し、第二弁操作室に隣接する格納容器圧力逃がし装置入口配管が設置される方向の壁及び床の遮蔽厚さは、普通コンクリート 1195 mm 以上とする設計とする。また、第二弁操作室が微正圧であることを確認するため、第二弁操作室差圧計（個数 1、計測範囲 0～60 Pa）を設ける設計とする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、格納容器圧力逃がし装置格納槽（地下埋設）内に設置し、格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となるフィルタ装置等の周囲には遮蔽体（フィルタ装置遮蔽、配管遮蔽）を設け、格納容器圧力逃がし装置の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。</p> <p>中央制御室遮蔽、中央制御室遮蔽（待避室）、緊急時対策所遮蔽及び二次遮蔽は、「2.1 中央制御室及び緊急時対策所の居住性を確保するための防護措置」に示す居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p> <p>中央制御室遮蔽は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性、位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>3. 主要対象設備</p> <p>放射線管理施設の対象となる主要な設備について、「表 1 放射線管理施設の主要設備リスト」に示す。</p>	<p>3. 主要対象設備</p> <p>変更なし</p>

4 原子炉格納施設の基本設計方針，適用基準及び適用規格

(1) 基本設計方針

変 更 前	変 更 後
用語の定義は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」並びにこれらの解釈による。	変更なし
<p>第1章 共通項目</p> <p>原子炉格納施設の共通項目である「1. 地盤等，2. 自然現象，3. 火災，4. 溢水等，5. 設備に対する要求（5.7 内燃機関を除く。），6. その他」の基本設計方針については，原子炉冷却系統施設の基本設計方針「第1章 共通項目」に基づく設計とする。</p>	<p>第1章 共通項目</p> <p>変更なし</p>
<p>第2章 個別項目</p> <p>2. 原子炉建屋</p> <p>2.1 原子炉建屋原子炉棟等</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」に規定する線量を超えないよう，当該放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建屋原子炉棟を設置する。</p> <p>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，非常用ガス処理系等により，内部の負圧を確保し，原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあっても発電所周辺に直接放出されることを防止する設計とする。</p> <p>原子炉建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。</p> <p>新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールは，燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において，放射性物質による敷地外への影響を低減するため，原子炉建屋原子炉棟内に設置する。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟は，重大事故等時においても，非常用ガス処理系により，内部の負圧を確保することができる設計とする。原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋原子炉棟に設置する原子炉建屋外側ブローアウトパネルは，閉状態の維持又は開放時に再閉止が可能な設計とする。</p> <p>3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>3.3 放射性物質濃度制御設備</p> <p>原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることによる敷地境界外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」に規定する線量を超えないよう，当該放射性物質の濃度を低減する設備として原子炉建屋ガス処理系を設置する。</p>	<p>第2章 個別項目</p> <p>2. 原子炉建屋</p> <p>変更なし</p> <p>3. 圧力低減設備その他の安全設備</p> <p>3.3 放射性物質濃度制御設備</p> <p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>3.3.1 原子炉建屋ガス処理系</p> <p>原子炉建屋ガス処理系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非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス処理系排風機等から構成され、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非常用ガス再循環系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系排風機等から構成される。放射性物質の放出を伴う設計基準事故時には非常用ガス処理系で原子炉建屋原子炉棟内を水柱約 6 mm 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により除去するとともに、非常用ガス処理系を通して、更に放射性物質を除去・低減した後、非常用ガス処理系排気筒より放出できる設計とする。</p> <p>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し、原子炉冷却材喪失事故時に想定する原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計とする。</p> <p>原子炉建屋ガス処理系を構成する非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のうち、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のよう素除去効率及びガス処理設備の処理容量は、設置（変更）許可を受けた設計基準事故の評価の条件を満足する設計とする。</p> <p>新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールは、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、原子炉建屋ガス処理系により放射性物質の放出を低減できる設計とする。</p> <p>重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とする原子炉建屋ガス処理系の配管の一部については、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する単一故障のうち、想定される最も過酷な条件として、配管の全周破断を想定しても、単一故障による放射線物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しない。</p> <p>想定される単一故障の発生に伴う周辺公衆に対する放射線被ばくは、保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価し、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を下回ることを確認する。また、単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する屋外の場合 4 日間、屋内の場合 2 日間を考慮し、修復作業に係る従事者の被ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。</p> <p>単一設計とする箇所設計に当たっては、想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。</p> <p>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</p>	<p>3.3.1 原子炉建屋ガス処理系</p> <p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>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し、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減させることで、中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生し、原子炉建屋ガス処理系を起動する際に、原子炉建屋外側ブローアウトパネルを閉止する必要がある場合には、中央制御室からブローアウトパネル閉止装置（個数 10）を操作し、容易かつ確実に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も、人力により操作できる設計とする。</p> <p>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、ブローアウトパネル閉止装置は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</p> <p>原子炉建屋ガス処理系の流路として、設計基準対象施設である非常用ガス再循環系フィルタトレイン、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス処理系排気筒を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために原子炉格納容器から原子炉建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を設ける設計とする。</p> <p>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、負圧達成機能及び負圧維持機能をもち、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する。</p> <p>原子炉建屋ガス処理系は、原子炉格納容器が健全である場合、水素排出設備として十分な性能を有しているものの、原子炉格納容器から異常な漏えいが発生し、原子炉建屋ガス処理系の水素排出能力を超える場合には、原子炉建屋の水素濃度が上昇し、原子炉建屋ガス処理系系統内で水素濃度が可燃限界に達するおそれがあることから、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することで、動的機器を含む系統内の水素爆発を防止する設計とする。</p> <p>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。</p> <p>水素排出設備である原子炉建屋ガス処理系の流路として、設計基準対象施設である非常用ガス処理系排気筒を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。</p>	<p>変更なし</p>

変 更 前	変 更 後
<p>4. 主要対象設備</p> <p>原子炉格納施設の対象となる主要な設備について、「表1 原子炉格納施設の主要設備リスト」に示す。</p> <p>本施設の設備として兼用する場合に主要設備リストに記載されない設備については、「表2 原子炉格納施設の兼用設備リスト」に示す。</p>	<p>4. 主要対象設備</p> <p>変更なし</p>