

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-009 改 20
提出年月日	2023年8月4日

補足-009 工事計画に係る補足説明資料  
(計測制御系統施設)

2023年8月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付説明書名	補足説明資料（内容）	備考		
1	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. 原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の監視			
		2. 原子炉格納容器下部水位監視について			
		3. 代替注水流量（常設）について			
		4. 第1ベントフィルタ出口水素濃度について			
		5. 原子炉圧力容器内の水位監視について			
		6. 可搬型計測器について			
		7. 安全保護装置の不正アクセス行為防止のための措置について			
		8. 主要パラメータの代替パラメータによる推定の誤差の影響について			
		9. 設置（変更）許可申請における審査資料からの構成見直しについて			
2	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. 原子炉圧力高設定値について			
		2. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の回路構成について			
		3. 計装誤差に含まれる余裕の考え方について			
3	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. 安全保護系（原子炉保護系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応答時間について			
		2. 原子炉再循環ポンプトリップ機能について			
		3. 選択制御棒挿入機能及び原子炉再循環ポンプトリップ機能のインターロックにおける設定について			
		4. 中央制御室外原子炉停止装置対象設備の考え方について			
		5. 「蒸気加減弁急速閉」信号について			
4	4-1	(1)中央制御室の機能に関する説明書（中央制御室の有毒ガス防護について除く。）	設計基準事故時の中央制御室の機能	1. 環境条件	
				2. 誤操作防止対策	
重大事故等時の中央制御室の機能	3. 中央制御室から外の状況を把握する設備				
	4. 酸素濃度及び二酸化炭素濃度計について				
				1. 重大事故等時の中央制御室の機能について	
				2. 重大事故等時の監視操作設備に係る設計上の考慮事項の補足について	

資料 No.	添付説明書名	補足説明資料（内容）	備考
4	4-2 (2) 中央制御室の機能に関する説明書（中央制御室の有毒ガス防護について） (2) 緊急時対策所の機能に関する説明書（緊急時対策所の有毒ガス防護について）	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」への適合状況について</li> <li>2. 固定源及び可動源の特定について</li> <li>3. 他の有毒化学物質等との反応により発生する有毒ガスについて</li> <li>4. 受動的に機能を発揮する設備について</li> <li>5. 有毒ガス影響評価に使用する気象条件について</li> <li>6. 原子炉施設周辺の建物影響による拡散の影響について</li> <li>7. 可動源に対する防護措置の詳細について</li> </ol>	
5	通信連絡設備に関する説明書	通信連絡設備に関する説明書に係る補足説明資料	

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に係る補足説明資料

## 目 次

1. 原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の監視.....	1
1.1 原子炉格納容器内の酸素・水素濃度計測装置について.....	1
1.2 格納容器酸素濃度（B系）及び格納容器水素濃度（B系）の概要.....	2
1.2.1 測定原理.....	2
1.2.2 システム構成.....	5
1.3 格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）の概要.....	7
1.3.1 測定原理.....	7
1.3.2 システム構成.....	10
1.4 格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）の認証について.....	14
1.4.1 環境試験.....	14
1.4.2 耐震試験.....	17
1.5 格納容器酸素濃度（B系），格納容器水素濃度（B系），格納容器酸素濃度（SA） 及び格納容器水素濃度（SA）の電源供給について.....	18
1.6 格納容器酸素濃度，格納容器水素濃度の計測範囲.....	19
1.6.1 計測範囲の考え方.....	19
1.6.2 ナローレンジの計測範囲の変更について.....	20
2. 原子炉格納容器下部水位監視について.....	24
2.1 原子炉格納容器下部注水時の水位監視.....	24
2.2 ドライウェル水位及びペDESTAL水位の計測機能.....	27
2.2.1 環境条件.....	27
2.2.2 測定原理.....	27
2.3 ドライウェル水位（原子炉格納容器床面+1.0m）設置高さの変更.....	29
2.3.1 設置高さの変更.....	29
2.3.2 有効性評価解析への影響.....	29
2.3.3 ペDESTAL/ドライウェル水位の推移と原子炉格納容器下部/ドライウェル底部 の状態について.....	31
3. 代替注水流量（常設）について.....	32
3.1 代替注水流量（常設）による流量監視.....	32
3.2 代替注水流量（常設）の計測機能.....	33
3.2.1 環境条件.....	33
3.2.2 測定原理.....	33
4. 第1ベントフィルタ出口水素濃度について.....	35
4.1 第1ベントフィルタ出口水素濃度による監視.....	35
4.2 可搬型設備（車両）の構成.....	35
5. 原子炉圧力容器内の水位監視について.....	37
5.1 原子炉圧力容器内の水位監視について.....	37
5.2 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（SA）の概要.....	39

5.2.1	原子炉水位（広帯域）	39
5.2.2	原子炉水位（燃料域）	39
5.2.3	原子炉水位（S A）	39
5.3	原子炉圧力容器への注水流量による原子炉圧力容器内の水位の推定手段	47
5.4	原子炉圧力，原子炉圧力（S A）及びサプレッションチェンバ圧力（S A）による水位の推定手段	49
6.	可搬型計測器について	50
6.1	可搬型計測器による監視パラメータの計測結果の換算概要	59
6.1.1	温度（例：原子炉圧力容器温度（S A）の場合）	59
6.1.2	圧力（例：原子炉圧力の場合）	59
6.1.3	水位（例：原子炉水位（広帯域）の場合）	59
6.1.4	流量（注水量）（例：高圧原子炉代替注水流量の場合）	59
7.	安全保護装置の不正アクセス行為防止のための措置について	60
7.1	安全保護装置の概要	60
7.2	安全保護系の物理的な分離又は機能的な分離対策	63
7.2.1	安全保護装置の物理的な分離対策	63
7.2.2	ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策	64
7.2.3	物理的なアクセス及び電気的なアクセスの制限対策	64
7.3	想定脅威に対する対策について	66
7.4	耐ノイズ・サージ対策	67
7.5	安全保護装置のうち，一部デジタル演算処理を行う機器（平均出力領域計装）の概要	67
7.5.1	A P R Mの信号処理部の構成	69
7.5.2	ソフトウェアの検証と妥当性の確認範囲	70
8.	主要パラメータの代替パラメータによる推定の誤差の影響について	72
9.	設置（変更）許可申請における審査資料からの構成見直しについて	98

## 1. 原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の監視

### 1.1 原子炉格納容器内の酸素・水素濃度計測装置について

原子炉格納容器内の酸素・水素濃度計測装置は、著しい炉心の損傷が発生した場合に、原子炉格納容器内に発生する酸素及び水素を監視する目的で、酸素濃度及び水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計とする。

原子炉格納容器内の酸素濃度は、解析上は事象発生から 12 時間後に原子炉格納容器への窒素供給を実施することで、事象発生から 168 時間後まで酸素濃度が可燃限界である 5vol% を超えることは無く、原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。

しかしながら、徐々にではあるが、水の放射線分解により酸素濃度及び水素濃度は上昇し続けることから、格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）起動後（事象発生から約 2 時間）、酸素濃度及び水素濃度を測定できる設計としている。

また、168 時間以降に水の放射線分解によって発生する酸素によって酸素濃度が再び上昇し、ドライ条件において 4.4vol% に到達した場合には、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する観点で格納容器ベントを実施するため、原子炉格納容器内で可燃限界に到達することはなく、原子炉格納容器内での水素爆発は生じない。

このために、原子炉格納容器内の酸素・水素濃度計測装置は、事故初期に容易に準備対応ができ、炉心損傷時の環境条件に対応できるものであることが求められ、中央制御室にて原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の傾向（トレンド）を監視できることが重要となる。島根原子力発電所第 2 号機では、重大事故等時の原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度を格納容器酸素濃度（B 系）、格納容器水素濃度（B 系）、格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）によって監視することとしている。

格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）については、常設代替交流電源設備による給電後に格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）を起動した時点で使用可能となるが、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるこの時点での原子炉格納容器内の酸素濃度は 5vol% に到達しない。また、格納容器酸素濃度（B 系）及び格納容器水素濃度（B 系）については、原子炉補機代替冷却系が使用可能となった時点で使用可能となるが、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における原子炉補機代替冷却系が使用可能となる時点での原子炉格納容器内の酸素濃度は 5vol% に到達しない。

格納容器酸素濃度（B 系）は、酸素分子が常磁性体であることを利用した熱磁気風式の酸素検出器である。酸素は強い磁化率を有しており、測定において水素や窒素のような弱い反磁性を有する他ガスの影響は受けない。

格納容器酸素濃度（SA）は、酸素分子が常磁性体であることを利用した磁気力式の酸素検出器である。酸素は強い磁化率を有しており、測定において水素や窒素のような弱い反磁性を有する他ガスの影響は受けない。

格納容器水素濃度（B 系）及び格納容器水素濃度（SA）は、水素の熱伝導率が空気、窒素、酸素等と大きく異なることを利用した熱伝導式の水素検出器である。熱伝導式は、事故時に酸素濃度等のガス成分に変動があっても熱伝導率が水素と大きく異なるため、

水素濃度測定に対して大きな誤差にはならない。

## 1.2 格納容器酸素濃度（B系）及び格納容器水素濃度（B系）の概要

### 1.2.1 測定原理

#### (1) 格納容器酸素濃度（B系）

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度（B系）は、熱磁気風式のものを用いる。熱磁気風式の酸素検出器は、図1-1「酸素濃度検出回路の概要図」に示すとおり、サーミスタ温度素子（発風側素子、受風側素子）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されており、検出素子及び補償素子は一定温度で保温されている。

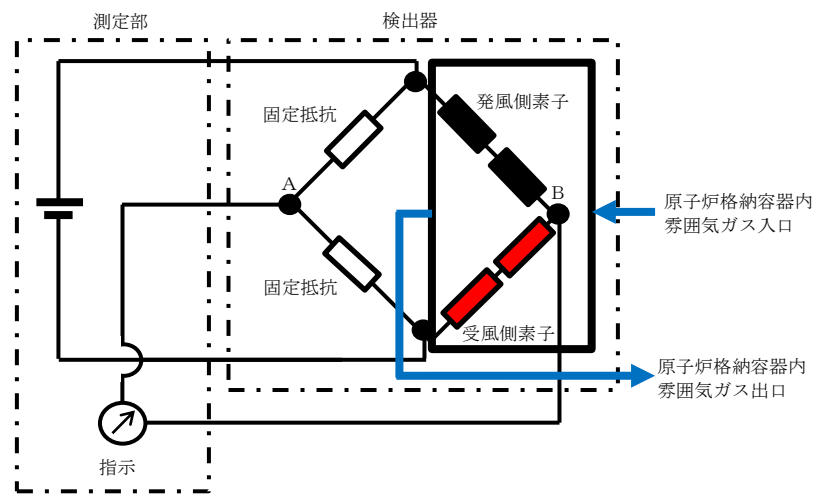


図1-1 酸素濃度検出回路の概要図

格納容器酸素濃度（B系）の測定原理を図1-2「格納容器酸素濃度（B系）の測定原理」に示す。酸素検出器は2層構造のチャンバーで構成されており、サンプル入口より下部流入チャンバー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は下部流入チャンバーを通過しサンプル出口へ流出するが、少量のサンプルガスは上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから、上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは磁界中心部に引き寄せられ、加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプルガスにより、高温となったサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり、磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り、暖められることとなる。



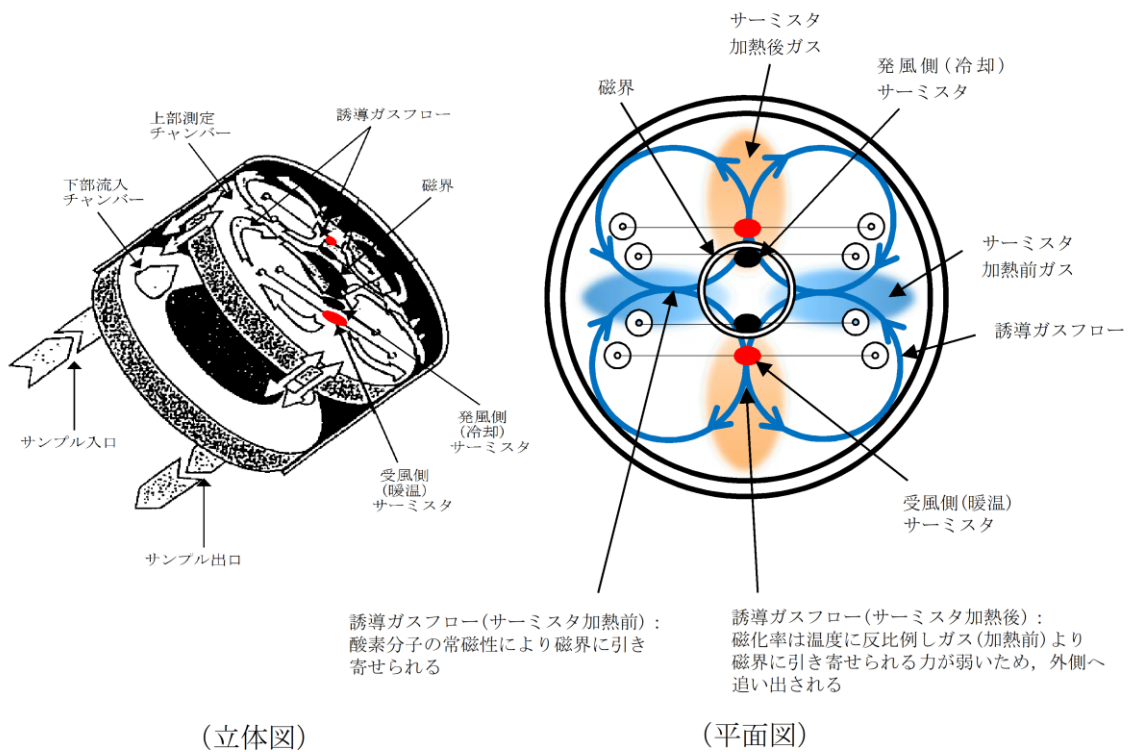


図 1-2 格納容器酸素濃度 (B系) の測定原理

チャンバー内に酸素を含むサンプルガスを流すと、磁気風により発風側素子の温度が下がることで、発風側素子の抵抗は小さくなる。一方、受風側素子の温度が上がることで、受風側素子の抵抗は大きくなる。発風側素子と受風側素子の抵抗値が変化することで、ブリッジ回路の平衡が変化し、図 1-1 の A B 間に電位差 (電流) が生じる。この電位差が酸素濃度に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

なお、格納容器酸素濃度 (B系) の計測範囲 0~10vol%/0~25vol%において、計測装置仕様は最大  $\pm 0.32\text{vol}\%$  /  $\pm 0.80\text{vol}\%$  (ウェット),  $\pm 0.25\text{vol}\%$  /  $\pm 0.63\text{vol}\%$  (ドライ) の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の酸素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視していくことができる。

## (2) 格納容器水素濃度 (B系)

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器水素濃度 (B系) は、熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図 1-3「水素濃度検出回路の概要図」に示すとおり、検知素子と補償素子 (サーミスタ) 及び 2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されておりサンプルガスとは接触しない構造になっている。

水素検出器へ電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを一定温度に加熱した状態で、検知素子側に水素を含むサンプルガスを流すと、サンプルガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、図 1-3 の A B 間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

なお、格納容器水素濃度 (B系) の計測範囲 0~20vol%/0~100vol%において、計測装置仕様は最大 $\pm 0.64\text{vol\%}/\pm 3.2\text{vol\%}$  (ウェット)、 $\pm 0.50\text{vol\%}/\pm 2.5\text{vol\%}$  (ドライ) の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視していくことができる。

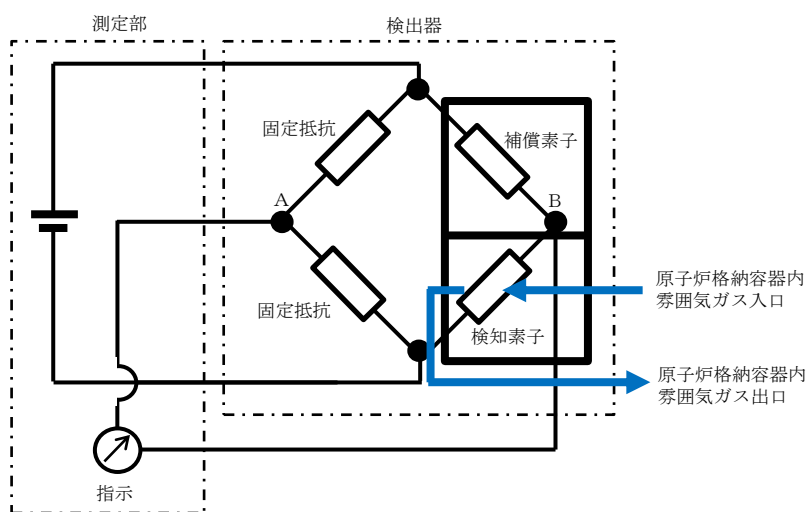


図 1-3 水素濃度検出回路の概要図

### 1.2.2 システム構成

原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の測定においては、格納容器ガスサンプリング装置にて原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器ガスサンプリング装置の構成を図1-4「格納容器ガスサンプリング装置の構成」に示す。

#### (1) 配管ヒータ

配管ヒータは、サンプルガスが配管途中で放熱することにより管内でドレンが発生することを避けるため、加熱保温することを目的として設置している。

#### (2) 格納容器ガスサンプリング装置

格納容器ガスサンプリング装置は酸素濃度及び水素濃度の測定を行うことを目的として設置している。格納容器ガスサンプリング装置は、酸素検出器、水素検出器、冷却器、除湿器等で構成され、大きさは幅約4m、奥行き約0.6m、高さ約1.8mである。

各構成機器の概要について以下に示す。

##### a. 冷却器

冷却器はガス濃度を測定するための前処理としてサンプルガスを冷却するために設置する。

##### b. 除湿器

除湿器はガス濃度を測定するための前処理としてサンプルガスを除湿するために設置する。

##### c. ドレン計量部

ドレン計量部は冷却・除湿した際に発生するドレンを測定し湿分補正のパラメータとして用いるために設置する。

##### d. 減圧弁

減圧弁はサンプルガスを390kPa以下に減圧するために設置する。

##### e. 酸素検出器

酸素検出器はサンプルガス中の酸素濃度を測定するために設置する。

##### f. 水素検出器

水素検出器はサンプルガス中の水素濃度を測定するために設置する。

##### g. サンプリングポンプ

サンプリングポンプはサンプルガスを原子炉格納容器に戻す際に昇圧するために設置する。

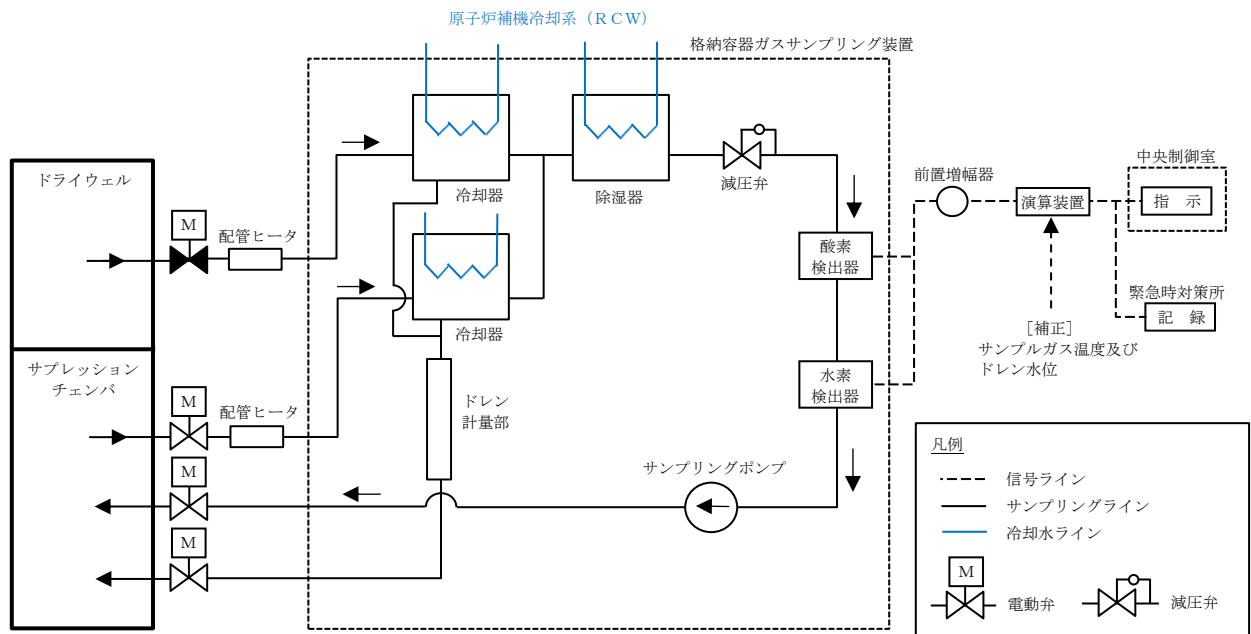


図 1-4 格納容器ガスサンプリング装置の構成

### 1.3 格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（S A）の概要

#### 1.3.1 測定原理

##### (1) 格納容器酸素濃度（S A）

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度（S A）は、磁気力式のものをを用いる。磁気力式の酸素検出器は、図1-5「格納容器酸素濃度（S A）の測定原理」に示すとおり、2つの球体、くさび型状の磁極片、LEDからの光を受光素子へ反射する鏡等で構成されている。また、格納容器酸素濃度（S A）の検出回路を図1-6「格納容器酸素濃度（S A）検出回路図」に示す。

初期状態において球体は上から見て右回りに傾いた位置で静止している。ガラス管内に強い磁化率を持つ酸素分子が流れ込むと、磁界に引き寄せられ、磁極片の先端部に酸素分子が引き寄せられる。磁極片先端部に引き寄せられた酸素分子により2つの球体が磁極片先端部から端部へ押し出され、右回りに回転することにより、LEDから受光素子への光量が増加する。増幅器は受光素子への光量の変化を検知するとフィードバック電流を増加させ、フィードバック電流がコイルに流れることで発生するカウンターモーメントが球体に働き、光量が一定となる初期位置で静止する。このフィードバック電流が酸素濃度に比例する原理を用いて酸素濃度の測定を行う。（図1-7「格納容器酸素濃度（S A）の測定原理イメージ」参照。）

なお、格納容器酸素濃度（S A）の計測範囲0～25vol%において、計測装置仕様は最大±0.75vol%（ウェット）、±0.50vol%（ドライ）の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の酸素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

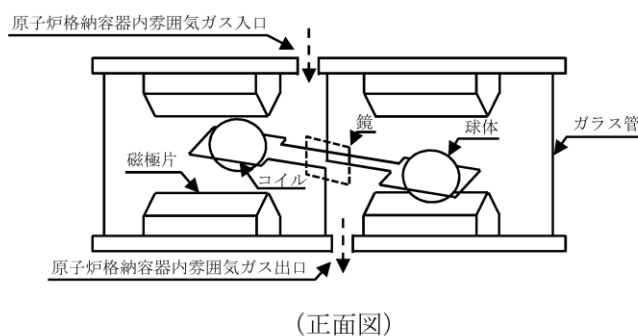
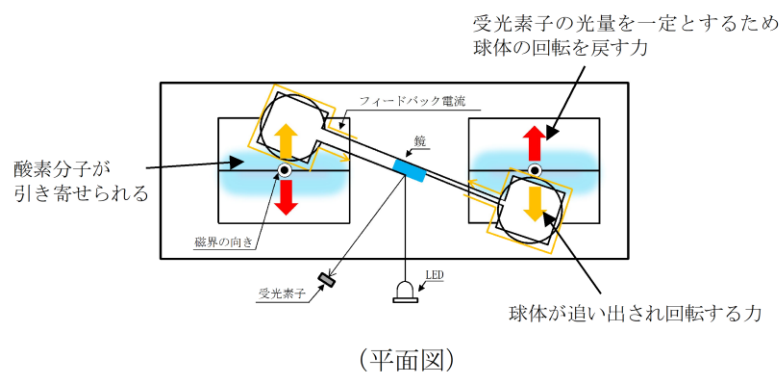


図1-5 格納容器酸素濃度（S A）の測定原理

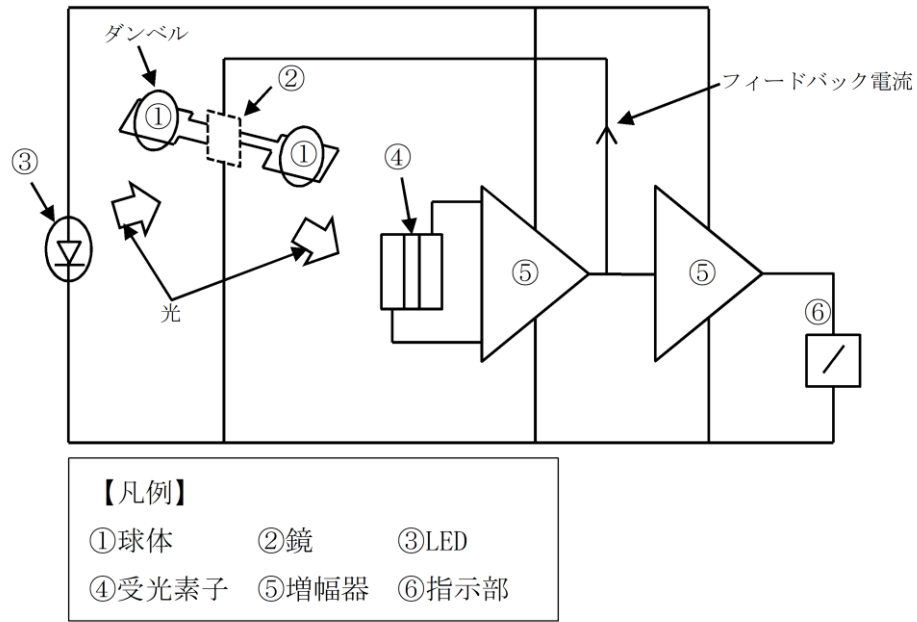


図 1-6 格納容器酸素濃度 (S A) の検出回路図

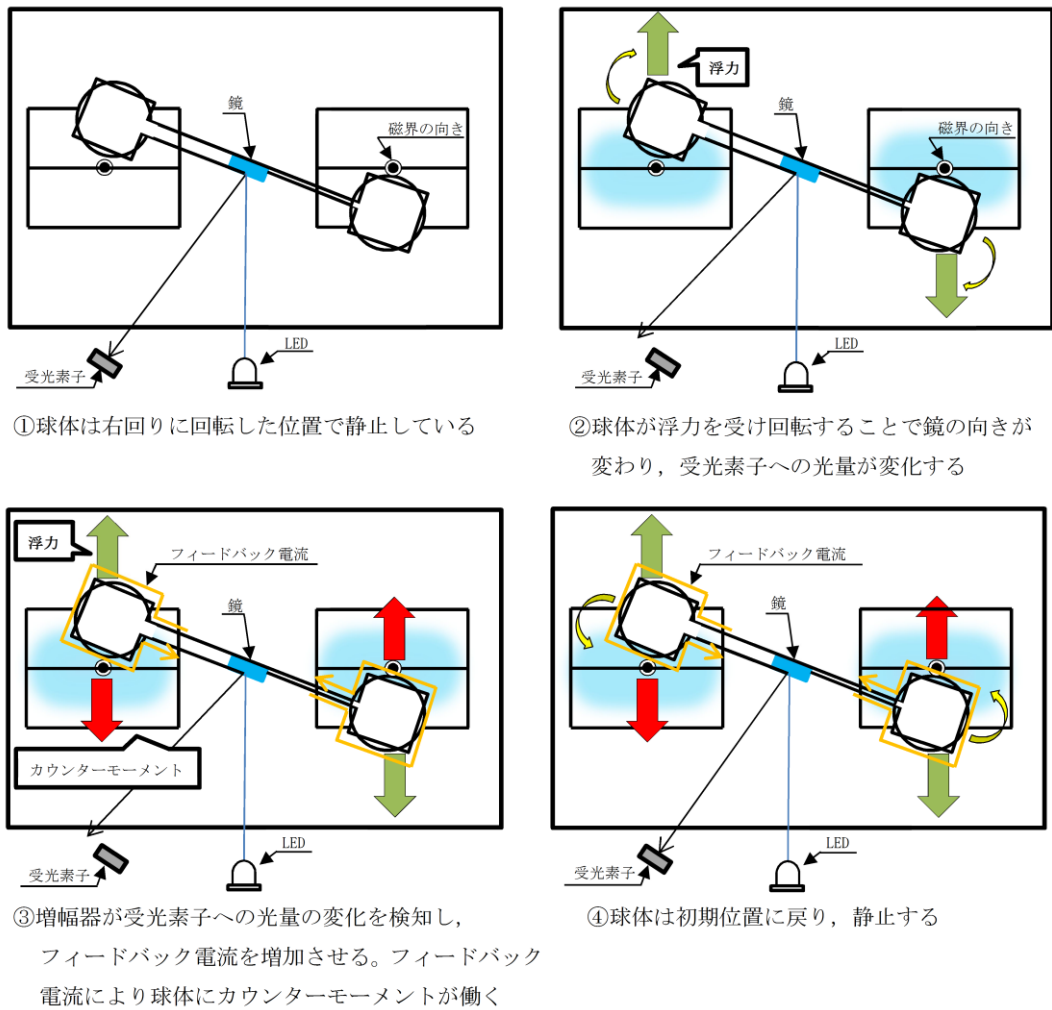


図 1-7 格納容器酸素濃度 (S A) の測定原理イメージ

## (2) 格納容器水素濃度 (SA)

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器水素濃度 (SA) は、熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図 1-8「水素濃度検出回路の概要図」に示すとおり、検知素子と補償素子 (サーミスタ) でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分のみにサンプルガスが流れ、補償素子の部分にサンプルガスが流れない構造としている。

水素検出器へ電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを一定温度に加熱した状態で、検知素子側に水素を含むサンプルガスを流すと、サンプルガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、図 1-8 の A B 間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

なお、格納容器水素濃度 (SA) の計測範囲 0~100vol%において、計測装置仕様は最大±2.0vol% (ウェット) の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視していくことができる。

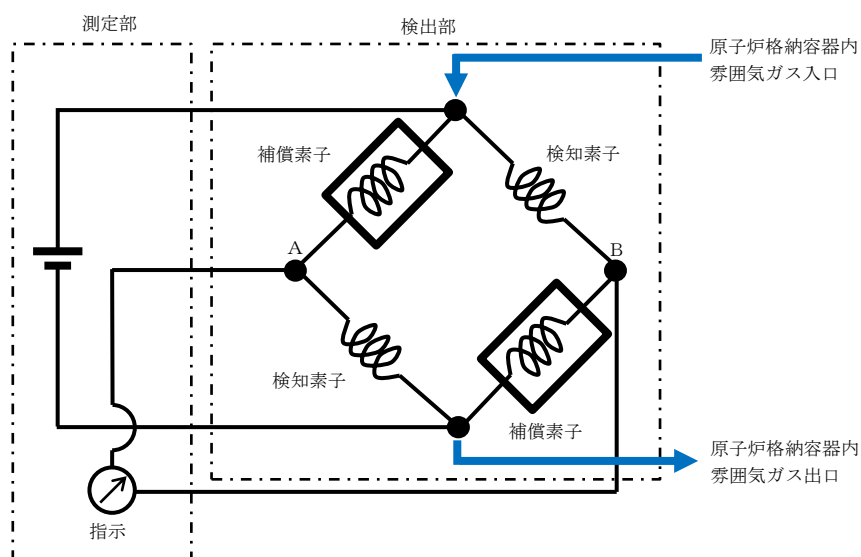


図 1-8 水素濃度検出回路の概要図

### 1.3.2 システム構成

原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の測定においては、格納容器ガスサンプリング装置にて原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器ガスサンプリング装置の構成を図1-9「格納容器ガスサンプリング装置の構成（通常待機状態）」に示す。

#### (1) ガスサンブラ

ガスサンブラは金属フィルタとスロットルオリフィスから構成され、サンプルガスの吸入口として原子炉格納容器内に設置される。サンプルガスを吸入する際には、ガスサンブラ内部のスロットルを通過する際、ガスの流れが制限されることでサンプルガスは原子炉格納容器内の圧力から装置内の圧力まで減圧され、サンプリング配管下流での蒸気凝縮を防止する。ガスサンブラの構造については図1-10に示す。

#### (2) サンプリング配管用トレースヒータ

サンプリング配管用トレースヒータはサンプルガスの蒸気凝縮の防止を目的として設置している。サンプリング配管用トレースヒータは、原子炉格納容器外から格納容器ガスサンプリング装置までのサンプリング配管にトレースヒータを敷設する。サンプリング配管の温度を該当ヒータにより130℃に制御し、蒸気凝縮を防止する。

#### (3) 格納容器ガスサンプリング装置

格納容器ガスサンプリング装置は酸素濃度及び水素濃度の測定を行うことを目的として設置している。格納容器ガスサンプリング装置は、酸素検出器、水素検出器、湿度検出器、キャビネットヒータ、冷却器等で構成され、大きさは幅約1.6m、奥行き約0.9m、高さ約2.1mである。

水素濃度の測定においては、サンプルガスの蒸気凝縮を防止するため、サンプルガスの露点条件に達しないように温度・圧力を一定レベルに制御後、ウェット条件の水素濃度を測定する。水素濃度は、演算装置にて湿度測定の数値を用いてサンプルガス内湿度値が算出され、水素濃度をドライ条件に補正し、演算装置から中央制御室にウェット条件及びドライ条件の値が同時に出力される。

酸素濃度の測定では、水素濃度及び湿度測定後のサンプルガスを冷却器により一定温度に冷却し、蒸気凝縮後のドライ条件の酸素濃度を測定する。酸素濃度は、演算装置にて湿度測定の数値を用いてサンプルガス内湿度値が算出され、酸素濃度をウェット条件に補正し、演算装置から中央制御室にウェット条件及びドライ条件の値が同時に出力される。

なお、格納容器ガスサンプリング装置によるサンプリングは、サンプルガスを一定時間検出器ラインに保持する方式とする。

各構成機器の概要について以下に示す。



- a. コイル  
コイルは格納容器ガスサンプリング装置内のサンプルガス温度を 120℃に保つために設置する。
- b. 湿度検出器  
湿度検出器は酸素検出器による酸素濃度の測定において蒸気濃度を考慮した値に補正するために設置する。
- c. 水素検出器  
水素検出器はサンプルガス中の水素濃度を測定するために設置する。
- d. 冷却器  
冷却器は酸素検出器へのサンプルガスの冷却及びサンプルガス中に含まれる蒸気を凝縮し、除去するために設置する。サンプルガスは冷却器で 5 秒間保持され、5℃まで冷却される。
- e. 酸素検出器  
酸素検出器はサンプルガス中の酸素濃度を測定するために設置する。
- f. タンク  
タンクは、サンプルガスを格納容器ガスサンプリング装置内へ引き込む際の圧力変動及び流量変動を防止するために設置する。タンクの容量は 20ℓ である。
- g. 圧縮機  
圧縮機はタンクの容量 20ℓ にサンプル配管の容量 1ℓ を含めた合計 21ℓ の空間体積内を規定圧力 90～110kPa [abs] から少なくとも 70kPa [abs] まで減圧するため及び原子炉格納容器内にサンプルガスを戻すために設置する。圧縮機による減圧は当該装置の要求時間 40 秒以内に実施される。
- h. キャビネットヒータ  
キャビネットヒータはサンプルガス中に含まれる蒸気の凝縮を防止するため、装置内温度を 120℃に制御するために設置する。
- i. 窒素ボンベ  
窒素ボンベは格納容器ガスサンプリング装置内の空気作動弁の駆動源及び検出器中へサンプルガスを押し込むための窒素の供給に必要な容量を原子炉建物付属棟に設置する。なお、サンプルガスを検出器へ押し込む際の窒素消費量はサンプリング 1 回当たり 1ℓ である。  
重大事故等時に使用する格納容器ガスサンプリング装置の窒素ボンベは、高圧ガス保安法の適合品である一般汎用型の窒素ボンベを使用する。このため、本ボンベの容量は一般汎用型の窒素ボンベの標準容量 46.7ℓ/個となる。格納容器ガスサンプリング装置の窒素ボンベの個数は、格納容器ガスサンプリング装置を 7 日間運転するために必要な個数を確保する。  
格納容器ガスサンプリング装置について、1 日当たりの窒素消費量は以下の通りとなる。なお、サンプリングは 3 分間に 1 回の頻度で実施するため、1 日当たりの窒素消費量はサンプリング 480 回分の消費量とする。  
①格納容器ガスサンプリング装置の検出ラインにサンプルガスを押し込むため

の消費量=480ℓ/日 [normal]

②格納容器ガスサンプリング装置の空気作動弁を駆動させるための消費量  
=143ℓ/日 [normal]

③格納容器ガスサンプリング装置の冷却器にて発生した凝縮水を原子炉格納容器内に押し込むための消費量=1000ℓ/日 [normal]

上記①～③より合計は 1623ℓ/日 [normal] であり、7 日間の運転における窒素消費量は 11361ℓ [normal] である。

窒素ポンペ 1 個当たりの供給量  $S_b$  は、ポンペ使用下限圧力  $P_2$  を設定し、ポンペ初期充填圧力  $P_1$  及びポンペ容量  $V_b$  の関係から下記の式で求める。なお、ポンペ使用下限圧力  $P_2$  は重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力 0.853MPa を考慮し、1.2MPa [abs] に設定する。

$$S_b = \frac{P_1 - P_2}{P_N} \cdot V_b$$
$$= \frac{14.7 - 1.2}{0.1013} \times 46.7$$

$$= 6224 \text{ℓ/個 [normal]}$$

$S_b$  : ポンペによる供給量 (ℓ/個 [normal])

$P_1$  : ポンペ初期充填圧力=14.7MPa [abs]

$P_2$  : ポンペ使用下限圧力=1.2MPa [abs]

$P_N$  : 大気圧=0.1013MPa [abs]

$V_b$  : ポンペ容量=46.7ℓ/個

$M$  : 必要ポンペ個数

上記より、格納容器ガスサンプリング装置を 7 日間運転するために必要な窒素ポンペの個数  $M$  は以下となる。

$$S_b \cdot M > 11361$$

上記の関係式より、

$$6224 \times M > 11361$$

$$M > 1.83$$

よって、格納容器ガスサンプリング装置の窒素ポンペの個数は 1.83 となることから、必要な個数は 2 個となるため、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮して 2 個を加え、窒素ポンペは 2 個 (予備 2 個) とする。



図 1-9 格納容器ガスサンプリング装置の構成（通常待機状態）

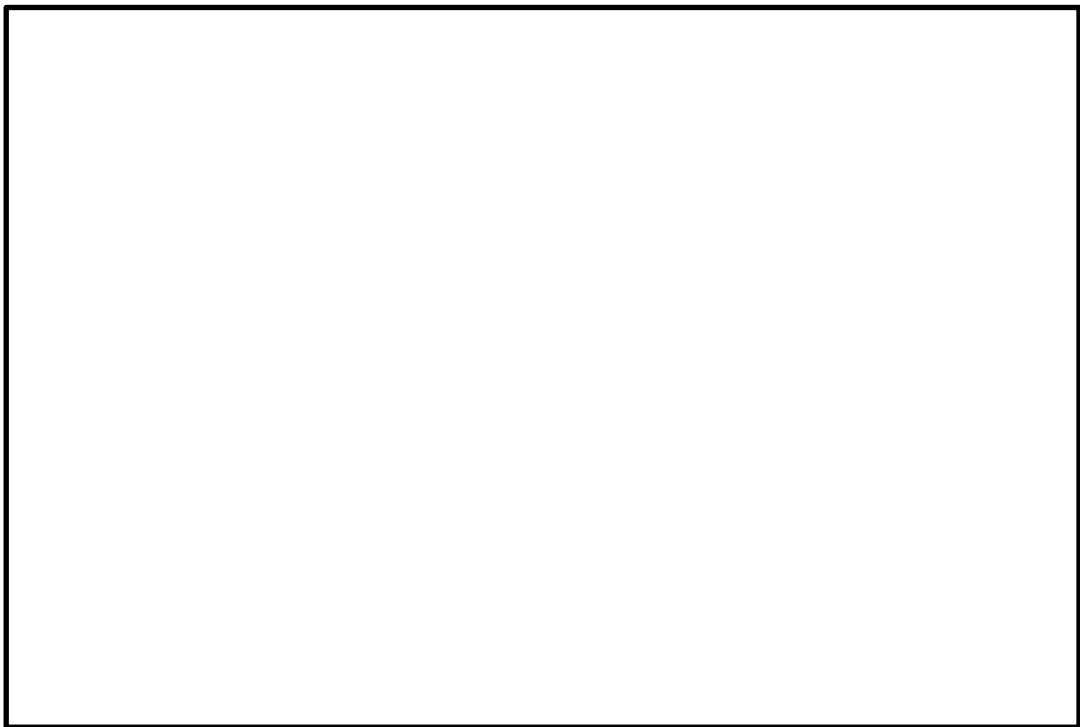


図 1-10 ガスサンプラの構造図

## 1.4 格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（S A）の認証について

### 1.4.1 環境試験

格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（S A）の構成機器である格納容器ガスサンプリング装置の環境試験の条件及び評価結果について以下に示す。なお、ガスサンプラについては評価結果に仕様を記載する。

#### (1) 気候負荷試験

気候負荷試験において格納容器ガスサンプリング装置を温度：66℃、圧力：大気圧、湿度：98%の環境で管理される気候チャンパー内に10日間設置し、気候チャンパー内から取り出した後で、格納容器ガスサンプリング装置の機能的な健全性が確保されていることを確認している。

#### (2) 放射線負荷試験

放射線負荷試験において格納容器ガスサンプリング装置の各機器に対し、放射線負荷（表1-1を参照。）を照射し、照射時及び照射後において格納容器ガスサンプリング装置の機能的な健全性が確保されていることを確認している。

表1-1 格納容器ガスサンプリング装置内の機器における放射線負荷について

機器	機器仕様
サンプルガスが流れる機器	1.0～31.3kGy
パージガスのみが流れる機器	2.1～20.6kGy

#### (3) 評価結果

##### a. 酸素検出器の評価結果

	環境条件 (原子炉棟内)	機器仕様
温度	66℃	66℃
圧力	大気圧相当	大気圧相当
湿度	100%	100%
放射線	0.92kGy/7日間	1.0kGy

##### b. 水素検出器の評価結果

	環境条件 (原子炉棟内)	機器仕様
温度	66℃	66℃
圧力	大気圧相当	大気圧相当
湿度	100%	100%
放射線	1.5kGy/7日間	20.6kGy

c. ガスサンプラの仕様

	環境条件 (原子炉格納容器内)	機器仕様
温度	200°C	250°C
圧力	853kPa	1600kPa
湿度	蒸気	蒸気
放射線	740kGy/7 日間	—*

注記\*：検出部は無機物で構成しており，放射線による影響はない。

(4) 200°C，853kPa [gage] における使用について

格納容器ガスサンプリング装置の性能確認として，サンプルガスの温度を 60°C～140°C，圧力を 100～630kPa [abs] の範囲に変化させ，水素濃度の測定が正常に行えることを確認している。

[Redacted content consisting of multiple horizontal bars]

[Redacted text block]

[Redacted text block]

b. 温度について

サンプルガスはサンプリング配管用のトレースヒータによって 130℃に温度制御されてから格納容器ガスサンプリング装置内へ吸引される。格納容器ガスサンプリング装置は性能確認により、サンプルガスの温度が 140℃において測定可能であることを確認しているが、原子炉格納容器内においてサンプルガス温度が 200℃であったとしても、小口径のサンプリング配管を通過する際の熱損失により 130℃まで冷却されるため、原子炉格納容器内の温度が 200℃の場合においても測定は可能である。

#### 1.4.2 耐震試験

耐震試験において、格納容器ガスサンプリング装置及びガスサンプラを加振台に設置し、表 1-2 に示す加速度を加えた後で格納容器ガスサンプリング装置及びガスサンプラの機能的な健全性が確保されていることを確認している。

表 1-2 格納容器ガスサンプリング装置及びガスサンプラの地震負荷について (×9.8m/s<sup>2</sup>)

方向	格納容器ガスサンプリング装置		ガスサンプラ		
	機能維持評価用加速度	機能確認済加速度	機能維持評価用加速度		機能確認済加速度
			ドライウエル	サプレッションチェンバ	
水平方向*	1.95	3.8	3.15	3.10	3.4
鉛直方向	1.94	3.5	1.89	3.23	3.3

注記\*：水平 2 方向のうち、機能維持評価用加速度については大きい方の値を記載し、機能確認済加速度については小さい方の値を記載している。

<関連する計測制御系統施設の耐震性に関する説明書>

添付書類VI-2-6-5-33 : 格納容器酸素濃度 (S A) の耐震性についての計算書

添付書類VI-2-6-5-35 : 格納容器水素濃度 (S A) の耐震性についての計算書

添付書類VI-2-6-7-1-12: 格納容器ガスサンプリング装置 (格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A)) の耐震性についての計算書

1.5 格納容器酸素濃度（B系），格納容器水素濃度（B系），格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）の電源供給について

格納容器酸素濃度（B系）及び格納容器水素濃度（B系）は，常設代替交流電源設備から給電できる設計とする。

格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。

電源供給については図1-11「格納容器酸素濃度（B系），格納容器水素濃度（B系），格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）の電源概略構成図」に示す。

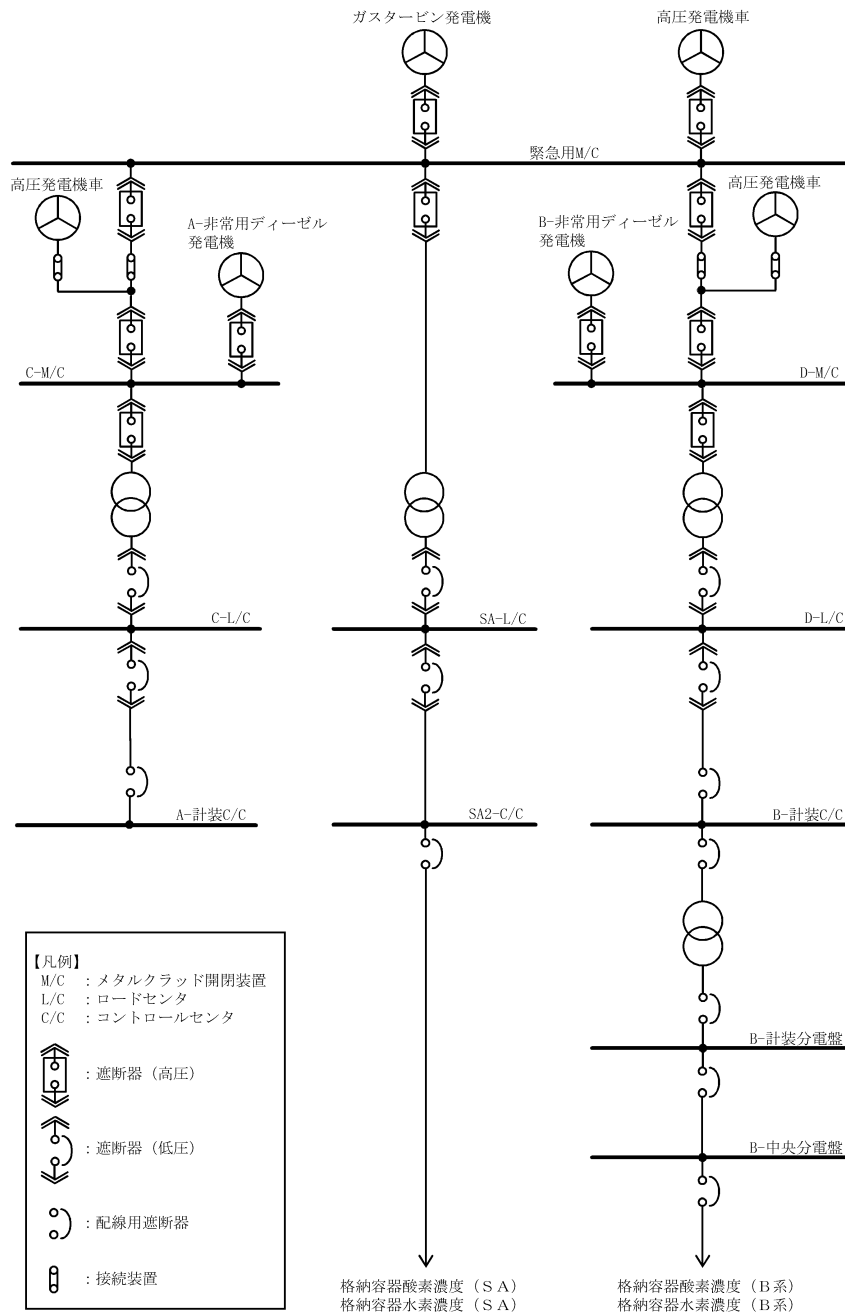


図1-11 格納容器酸素濃度（B系），格納容器水素濃度（B系），格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）の電源概略構成図



## 1.6 格納容器酸素濃度，格納容器水素濃度の計測範囲

格納容器酸素濃度及び格納容器水素濃度は，設計基準対象施設として設計基準事故が発生した場合の状況を把握し及び対策を講ずるために十分な測定範囲で監視し，重大事故等対処設備\*として著しい炉心の損傷が発生した場合に変動する可能性のある範囲で原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を監視する目的で設置する。また，格納容器酸素濃度は，プラント停止中における原子炉格納容器内の空気置換により流入する酸素及び通常運転中において原子炉格納容器内が窒素置換により保安規定で定める濃度以下に酸素が維持されていることを把握するために十分な測定範囲で監視する目的にも使用する。

注記\*：A系：重要監視パラメータの常用計器

B系：重要監視パラメータの重要計器

### 1.6.1 計測範囲の考え方

格納容器酸素濃度の計測範囲は，格納容器内の酸素が変動する可能性のある範囲としてプラント停止中に格納容器内を空気置換した際の空気中の酸素割合約 21%を最大値として考慮し，状況を把握し及び対策を講ずるための測定範囲として有効性評価のうち格納容器破損モード「水素燃焼」における酸素濃度の初期条件 2.5vol%と格納容器ベントを行うまでの期間に上昇しうる可燃領域 5vol%前後の濃度において必要な監視能力を有した設計とする。

格納容器水素濃度の計測範囲は，格納容器内の水素が変動する可能性のある範囲並びに状況を把握し及び対策を講ずるための測定範囲として重大事故等対策の有効性評価のうち格納容器破損モード「水素燃焼」におけるドライウエルの気相濃度最大値約 90.4%，格納容器ベントを行うまでの期間に上昇しうる可燃領域 4vol%及び爆轟領域 13vol%を一定程度上回る濃度において必要な監視能力を考慮した設計とする。

表 1-3 格納容器酸素濃度，格納容器水素濃度の想定される変動範囲

	停止中 (原子炉格納容器 開放時)	通常運転* <sup>1</sup>	設計基準事故* <sup>2</sup>	重大事故等* <sup>3</sup>
酸素濃度	約 21vol%	～2.5vol% (ドライ)	～4.3vol%	～4.4vol% (ドライ)
水素濃度	0vol%	0vol%	～2.0vol%	～約 20vol%* <sup>4</sup> (ドライ)

注記\*<sup>1</sup>：有効性評価「格納容器破損モード（水素燃焼）」解析初期値

\*<sup>2</sup>：安全評価「原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化（可燃性ガスの発生）」解析最大値

\*<sup>3</sup>：有効性評価「格納容器破損モード（水素燃焼）」解析 格納容器冷却後～格納容器ベント前

\*<sup>4</sup>：格納容器冷却前にドライウエルで最大約 90.4vol%（ドライ）まで上昇する。

変動しうる範囲の濃度と比較して、格納容器雰囲気ガス濃度の把握が特に重要となる可燃領域付近では低濃度の推移を監視することになるため、計器誤差等により低濃度における監視性が損なわれないようワイドレンジとナローレンジの2つの計測範囲を設けている。また、中央制御室の指示及び記録におけるワイドレンジとナローレンジの計測範囲切り替えは、検出器が計測した酸素濃度又は水素濃度の値に応じて自動で切り替わる設計とする。格納容器酸素濃度及び格納容器水素濃度の2つの計測範囲及びその考え方を表1-4に一覧で示す。

表1-4 計測範囲及び考え方

名称	計測範囲		計測範囲の考え方
格納容器 酸素濃度	ワイド レンジ	0~25vol%	原子炉格納容器内を空気置換した際の空气中酸素割合約21%を包含する範囲
	ナロー レンジ	0~10vol%	有効性評価解析初期条件2.5vol%と格納容器ベントまでに上昇する可燃領域5vol%未満を包含し必要な計測精度で計測可能な範囲
格納容器 水素濃度	ワイド レンジ	0~100vol%	有効性評価解析の最大値約90.4%を包含する範囲
	ナロー レンジ	0~20vol%	格納容器ベントまでに上昇する可燃領域4vol%及び爆轟領域13vol%を一定程度上回る濃度を必要な計測精度で計測可能な範囲

#### 1.6.2 ナローレンジの計測範囲の変更について

計測範囲の自動切替えは、ナローレンジからワイドレンジに切り替える設定値(以下「ワイド切替設定値」という。)とワイドレンジからナローレンジに切り替える設定値(以下「ナロー切替設定値」という。)の2つを設け、雰囲気ガス濃度の上昇に伴いワイド切替設定値を超えたとき、又は、下降に伴いナロー切替設定値を下回ったときに行っている。

ワイド切替設定値は、雰囲気ガス濃度がナローレンジの上限を超えて上昇する際にワイドレンジへの切り替えが遅れることなく連続的に監視可能とするためナローレンジ上限値未満とし、また、雰囲気ガス濃度の微小変化等によりワイドレンジとナローレンジの切替えが短期間に連続するチャタリング\*1が発生しないよう、ワイド切替設定値とナロー切替設定値の間には計測装置の計器誤差及び切断差\*2を踏まえて適切な幅を持たせた値に設定する必要がある。そのため、雰囲気ガス濃度がナローレンジの上限付近及び一度ワイドレンジに切り替わった後にナロー切替設定値以下となるまでは、実質ワイドレンジを使用した計測となる。(図1-12参照。)

注記\*1：電気的接点の動作状態と復帰状態が繰り返し切替わること。ここではレンジの自動切替えが繰り返し行われ安定しないことも含む。

\*2：設定値における動作値と復帰値の差。切断差が小さい場合、チャタリングを生じる恐れがある。

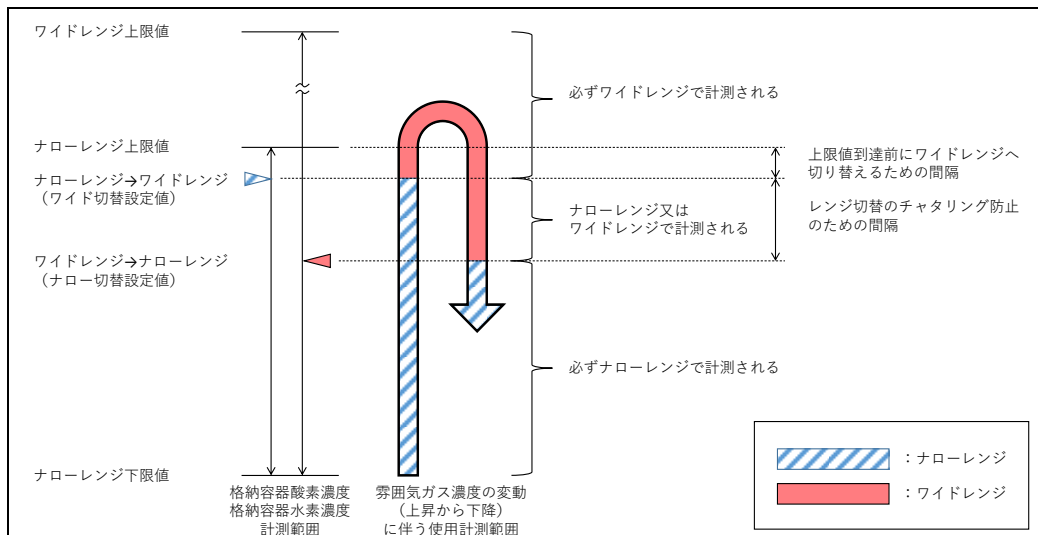


図 1-12 雰囲気ガス濃度変動に伴う使用計測範囲イメージ

設置（変更）許可申請時は、格納容器酸素濃度の重大事故等時の格納容器ベント判断基準である 4.4vol%，格納容器水素濃度の可燃限界である 4.0vol%前後をナローレンジの計測範囲 0～5vol%にて既存設備の設計を変更せずに計測する計画であったが、設計進捗において、ナローレンジの計測範囲上限値が 5vol%の場合のナローレンジ切替設定値は、酸素濃度 4.4vol%，水素濃度 4.0vol%以上に設定できず実質ワイドレンジを使用した計測となる可能性があることが分かった。

ワイドレンジはナローレンジに比べて計器誤差が大きく、格納容器ベント判断や可燃限界付近の監視を行う際の適切な監視能力が確保できないと判断したことからナローレンジの計測範囲を既存設計から変更する。

変更後のナローレンジの計測範囲は、設計基準対象施設としての監視性を損なわずに重大事故等時の監視性を更に向上できる計測範囲として、格納容器酸素濃度を 0～10vol%，格納容器水素濃度を 0～20vol%とする。格納容器酸素濃度、格納容器水素濃度の計測範囲及びそれに伴う誤差の変更内容を表 1-5 に示し、変更後の各運転状態における監視性について表 1-6 に示す。

表 1-5 格納容器酸素濃度，格納容器水素濃度の計測範囲及び誤差

名称	変更前			変更後		
	計測範囲	切替設定値	誤差	計測範囲	切替設定値	誤差*1
格納容器 酸素濃度	0～5vol%/ 0～25vol%	ワイド切替 4.6vol%  ナロー切替 3.2vol%	ウェット： ±0.16vol%/ ±0.80vol% ドライ： ±0.13vol%/ ±0.63vol%	0～10vol%/ 0～25vol%	ワイド切替 設計検討中*2  ナロー切替 設計検討中*2	ウェット： ±0.32vol%/ ±0.80vol% ドライ： ±0.25vol%/ ±0.63vol%
格納容器 水素濃度	0～5vol%/ 0～100vol%	ワイド切替 4.8vol%  ナロー切替 3.0vol%	ウェット： ±0.16vol%/ ±3.2vol% ドライ： ±0.13vol%/ ±2.5vol%	0～20vol%/ 0～100vol%	ワイド切替 設計検討中*2  ナロー切替 設計検討中*2	ウェット： ±0.64vol%/ ±3.2vol% ドライ： ±0.5vol%/ ±2.5vol%

注記\*1：検出器～SPDS表示装置等の誤差（現状計画）

\*2：酸素濃度 4.4vol%，水素濃度 4.0vol%以上で計器設計上可能なナローレンジ上限に近い値に設定する。

表 1-6 計測範囲変更後の各運転状態における監視性

	停止中 (原子炉格納容器開放時)	通常運転	設計基準事故	重大事故等
酸素濃度	空気中の酸素濃度（約21vol%）の監視はワイドレンジ（0～25vol%）であり計器誤差に変更は生じないため監視性に影響はない。	有効性評価における初期酸素濃度（2.5vol%（ドライ））未満であることを、ナローレンジ（0～10vol%）で監視する。変更後のドライ誤差（±0.25vol%）を考慮した上で運転することにより、その後に必要な対策を実施することが可能であるため監視性に影響はない。	酸素濃度が可燃領域（5.0vol%）に到達していないことをナローレンジ（0～10vol%）で監視する。安全評価上の原子炉格納容器内酸素濃度上昇は最大4.3vol%であるため、変更後のウェット誤差（±0.32vol%）を踏まえても可燃領域未満の監視性に影響はない。	酸素濃度の可燃領域（5.0vol%）への到達有無をナローレンジ（0～10vol%）で監視し、格納容器ベントの準備及び実施判断を行う。格納容器ベントの判断基準*1には計器誤差として±0.5vol%を考慮しており、変更後のドライ誤差（±0.25vol%）でも監視性及び判断に影響はない。なお、格納容器ベント停止時に酸素濃度が可燃領域未満に低下したことを監視する上でも問題ない。
水素濃度	水素濃度は0vol%であり、計器誤差の変更が監視性に影響しない。	水素濃度は0vol%であり、計器誤差の変更が監視性に影響しない。	水素濃度が可燃領域（4.0vol%）に到達していないことをナローレンジ（0～20vol%）で監視する。安全評価上の原子炉格納容器内水素濃度上昇は最大2.0vol%であるため、変更後のウェット誤差（±0.64vol%）を踏まえても可燃領域未満の監視性に影響はない。	水素濃度の可燃領域（4.0vol%）及び爆轟領域（13vol%）への到達有無をナローレンジ（0～20vol%）で監視する。重大事故等時における水素濃度は、操作等の判断基準ではないことから、考慮すべき計器誤差の基準値等は存在しないが、監視性向上の観点から可能な限り計器誤差を縮小することが望ましく、変更後のナローレンジ（0～20vol%）によるドライ誤差（±0.5vol%）での監視は、変更前のワイドレンジ（0～100vol%）によるドライ誤差（±2.5vol%）での監視*2より計器誤差が縮小するため監視性に影響はない。なお、格納容器ベント停止時に水素濃度が可燃領域未満に低下したことを監視する上でも問題ない。

注記\*1：酸素濃度の可燃限界である5.0vol%に到達することを防止するため、計器誤差（±0.5vol%）並びに水素及び酸素排出操作所要時間における上昇分（約0.1vol%）を考慮して設定

\*2：変更前におけるナロー切替設定値は3.0vol%であるため、事故初期の水素濃度上昇以降、可燃領域（4.0vol%）及び爆轟領域（13vol%）はワイドレンジ（0～100vol%）による監視であった。

## 2. 原子炉格納容器下部水位監視について

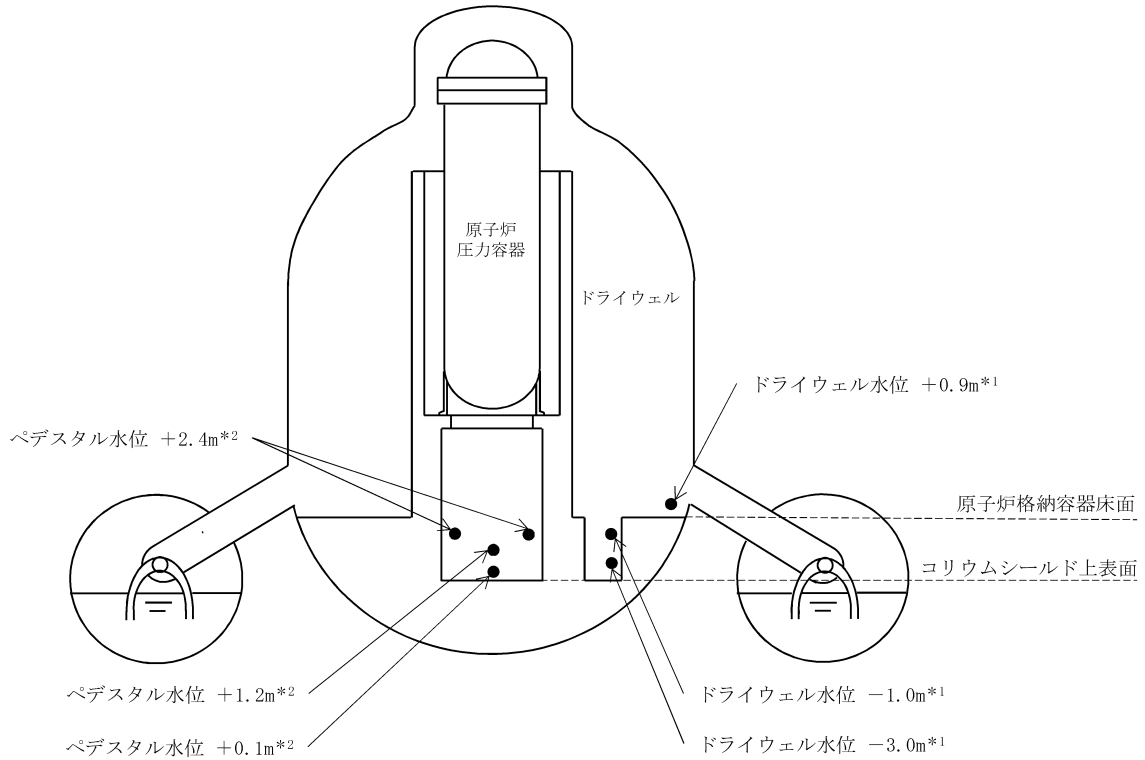
重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却し、熔融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制するためにペDESTAL代替注水系 (常設)、ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 及び格納容器代替スプレイ系 (可搬型) を設置している。原子炉格納容器下部の水位を監視するためにドライウェル水位及びペDESTAL水位を設置する。

### 2.1 原子炉格納容器下部注水時の水位監視

ドライウェル水位及びペDESTAL水位の設置状況は、図 2-1「ドライウェル水位及びペDESTAL水位設置図」、図 2-2「ドライウェル水位及びペDESTAL水位配置図」、図 2-3「ドライウェル水位及びペDESTAL水位取付図」に示す。

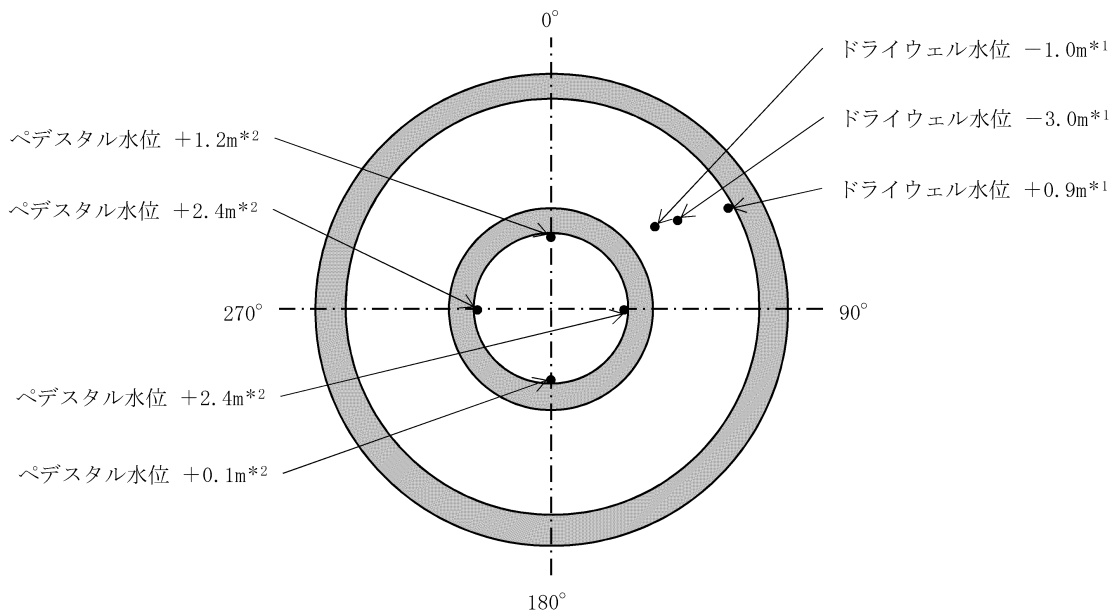
ドライウェル水位は、原子炉格納容器下部に熔融炉心の冷却に必要な水量を注水するドライウェルスプレイによるサンプルピットへの注水量を確認することができるよう電極式水位検出器を原子炉格納容器床面からの高さ $-3.0\text{m}$ 、 $-1.0\text{m}$ に各1個設置する。また、残留熱代替除去系による代替循環冷却実施時におけるペDESTAL代替注水系 (可搬型) による注水の停止の判断基準を確認することができるよう電極式水位検出器を原子炉格納容器床面からの高さ $+0.9\text{m}$ に1個設置する。

ペDESTAL水位は、原子炉格納容器下部への注水状況を把握するため、熔融炉心の冷却に必要な水深を確認することができるよう電極式水位検出器をコリウムシールド上表面からの高さ $+0.1\text{m}$  (初期)、 $+1.2\text{m}$  (中間) に各1個に設置し、 $+2.4\text{m}$  (停止判断) に2個設置する。



注記\*1：原子炉格納容器床面からの高さを示す。  
 \*2：コリウムシールド上表面からの高さを示す。

図 2-1 ドライウエル水位及びペDESTAL水位設置図 (図 2-2 の 180° 方向断面)



注記\*1：原子炉格納容器床面からの高さを示す。  
 \*2：コリウムシールド上表面からの高さを示す。

図 2-2 ドライウエル水位及びペDESTAL水位配置図 (図 2-1 の真上平面)

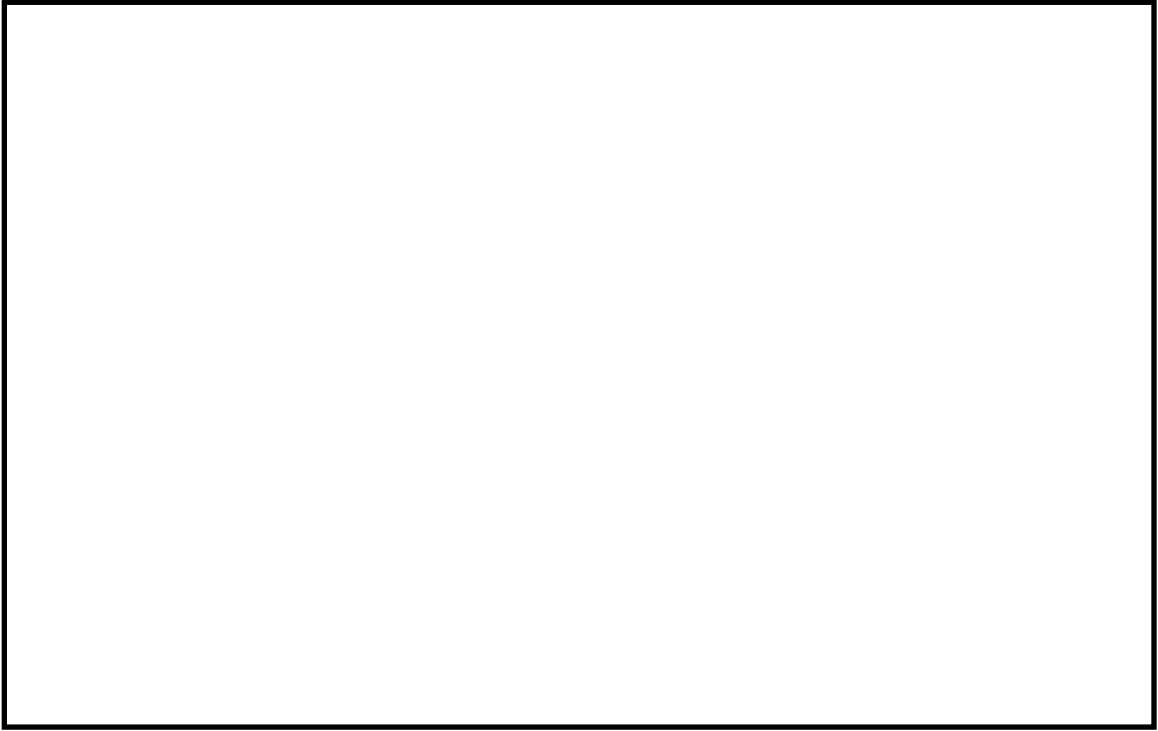


図 2-3 ドライウェル水位及びペデスタル水位取付図



## 2.2 ドライウェル水位及びペDESTAL水位の計測機能

電極式水位検出器の環境条件を表 2-1「検出器の環境条件」に、測定原理を図 2-4「電極式水位検出器の測定原理」に示す。

### 2.2.1 環境条件

電極式水位検出器は、重大事故等時の格納容器破損防止対策の有効性評価における環境条件を満足する試験を実施し、健全性を確認している。

表 2-1 検出器の環境条件

項目	環境条件（包絡条件）	試験条件	評価結果
温度	200℃		想定される環境温度での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
湿度	蒸気		想定される環境湿度での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
圧力	853kPa		想定される環境圧力での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
放射線	740kGy/168 時間		想定される環境放射線での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。

### 2.2.2 測定原理

電極式水位検出器は、電極部、MI ケーブル、電極部を絶縁するセラミックから構成されている。

電極式水位検出器の測定原理は、図 2-4 にあるように、電極式水位検出器が 2 本 1 セットで 2 本の電極間の導通状態を検知することで、電極位置が水中か気中かを判定するものである。電極が気中にある場合は電極間抵抗が大きく、水中の場合は電極間抵抗が低下するため、導通することで水中を判定できる。

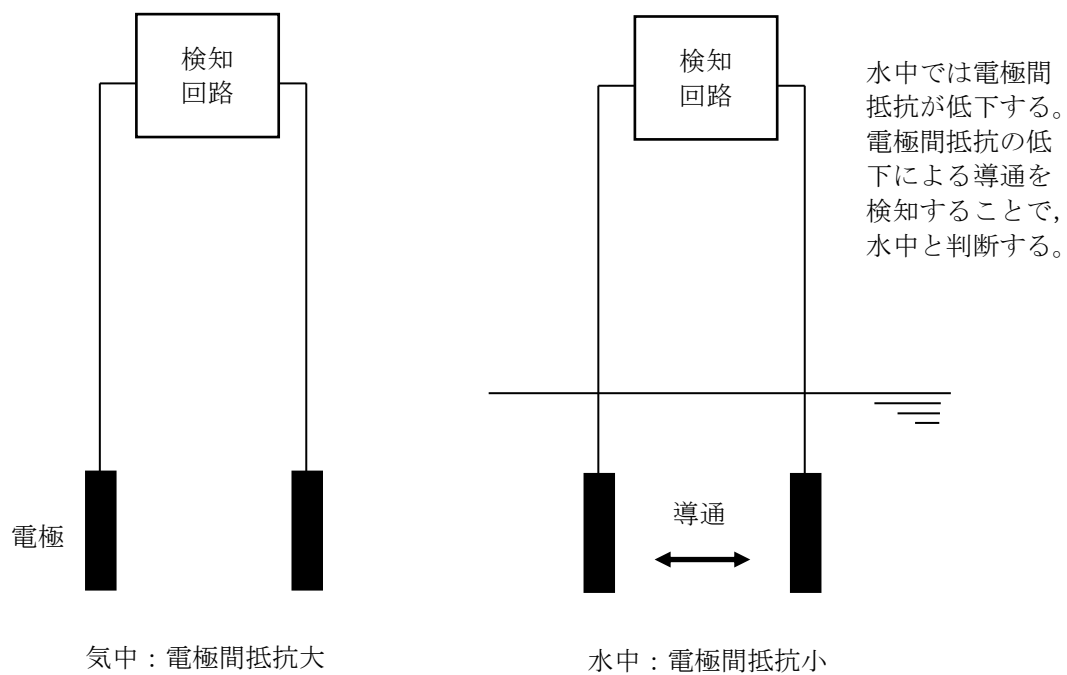


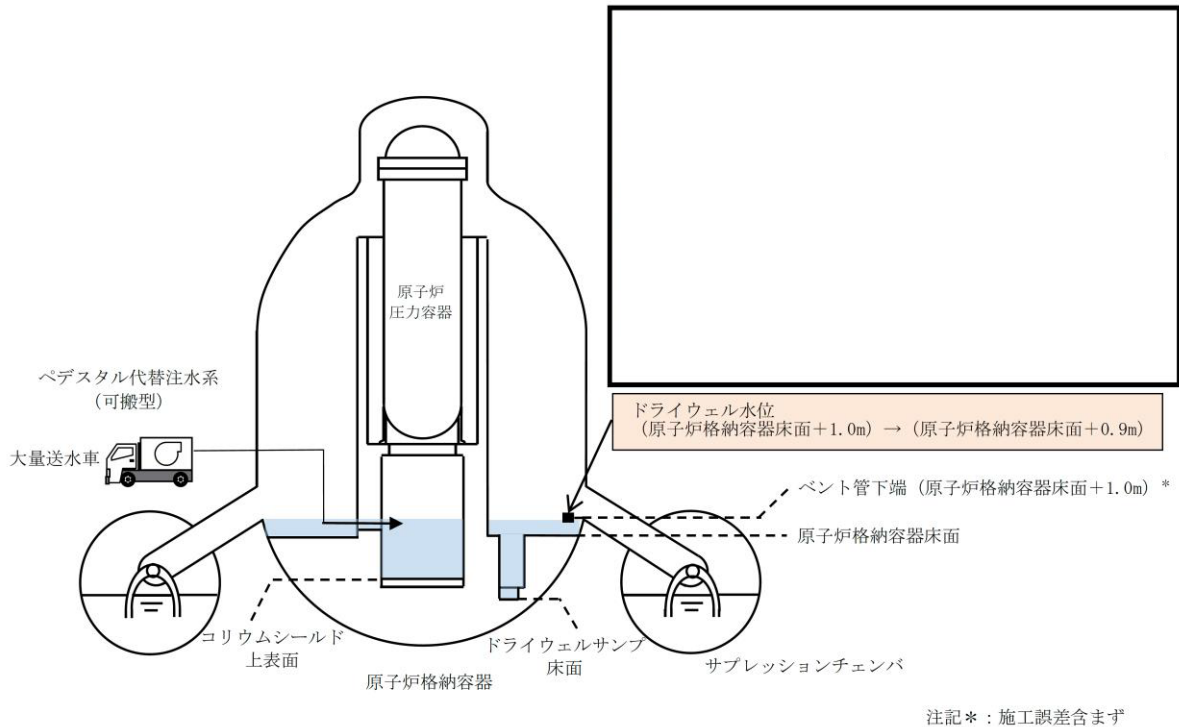
図 2-4 電極式水位検出器の測定原理

## 2.3 ドライウェル水位（原子炉格納容器床面+1.0m）設置高さの変更

### 2.3.1 設置高さの変更

ドライウェル水位（原子炉格納容器床面+1.0m）は、設置（変更）許可申請時においてベント管下端高さに設置することを計画していたが、ベント管等の構造物には施工誤差があるため、必ずしも原子炉格納容器床面+1.0mではない。（ベント管8本の下端高さを測定した結果、最も低い箇所で原子炉格納容器床面+約0.93m）

ベント管下端が原子炉格納容器床面+1.0mより低い位置にあると、そこからサブプレッションチェンバへ水が流れ込むことで電極式水位検出器の検出点（原子炉格納容器床面+1.0m）まで水位が上昇せず、水位を検知できないため、原子炉格納容器床面及びベント管下端高さの施工誤差を考慮しても確実に検知できる高さに変更する。具体的に変更する設置高さは、ベント管下端の最も低い高さ（原子炉格納容器床面+約0.93m）より下で、かつ、計器誤差（±10mm）等を考慮して原子炉格納容器床面+0.9mとする。



### 2.3.2 有効性評価解析への影響

有効性評価の格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器破損後のペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL注水の停止手順として以下①～③の基準がすべて成立したことをもって実施することとしている。

- ①残留熱代替除去系運転による格納容器除熱の確認
- ②ドライウェル水位がベント管下端位置（原子炉格納容器床面+1.0m）に到達
- ③格納容器圧力 384kPa [gage] 未満

有効性評価においては、図 2-6 及び図 2-7 に示すとおり、事象発生 12 時間後時点でペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL注水を停止している。ドライウェル水位がベント管下端位置（原子炉格納容器床面+1.0m）に到達する（②が成立する）のは、事象発生 10 時間後の残留熱代替除去系運転開始の直後であり、②の基準となる水位を「原子炉格納容器床面+0.9m」に変更した場合、その基準となる水位への到達時間は早くなる。一方、格納容器圧力が 384kPa [gage] 未満となる（③が成立する）のは事象発生 12 時間後であり、①～③の基準がすべて成立する時間には変わりはないことから、有効性評価の解析への影響はない。

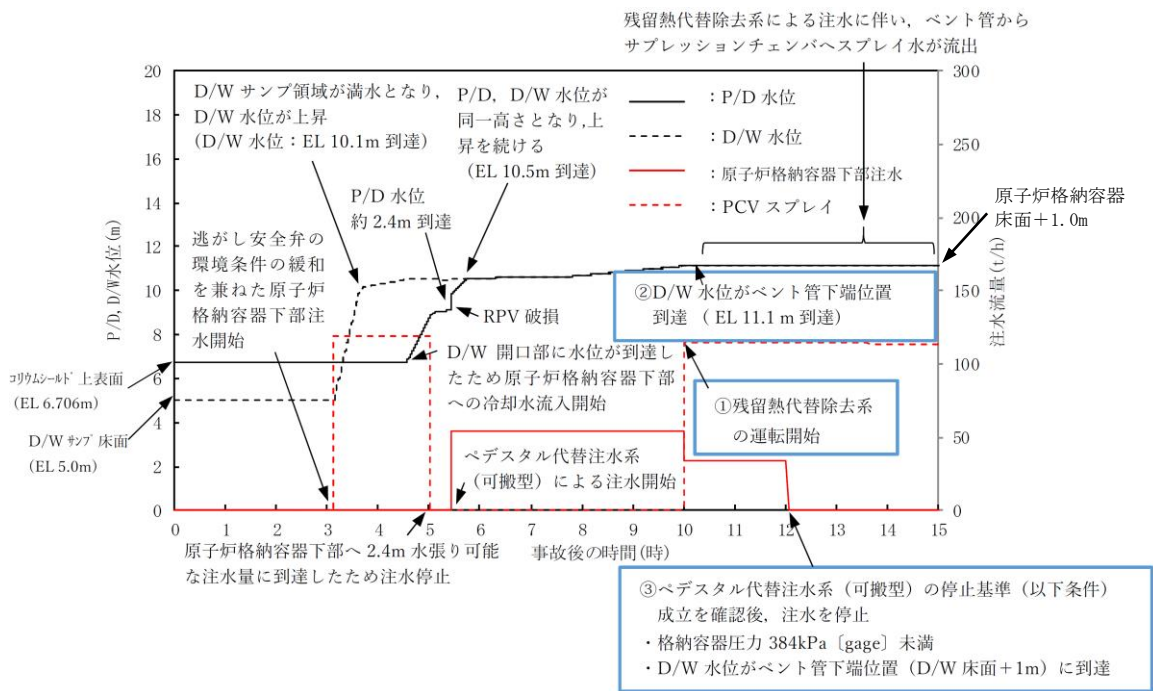


図 2-6 ペDESTAL/ドライウェル水位と注水流量の推移（その 1）

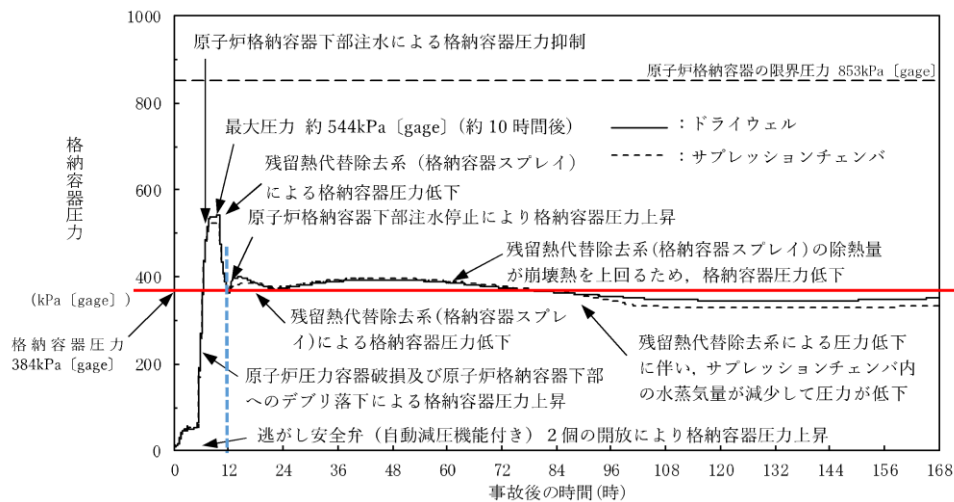


図 2-7 格納容器圧力の推移

2.3.3 ペDESTAL/ドライウエル水位の推移と原子炉格納容器下部/ドライウエル底部の状態について

「2.3.2 有効性評価解析への影響」におけるペDESTAL/ドライウエル水位と注水流量の推移及び原子炉格納容器下部/ドライウエル底部の状態図を示す。

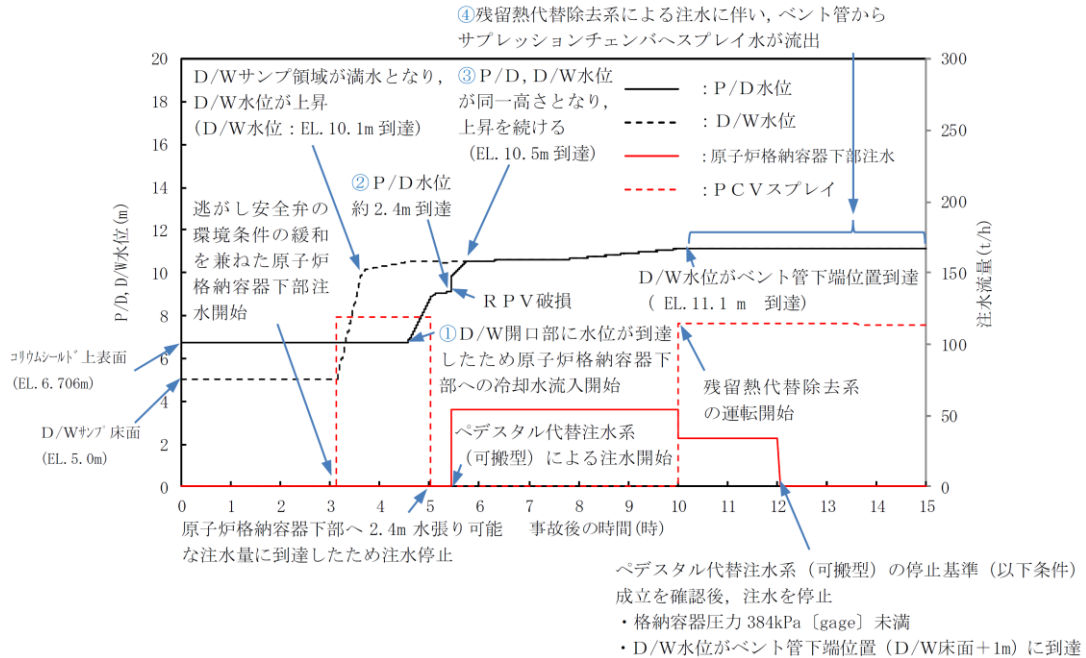


図 2-8 ペDESTAL/ドライウエル水位と注水流量の推移 (その 2)

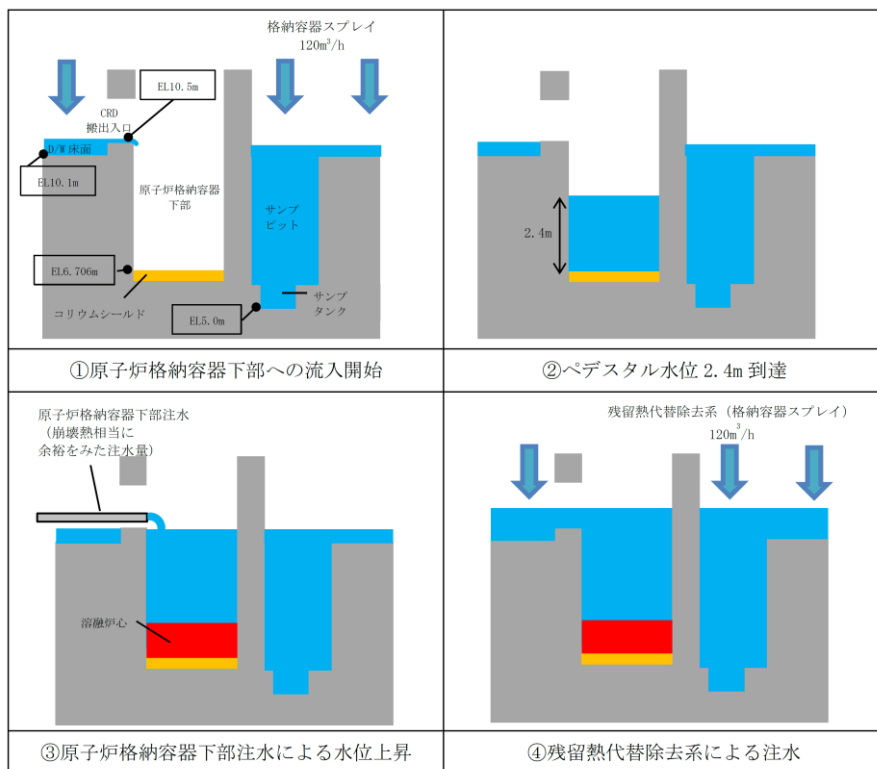


図 2-9 原子炉格納容器下部/ドライウエル底部の状態図

### 3. 代替注水流量（常設）について

低圧原子炉代替注水ポンプによる代替注水の流量は、代替注水流量（常設）により流量計測を行い、中央制御室にて監視する設計とする。常設注水設備である低圧原子炉代替注水ポンプは、中央制御室における弁の遠隔操作により、原子炉注水と格納容器スプレイを切り替え、ペDESTAL注水は格納容器スプレイにて実施するため、同時注水を実施しない設計であることから、代替注水流量（常設）使用時は、原子炉注水と格納容器スプレイのいずれかの流量計測であるため、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測する装置として兼用することによる計測への影響はなく、他の技術基準規則 73 条対象パラメータと同様に代替手段も整備していることから確実に流量計測が可能である。

#### 3.1 代替注水流量（常設）による流量監視

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量が 200m<sup>3</sup>/h、格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ流量が 120m<sup>3</sup>/h、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水流量が 120m<sup>3</sup>/h となる。

代替注水流量（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプの容量 280m<sup>3</sup>/h に余裕を見込んで、計測範囲を 0～300m<sup>3</sup>/h とする。

主要仕様及び系統図を表 3-1「代替注水流量（常設）の主要仕様」及び図 3-1「代替注水流量（常設）の系統図」に示す。

表 3-1 代替注水流量（常設）の主要仕様

検出器の種類	計測範囲	個数	誤差*
超音波式流量検出器	0～300m <sup>3</sup> /h	1	±6.0m <sup>3</sup> /h

注記\*：検出器～SPDS表示装置等の誤差（現状計画）

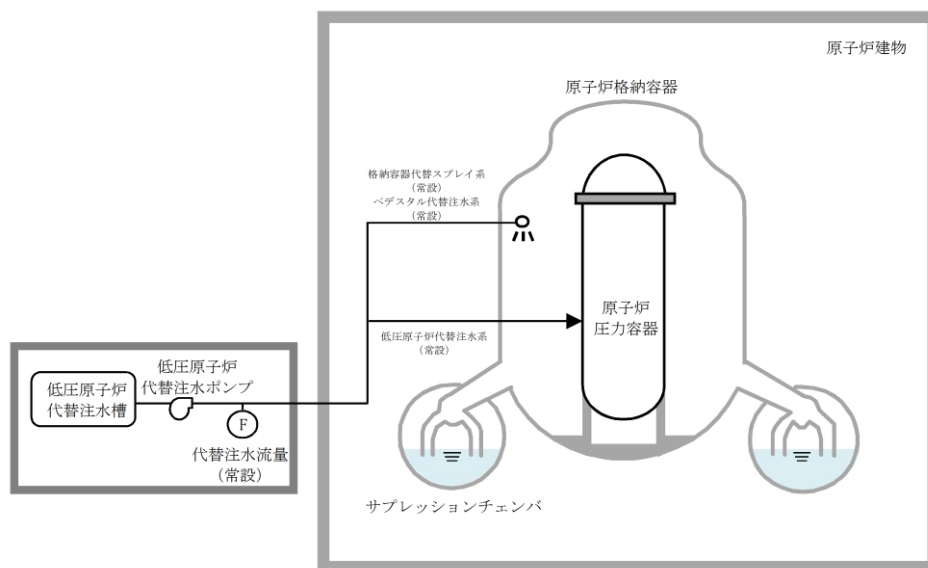


図 3-1 代替注水流量（常設）の系統図

### 3.2 代替注水流量（常設）の計測機能

超音波式流量検出器の環境条件を表 3-2「検出器の環境条件」に、測定原理を図 3-2「超音波式流量検出器の測定原理」に示す。

#### 3.2.1 環境条件

超音波流量検出器は、重大事故等時に想定される環境条件を満足する試験の実施又は設備仕様により、健全性を確認している。

表 3-2 検出器の環境条件

項目	環境条件（包絡条件）	試験条件又は設備仕様	評価結果
温度	40℃		想定される環境温度での機能維持を設備仕様により確認しており、健全性を維持できる。
湿度	85%		想定される環境湿度での機能維持を設備仕様により確認しており、健全性を維持できる。
圧力	大気圧		想定される環境圧力での機能維持を設備仕様により確認しており、健全性を維持できる。
放射線	6Gy/168 時間		想定される環境放射線での機能維持を試験により確認しており、健全性を維持できる。

#### 3.2.2 測定原理

超音波式流量検出器は、超音波送受信器及び流量変換器から構成されている。

超音波式流量検出器の測定原理は、図 3-2 にあるように、超音波送受信器（超音波振動子）を流体が流れる配管の外周に取り付け、超音波送受信器間で送受信される超音波パルスの伝搬時間差を測定することにより、流体の流量を測定する。

超音波式流量検出器の特徴は、崩壊熱相当の低流量の測定も可能である。

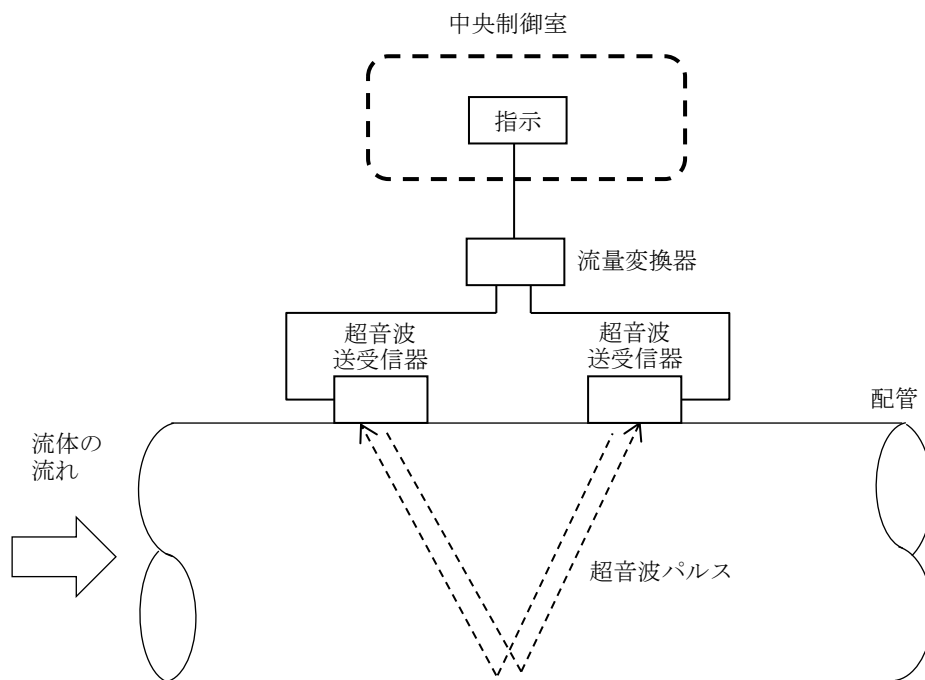


図 3-2 超音波式流量検出器の測定原理



#### 4. 第1ベントフィルタ出口水素濃度について

##### 4.1 第1ベントフィルタ出口水素濃度による監視

格納容器フィルタベント系の事故収束時に可搬式窒素供給装置による窒素パージが確実に実施され、系統内の水素濃度が可燃限界4vol%以下に維持されていることを監視するため、第1ベントフィルタ出口水素濃度を設置する。第1ベントフィルタ出口水素濃度を測定する熱伝導式水素検出器は、1.2.1(2)に示す格納容器水素濃度（B系）と同様の測定原理であり、0～20vol%/0～100vol%の計測範囲で系統内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視することができる。

第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成を図4-1に示す。

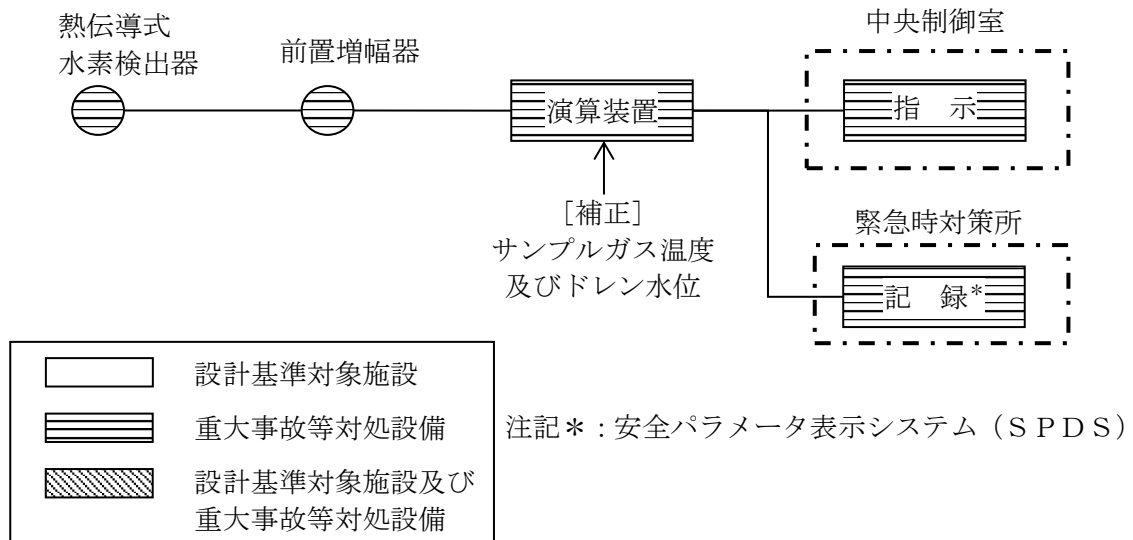


図4-1 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

##### 4.2 可搬型設備（車両）の構成

第1ベントフィルタ出口水素濃度を構成する機器のうち熱伝導式水素検出器、前置増幅器及び演算装置は可搬型とし、第1ベントフィルタ出口配管内の雰囲気ガスをサンプリングするためのサンプリング装置（サンプリングポンプ、冷却器）及び冷却器へ冷却水を供給するためのチラーユニットと合わせて可搬型設備（車両）へ設置し、屋外の第4保管エリア（EL 約8500mm）に1台及び第1保管エリア（EL 約50000mm）に予備1台を保管する。

第1ベントフィルタ出口水素濃度の測定時は、可搬型設備（車両）を格納容器フィルタベント系によるベント実施前に屋外（原子炉建物南側（EL 約15000mm））へ配置し、ホース、電源ケーブルの敷設及び接続後の起動操作することで測定を開始する設計とする。

第1ベントフィルタ出口水素濃度のシステム概要図を図4-2、可搬型設備（車両）の概要図を図4-3に示す。

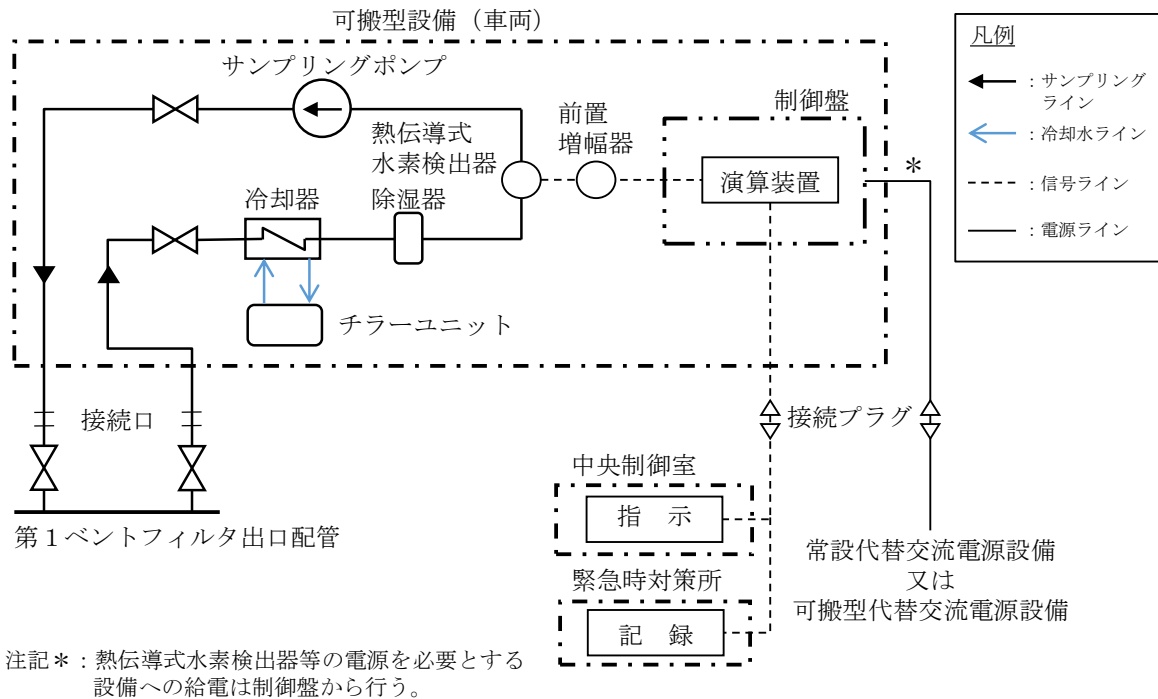


図 4-2 第 1 ベントフィルタ出口水素濃度システム概要図

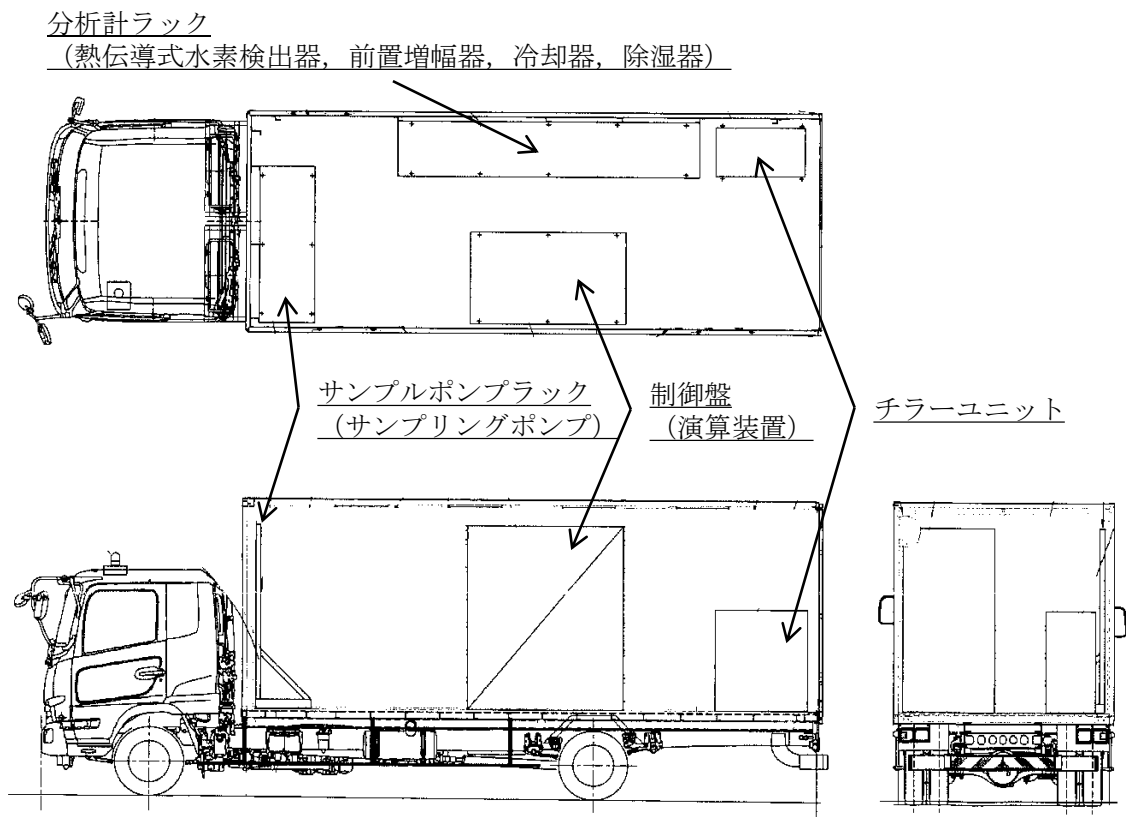


図 4-3 可搬型設備（車両）概要図

## 5. 原子炉圧力容器内の水位監視について

### 5.1 原子炉圧力容器内の水位監視について

BWR プラントにおいては、原子炉圧力容器の水位を計測することで、炉心の冷却状態を把握する上で重要となる原子炉圧力容器内の保有水量の監視を行っている。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータのうち、原子炉圧力容器内の水位については、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（SA）を主要パラメータとしており、原子炉水位の計測が困難になった場合、以下の推定手段を整備している。

#### ①他の原子炉水位による原子炉圧力容器内の水位計測

- ・原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の他チャンネルによる推定
- ・原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の原子炉水位（SA）による推定
- ・原子炉水位（SA）の原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）による推定

#### ②原子炉圧力容器への注水流量（高圧原子炉代替注水流量、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量）による原子炉水位の推定

#### ③原子炉圧力、原子炉圧力（SA）及びサブプレッションチェンバ圧力（SA）による原子炉圧力容器が満水であることの推定

表 5-1 主要パラメータと推定手段（1/2）

項目	原子炉圧力容器内の水位				
	監視パラメータ	対応設備	検出器	個数	計測範囲
主要パラメータ	原子炉水位（広帯域）	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	2	-400～+150cm*
	原子炉水位（燃料域）	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	2	-800～-300cm*
	原子炉水位（SA）	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	1	-900～+150cm*
推定手段 ①	原子炉水位（広帯域）	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	2	-400～+150cm*
	原子炉水位（燃料域）	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	2	-800～-300cm*
	原子炉水位（SA）	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	1	-900～+150cm*

表 5-1 主要パラメータと推定手段 (2/2)

項目	原子炉圧力容器内の水位				
	監視パラメータ	対応設備	検出器	個数	計測範囲
推定手段 ②	高圧原子炉代替注水流量	重大事故等対処設備	差圧式流量検出器	1	0~150m <sup>3</sup> /h
	代替注水流量(常設)	重大事故等対処設備	超音波式流量検出器	1	0~300m <sup>3</sup> /h
	低圧原子炉代替注水流量	重大事故等対処設備	差圧式流量検出器	2	0~200m <sup>3</sup> /h
	低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)	重大事故等対処設備	差圧式流量検出器	2	0~50m <sup>3</sup> /h
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	重大事故等対処設備	差圧式流量検出器	1	0~150m <sup>3</sup> /h
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	重大事故等対処設備	差圧式流量検出器	1	0~1500m <sup>3</sup> /h
	残留熱除去ポンプ出口流量	重大事故等対処設備	差圧式流量検出器	3	0~1500m <sup>3</sup> /h
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	重大事故等対処設備	差圧式流量検出器	1	0~1500m <sup>3</sup> /h
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	重大事故等対処設備	差圧式流量検出器	1	0~50m <sup>3</sup> /h
推定手段 ③	原子炉圧力	重大事故等対処設備	弾性圧力検出器	2	0~10MPa
	原子炉圧力(SA)	重大事故等対処設備	弾性圧力検出器	1	0~11MPa
	サプレッションチェンバ圧力(SA)	重大事故等対処設備	弾性圧力検出器	2	0~1000kPa [abs]

注記\* : 計測範囲の零は、気水分離器下端とする。

## 5.2 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A）の概要

原子炉水位計は，差圧式検出器により，原子炉圧力容器下部の計装配管より分岐した受圧部（高圧側）に加わる水頭圧と凝縮槽より分岐した受圧部（低圧側）に加わる圧力との差を検出することで，水位に比例した信号を検出し，指示，記録する。

### 5.2.1 原子炉水位（広帯域）

原子炉水位（広帯域）は気水分離器下端を基準とし， $-400\sim+150\text{cm}$  までの水位を計測することにより，原子炉圧力容器内の水位を確認する。

原子炉水位（広帯域）は，通常運転時の炉内環境下で使用するため，通常運転時の炉水飽和温度  $286^{\circ}\text{C}$  を考慮した水の密度に対して校正を行っている。

### 5.2.2 原子炉水位（燃料域）

原子炉水位（燃料域）は気水分離器下端を基準とし， $-800\sim-300\text{cm}$  までの水位を計測することにより，原子炉圧力容器内の水位を確認する。

原子炉水位（燃料域）は，大気圧での飽和水温度  $100^{\circ}\text{C}$  における水の密度に対して校正を行っている。

なお，原子炉圧力が高く，飽和水温度が校正条件よりも高い状態では水位の指示は実水位よりも低く指示するため，燃料棒有効長頂部に到達及び燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20% 上の位置に到達等の水位低下の判断は実水位よりも早めに行うことになる。

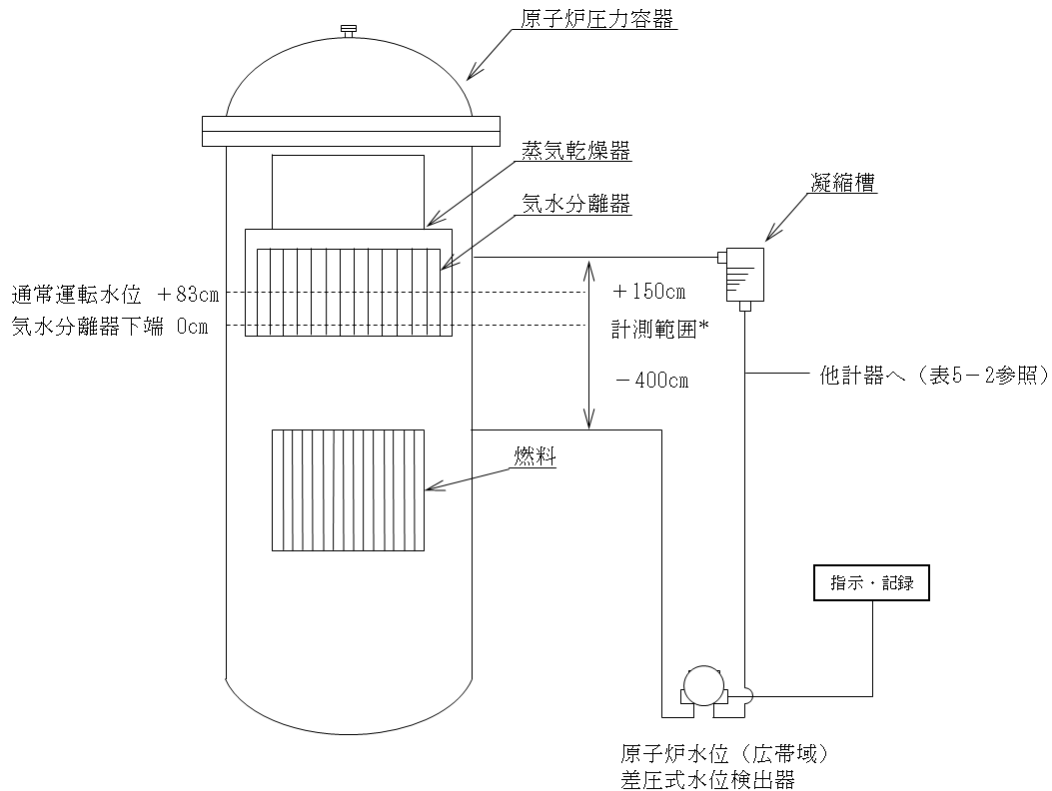
### 5.2.3 原子炉水位（S A）

原子炉水位（S A）は気水分離器下端を基準とし， $-900\sim+150\text{cm}$  までの水位を計測することにより，原子炉圧力容器内の水位を確認する。

原子炉水位（S A）は，大気圧での飽和水温度  $100^{\circ}\text{C}$  における水の密度に対して校正を行っている。

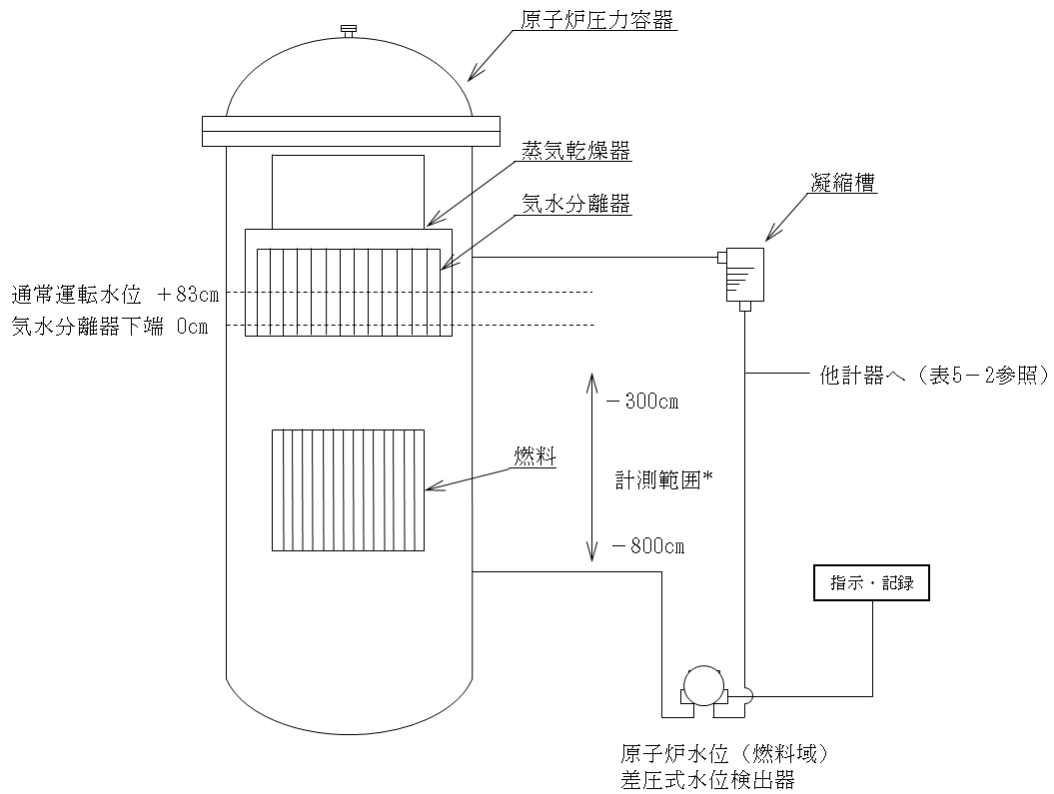
なお，原子炉圧力が高く，飽和水温度が校正条件よりも高い状態では水位の指示は実水位よりも低く指示するため，燃料棒有効長頂部に到達及び燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20% 上の位置に到達等の水位低下の判断は実水位よりも早めに行うことになる。

計器の概要については図5-1「原子炉水位（広帯域）の概要」、図5-2「原子炉水位（燃料域）の概要」及び図5-3「原子炉水位（SA）の概要」に、凝縮槽の配置については図5-4「凝縮槽の配置図」に、凝縮槽から計器までの配管ルートについては図5-5「凝縮槽から原子炉水位への配管ルート概略図」に示す。また、凝縮槽を兼用している計器については表5-2「凝縮槽を兼用している計器」に、計器の仕様については表5-3「原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）の仕様」及び表5-4「原子炉水位（SA）の仕様」に示す。



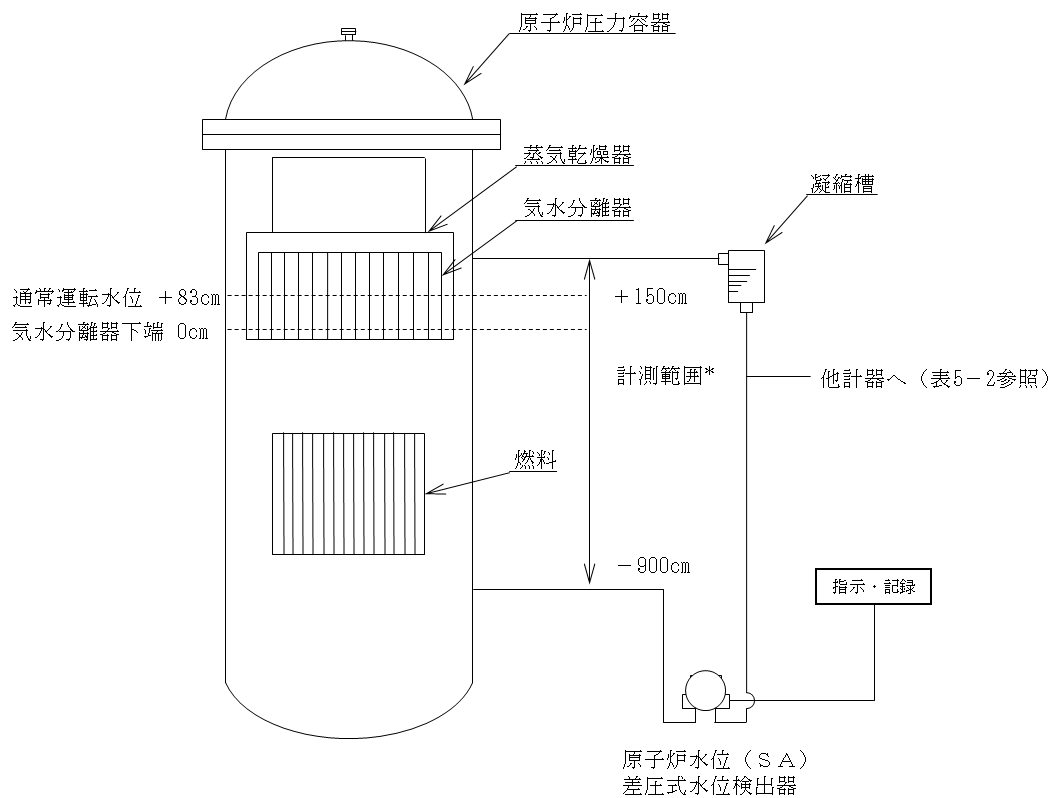
注記\*：計測範囲の零は、気水分離器下端とする。

図5-1 原子炉水位（広帯域）の概要



注記\* : 計測範囲の零は、汽水分離器下端とする。

図5-2 原子炉水位 (燃料域) の概要



注記\* : 計測範囲の零は、汽水分離器下端とする。

図5-3 原子炉水位 (SA) の概要

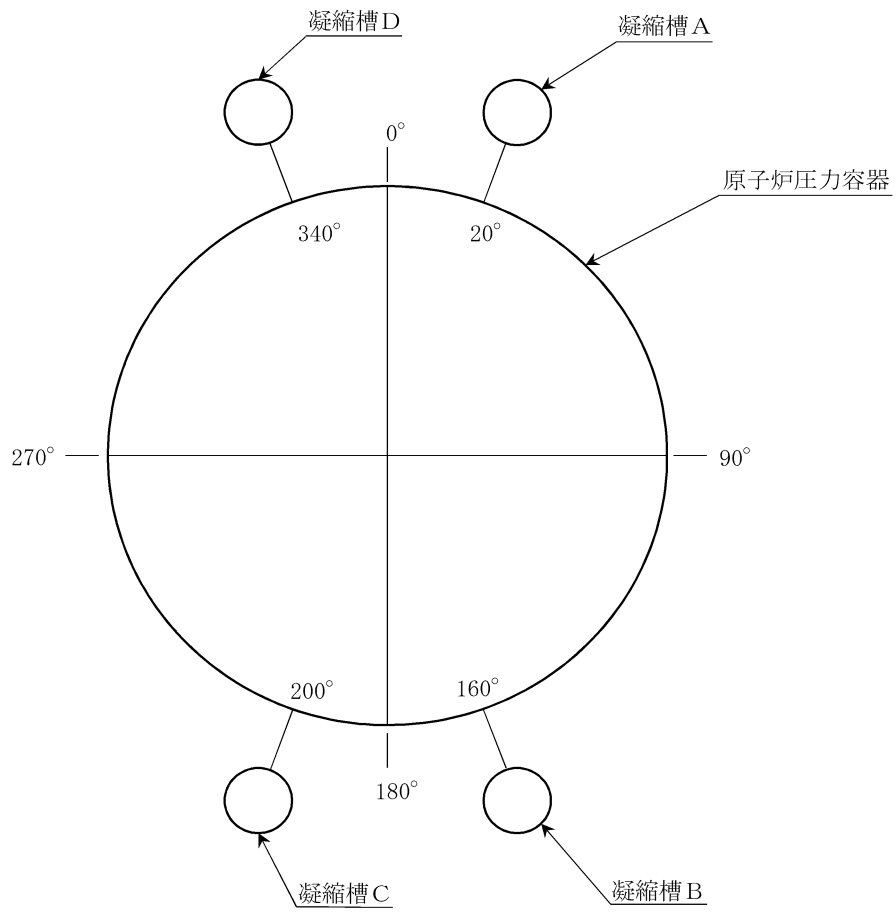


図 5-4 凝縮槽の配置図



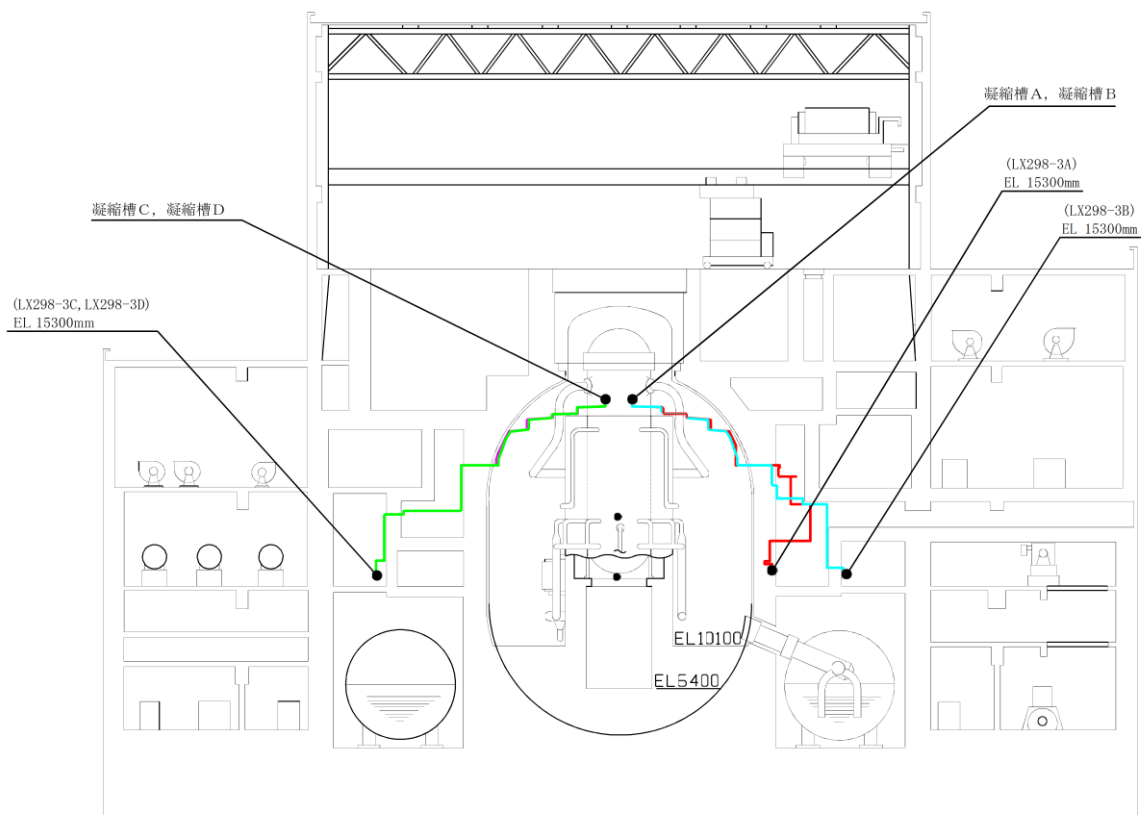
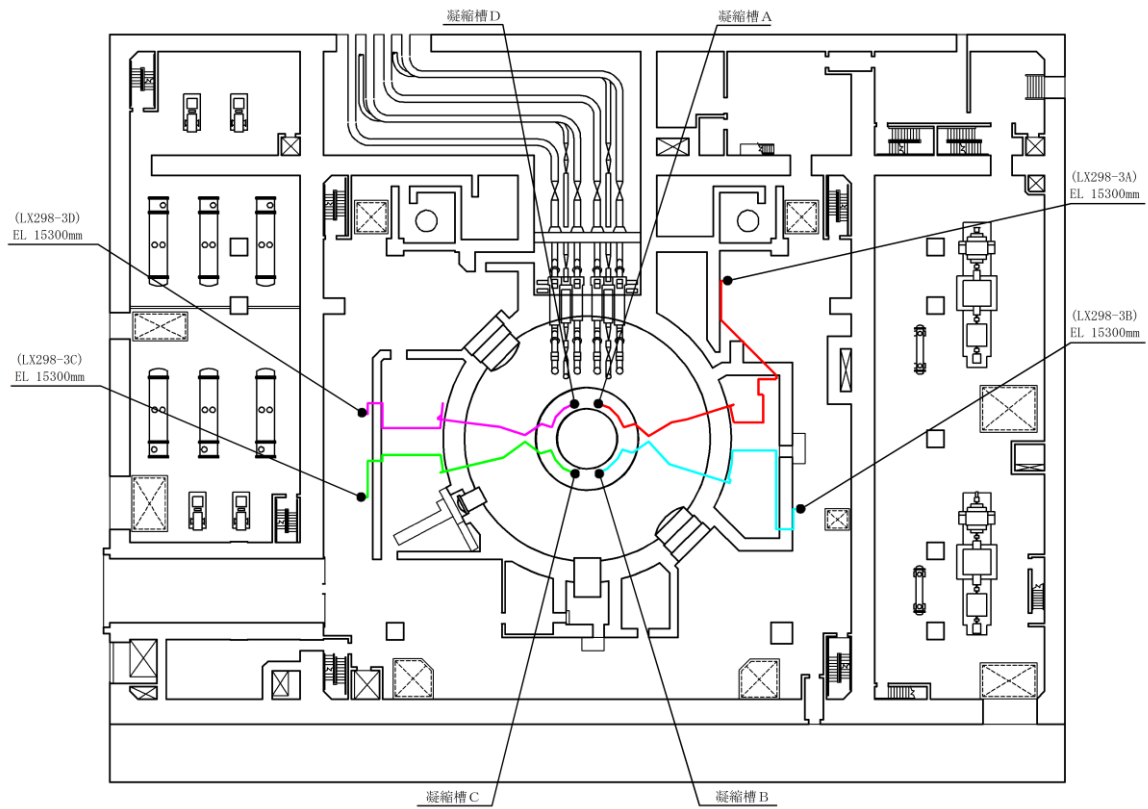


図 5-5 凝縮槽から原子炉水位への配管ルート概略図

表 5-2 凝縮槽を兼用している計器 (1/2)

名称	計器番号	計測範囲	凝縮槽	用途
原子炉水位 (狭帯域)	LX204-1A	0～+150cm	A	タービントリップ 中央制御室監視
	LX204-1B		B	
	LX204-1C		C	
	LX293-1A	0～+150cm	A	原子炉スクラム その他の原子炉格納容器隔離弁閉鎖 非常用ガス処理系起動
	LX293-1B		B	
	LX293-1C		C	
	LX293-1D		D	
	LX298-2A*	0～+150cm	B	自動減圧系作動条件
	LX298-2B*		D	
	LX298-6A*	0～+150cm	A	高圧炉心スプレー系注入弁閉
	LX298-6B*		A	
	LX298-6C*		A	
	LX298-7A*	0～+150cm	D	原子炉隔離時冷却系タービントリップ
	LX298-7B*		D	
LX298-7C*	D			
原子炉水位 (広帯域)	LX298-1A	-400～+150cm	B	低圧炉心スプレー系起動 残留熱除去系（低圧注水系）起動 自動減圧系作動 原子炉隔離時冷却系起動 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）作動
	LX298-1B		D	残留熱除去系（低圧注水系）起動 自動減圧系作動 原子炉隔離時冷却系起動 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）作動
	LX298-1C		B	低圧炉心スプレー系起動 残留熱除去系（低圧注水系）起動 自動減圧系作動 原子炉隔離時冷却系起動 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）作動
	LX298-1D		D	残留熱除去系（低圧注水系）起動 自動減圧系作動 原子炉隔離時冷却系起動 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）作動
	LX298-3A	-400～+150cm	A	主蒸気隔離弁閉鎖
	LX298-3B		B	
	LX298-3C		C	
	LX298-3D		D	
	LX298-4A	-400～+150cm	A	高圧炉心スプレー系起動
	LX298-4B		C	
	LX298-4C		A	
	LX298-4D		C	
	LX298-8A	-400～+150cm	B	A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）作動 A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリ ップ機能）作動
	LX298-8B		D	
	LX298-8C		B	
	LX298-8D		D	
	LX298-11A	-400～+150cm	A	中央制御室監視
LX298-11B	C		中央制御室監視 中央制御室外原子炉停止装置監視	
原子炉水位 (燃料域)	LX298-12A	-800～-300cm	B	中央制御室監視
	LX298-12B		D	
原子炉水位 (S A)	LX298-13	-900～+150cm	D	中央制御室監視

表 5-2 凝縮槽を兼用している計器 (2/2)

名称	計器番号	計測範囲	凝縮槽	用途
原子炉圧力	PX204-4	0~8.5MPa	B	中央制御室監視
	PX204-5	6~7.5MPa	B	中央制御室監視
	PX293-1A	0~8.5MPa	A	原子炉スクラム
	PX293-1B		B	
	PX293-1C		C	
	PX293-1D		D	
	PS298-1A*	1~10MPa	D	逃がし安全弁の逃し弁機能作動
	PS298-1B*		D	
	PS298-1C*		D	
	PS298-2A*		D	
	PS298-2B*		D	
	PS298-2C*		D	
	PS298-3A*		D	
	PS298-3B*		D	
	PS298-3C*		D	
	PS298-4A*		B	
	PS298-4B*		B	
	PS298-4C*		B	
	PX298-5A	0~10MPa	A	中央制御室監視
	PX298-5B		C	中央制御室監視 中央制御室外原子炉停止装置監視
	PX298-6A*	0~8.5MPa	A	残留熱除去系停止時冷却隔離弁開許可条件
	PX298-6B*		C	
	PI298-7A*	0~10MPa	A	現場指示計
PI298-7B*	C			
PX298-8A	0~10MPa	B	A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 作動 A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) 作動	
PX298-8B		D		
PX298-8C		B		
PX298-8D		D		
原子炉圧力 (S A)	PX298-9	0~11MPa	D	中央制御室監視

注記\* : 工事計画書記載対象外

表 5-3 原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）の仕様

項目	計器仕様	補足
計測範囲	(広帯域) -400~+150cm (燃料域) -800~-300cm	燃料棒有効長底部から主蒸気管高さまでの水位を確認可能であり、燃料体の冠水を確認可能である。
検出器種類	差圧式水位検出器	水位に比例する水頭圧を検出することができる。
個数	(広帯域) 2 (燃料域) 2	—
精度	(広帯域) ±11cm (燃料域) ±10cm	—
検出器の耐環境性	耐環境仕様	重大事故時の温度、圧力及び放射線に耐えることを確認。
耐震性	Sクラス	—
電源	非常用交流電源設備又は代替電源設備から給電	

表 5-4 原子炉水位（SA）の仕様

項目	計器仕様	補足
計測範囲	-900~+150cm	燃料棒有効長底部から主蒸気管高さまでの水位を確認可能であり、燃料体の冠水を確認可能である。
検出器種類	差圧式水位検出器	水位に比例する水頭圧を検出することができる。
個数	1	—
精度	±8.4cm	—
検出器の耐環境性	耐環境仕様	重大事故時の温度、圧力及び放射線に耐えることを確認。
耐震性	S s 機能維持	—
電源	代替電源設備から給電	

### 5.3 原子炉圧力容器への注水流量による原子炉圧力容器内の水位の推定手段

原子炉圧力容器への注水流量と水位不明時から水位推定時点までの経過時間により、水位不明となってから原子炉圧力容器へ注水された水量（以下「 $V_1$ 」という。）を算出する。図 5-6「崩壊熱除去に必要な水量」において水位不明となってから崩壊熱除去によって蒸発した水量（以下「 $V_2$ 」という。）は水位推定時点の崩壊熱除去に必要な注水量を上辺、水位不明となった時点の崩壊熱除去に必要な注水量を下辺、水位不明となってから水位推定時点までの経過時間を高さとした台形の面積として近似される。 $V_1$ と $V_2$ の差が水位不明となってから水位推定時点までの水量の変化量となるため、 $V_1$ と $V_2$ の差を原子炉圧力容器レベル換算により原子炉水位変化幅に換算し、直前まで判明していた水位に原子炉水位変化幅を足すことにより原子炉水位を推定する。

#### 【原子炉水位推定までの計算過程】

$$V_1 = Q_1 \cdot (t_2 - t_1)$$

$$V_2 = (Q_{21} + Q_{22}) \cdot (t_2 - t_1) / 2$$

$$l = (V_1 - V_2) / k$$

$$L_2 = L_1 + l$$

$V_1$  : 水位不明となってから原子炉圧力容器へ注水された水量 ( $m^3$ )

$V_2$  : 水位不明となってから崩壊熱除去によって蒸発した水量 ( $m^3$ )

$Q_1$  : 原子炉圧力容器への注水流量 ( $m^3/h$ )

$Q_{21}$  : 水位不明となった時点の崩壊熱除去に必要な注水量 ( $m^3/h$ )

$Q_{22}$  : 水位推定時点の崩壊熱除去に必要な注水量 ( $m^3/h$ )

$t_1$  : 原子炉停止後から水位不明となるまでの経過時間 (h)

$t_2$  : 原子炉停止後の経過時間 (h)

$l$  : 原子炉水位変化幅 (mm)

$k$  : 原子炉圧力容器レベル換算=約    $m^3/cm$

$L_1$  : 直前まで判明していた水位 (cm)

$L_2$  : 推定水位 (cm)

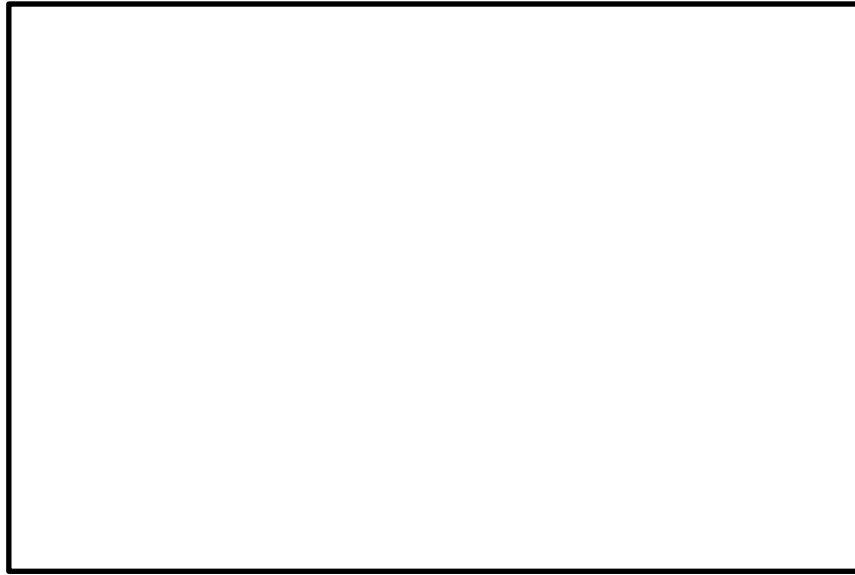


図 5-6 崩壊熱除去に必要な水量

**【誤差による影響について】**

原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ（原子炉水位）による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

代替パラメータ（原子炉圧力容器への注水流量）による推定では、崩壊熱除去に必要な注水量を注水することで、炉心冷却状態の傾向が把握できるため、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

5.4 原子炉圧力、原子炉圧力（S A）及びサプレッションチェンバ圧力（S A）による水位の推定手段

原子炉圧力容器が満水であることを確認することで炉心冷却状態を確認する。

具体的には、逃がし安全弁により原子炉圧力が低圧状態で維持されている状態において、非常用炉心冷却系又は代替の注水系統による原子炉圧力容器への注水により原子炉水位が主蒸気管高さまで上昇し、逃がし安全弁から蒸気ではなく水が流れ出すことで、注水ポンプの吐出圧により原子炉圧力容器内の圧力が上昇し、原子炉圧力又は原子炉圧力（S A）とサプレッションチェンバ圧力（S A）の差圧が  $\square$  MPa\* 以上であれば原子炉圧力容器を満水と推定する。（図 5-7「満水判断のイメージ」を参照。）

注記\*：原子炉圧力容器への非常用炉心冷却系による注水がなく崩壊熱により発生した蒸気が逃がし安全弁（ $\square$  弁）から排出されている場合における原子炉停止  $\square$  分後の原子炉圧力  $\square$  MPa に余裕を加えた値  
 なお、原子炉圧力容器の満水が必要となるのは、最短で原子炉停止  $\square$  分以降であると予想されるため、原子炉停止  $\square$  分後の値を基準としている。

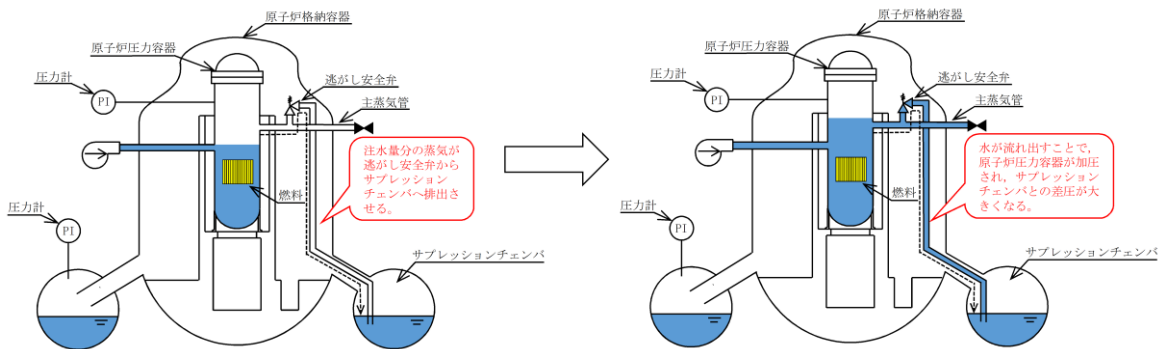


図 5-7 満水判断のイメージ

6. 可搬型計測器について

可搬型計測器は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等時に計測に必要な計器電源が喪失した場合には、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する設備について、温度検出器からの起電力又は抵抗値を計測することにより、温度を監視するとともに、圧力、水位及び流量検出器の電気信号を計測した後、その計測結果を換算表を用いて圧力、水位及び流量に換算し、監視するとともに、要員が記録用紙に記録し、保存する。（図 6-1「可搬型計測器の概略構成図」、表 6-1「可搬型計測器の計測対象パラメータ」及び図 6-2「可搬型計測器接続イメージ」、表 6-2「可搬型計測器の必要個数整理」参照。）

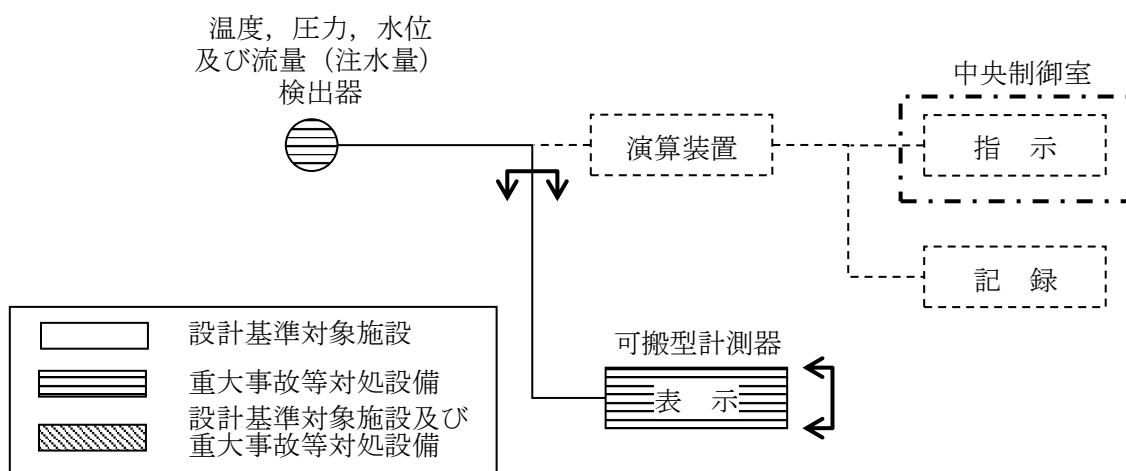


図 6-1 可搬型計測器の概略構成図

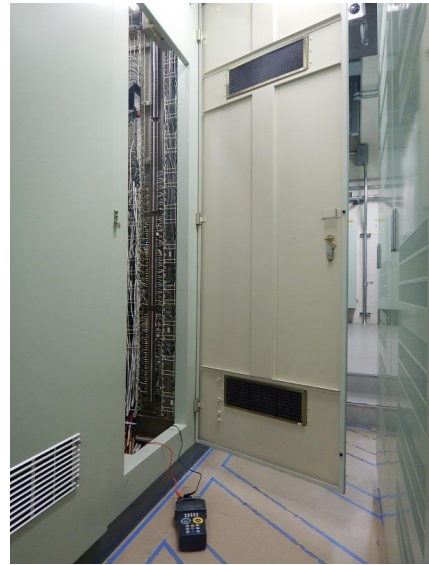


表 6-1 可搬型計測器の計測対象パラメータ

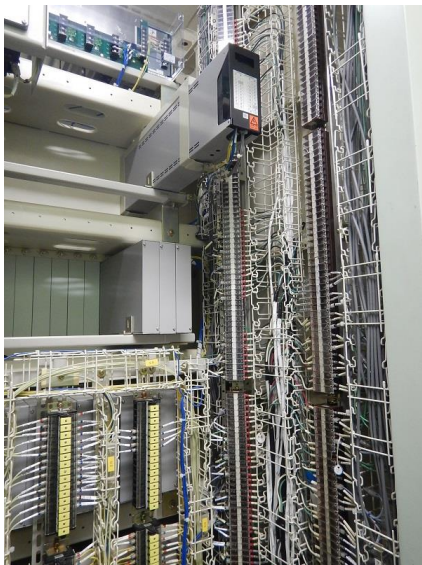
監視パラメータ	
残留熱除去ポンプ出口圧力	サブプレッションチェンバ温度 (S A)
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	サブプレシヨンプル水温度 (S A)
残留熱除去系熱交換器入口温度	低圧原子炉代替注水槽水位
残留熱除去系熱交換器出口温度	格納容器代替スプレイ流量
残留熱除去ポンプ出口流量	ペDESTAL代替注水流量
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	ドライウェル水位
高圧原子炉代替注水流量	サブプレシヨンプル水位 (S A)
低圧原子炉代替注水流量	ペDESTAL水位
低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	原子炉圧力容器温度 (S A)
残留熱代替除去系原子炉注水流量	スクラバ容器水位
原子炉圧力	スクラバ容器圧力
原子炉圧力 (S A)	スクラバ容器温度
原子炉水位 (広帯域)	残留熱除去系熱交換器冷却水流量
原子炉水位 (燃料域)	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
原子炉水位 (S A)	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
ドライウェル圧力 (S A)	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
サブプレッションチェンバ圧力 (S A)	残留熱代替除去ポンプ出口圧力
ドライウェル温度 (S A)	静的触媒式水素処理装置入口温度
ペDESTAL温度 (S A)	静的触媒式水素処理装置出口温度
ペDESTAL水温度 (S A)	燃料プール水位・温度 (S A)



<可搬型計測器>



<可搬型計測器接続>



<盤内詳細>



<計測結果読み取り>

図 6-2 可搬型計測器接続イメージ

表 6-2 可搬型計測器の必要個数整理 (1/6)

分類	監視パラメータ	計測範囲	計測可能範囲	個数	必要 個数	検出器の種類	計測箇所	備考
原子炉圧力 容器内の 温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	0~500℃	0~1200℃	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
原子炉圧力 容器内の 圧力	原子炉圧力	0~10MPa	0~10MPa	2	1	弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	原子炉圧力 (S A)	0~11MPa	0~11MPa	1		弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	
原子炉圧力 容器内の 水位	原子炉水位 (広帯域)	-400~+150cm*1	-400~+150cm*1	2	1	差圧式水位 検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	原子炉水位 (燃料域)	-800~-300cm*1	-800~-300cm*1	2		差圧式水位 検出器	廃棄物処理建物	
	原子炉水位 (S A)	-900~+150cm*1	-900~+150cm*1	1		差圧式水位 検出器	廃棄物処理建物	
原子炉圧力 容器への 注水量	高压原子炉代替注水流量	0~150m <sup>3</sup> /h	0~150m <sup>3</sup> /h	1	1	差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	いずれかの系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口 流量	0~150m <sup>3</sup> /h	0~150m <sup>3</sup> /h	1		差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	
	高压炉心スプレイポンプ出口 流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1500m <sup>3</sup> /h	1		差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	
	代替注水流量 (常設)	0~300m <sup>3</sup> /h	—	1	—*2	超音波式流量 検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	低压原子炉代替注水流量	0~200m <sup>3</sup> /h	0~200m <sup>3</sup> /h	2	1	差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	いずれかの系統を使用する。
	低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	0~50m <sup>3</sup> /h	0~50m <sup>3</sup> /h	2		差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	
	残留熱除去ポンプ出口流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1500m <sup>3</sup> /h	3		差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	
	低压炉心スプレイポンプ出口 流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1500m <sup>3</sup> /h	1		差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	
残留熱代替除去系原子炉注水 流量	0~50m <sup>3</sup> /h	0~50m <sup>3</sup> /h	1	差圧式流量 検出器		廃棄物処理建物		

表 6-2 可搬型計測器の必要個数整理 (2/6)

分類	監視パラメータ	計測範囲	計測可能範囲	個数	必要 個数	検出器の種類	計測箇所	備考
原子炉格納 容器への 注水量	代替注水流量 (常設)	0~300m <sup>3</sup> /h	—	1	—*2	超音波式流量 検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器代替スプレイ流量	0~150m <sup>3</sup> /h	0~150m <sup>3</sup> /h	2	1	差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	ペDESTAL代替注水流量	0~150m <sup>3</sup> /h	0~150m <sup>3</sup> /h	2	1	差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	0~50m <sup>3</sup> /h	0~50m <sup>3</sup> /h	2		差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	
	残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量	0~150m <sup>3</sup> /h	0~150m <sup>3</sup> /h	1	1	差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	—
原子炉格納 容器内の 温度	ドライウエル温度 (SA)	0~300℃	0~1200℃	7	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	ペDESTAL温度 (SA)	0~300℃	0~1200℃	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	ペDESTAL水温度 (SA)	0~300℃	0~1200℃	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	サブプレッションチェンバ温度 (SA)	0~200℃	0~350℃	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	サブプレッションプール 水温度 (SA)	0~200℃	0~500℃	2		測温抵抗体	廃棄物処理建物	
原子炉格納 容器内の 圧力	ドライウエル圧力 (SA)	0~1000kPa [abs]	0~1000kPa [abs]	2	1	弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	0~1000kPa [abs]	0~1000kPa [abs]	2		弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	

表 6-2 可搬型計測器の必要個数整理 (3/6)

分類	監視パラメータ	計測範囲	計測可能範囲	個数	必要 個数	検出器の種類	計測箇所	備考
原子炉格納 容器内の 水位	サブプレッションプール水位 (SA)	-0.80~+5.50m <sup>*3</sup>	-0.80~+5.50m <sup>*3</sup>	1	1	差圧式水位 検出器	廃棄物処理建物	-
	ドライウェル水位	-3.0m <sup>*4</sup> , -1.0m <sup>*4</sup> , +0.9m <sup>*4</sup>	-3.0m <sup>*4</sup> , -1.0m <sup>*4</sup> , +0.9m <sup>*4</sup>	3	1	電極式水位 検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して1チャンネルを測定する。
	ペDESTAL水位	+0.1m <sup>*5</sup> , +1.2m <sup>*5</sup> , +2.4m <sup>*5</sup> , +2.4m <sup>*5</sup>	+0.1m <sup>*5</sup> , +1.2m <sup>*5</sup> , +2.4m <sup>*5</sup> , +2.4m <sup>*5</sup>	4	1	電極式水位 検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納 容器内の 水素濃度	格納容器水素濃度 (B系)	0~20vol%/ 0~100vol%	-	1	- <sup>*2</sup>	熱伝導式 水素検出器	-	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器水素濃度 (SA)	0~100vol%	-	1	- <sup>*2</sup>	熱伝導式 水素検出器	-	可搬型計測器での計測対象外。
原子炉格納 容器内の 線量当量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル)	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	-	2	- <sup>*2</sup>	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ)	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	-	2	- <sup>*2</sup>	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
未臨界の 維持又は 監視	中性子源領域計装	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>6</sup> s <sup>-1</sup> (1×10 <sup>3</sup> ~ 1×10 <sup>6</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	-	4	- <sup>*2</sup>	核分裂 計数管	-	可搬型計測器での計測対象外。
	中間領域計装	0~40% <sup>*6</sup> 又は0~125% (1.0×10 <sup>8</sup> ~ 1.5×10 <sup>13</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	-	8	- <sup>*2</sup>	核分裂 電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
	出力領域計装	0~125% <sup>*7</sup> (1.2×10 <sup>12</sup> ~ 2.8×10 <sup>14</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	-	124 <sup>*8</sup>	- <sup>*2</sup>	核分裂 電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。

表 6-2 可搬型計測器の必要個数整理 (4/6)

分類	監視パラメータ	計測範囲	計測可能範囲	個数	必要 個数	検出器の種類	計測箇所	備考
最終ヒート シンクの 確保	スクラバ容器水位	□ mm <sup>*9</sup>	□ mm <sup>*9</sup>	8	1	差圧式水位 検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	スクラバ容器圧力	0~1MPa	0~1MPa	4	1	弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	スクラバ容器温度	0~300℃	0~350℃	4	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	第 1 ベントフィルタ出口 放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	—	2	—*2	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
		10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	—	1	—*2	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
	第 1 ベントフィルタ出口 水素濃度	0~20vol%/ 0~100vol%	—	1	—*2	熱伝導式 水素濃度 検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	残留熱除去系熱交換器入口 温度	0~200℃	0~350℃	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	残留熱除去系熱交換器出口 温度	0~200℃	0~350℃	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
残留熱除去系熱交換器 冷却水流量	0~1500m <sup>3</sup> /h	0~1500m <sup>3</sup> /h	2	1	差圧式流量 検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。	
格納容器 バイパスの 監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	0~4MPa	0~4MPa	3	1	弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	いずれかの系統を使用する。
	低圧炉心スプレイポンプ 出口圧力	0~5MPa	0~5MPa	1		弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	

表 6-2 可搬型計測器の必要個数整理 (5/6)

分類	監視パラメータ	計測範囲	計測可能範囲	個数	必要 個数	検出器の種類	計測箇所	備考
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	0~1500m <sup>3</sup> *10	0~1500m <sup>3</sup> *10	1	1	差圧式水位 検出器	廃棄物処理建物	—
	原子炉隔離時冷却ポンプ 出口圧力	0~10MPa	0~10MPa	1	1	弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	いずれかのシステムを使用する。
	高圧炉心スプレイポンプ 出口圧力	0~12MPa	0~12MPa	1		弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	
	低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	0~4MPa	0~4MPa	2	1	弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	いずれかのシステムを使用する。
	残留熱代替除去ポンプ 出口圧力	0~3MPa	0~3MPa	2		弾性圧力 検出器	廃棄物処理建物	
原子炉建物 内の 水素濃度	原子炉建物水素濃度	0~10vol%	—	1	—*2	触媒式水素 検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
		0~20vol%	—	6		熱伝導式 水素検出器		
	静的触媒式水素処理装置入口 温度	0~100℃	0~1200℃	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	静的触媒式水素処理装置出口 温度	0~400℃	0~1200℃	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
原子炉格納 容器内の 酸素濃度	格納容器酸素濃度 (B系)	0~10vol%/ 0~25vol%	—	1	—*2	熱磁気風式 酸素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器酸素濃度 (S A)	0~25vol%	—	1	—*2	磁気力式 酸素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。

表 6-2 可搬型計測器の必要個数整理 (6/6)

分類	監視パラメータ	計測範囲	計測可能範囲	個数	必要 個数	検出器の種類	計測箇所	備考
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	-4.30~+7.30m <sup>*11</sup>	—	1	— <sup>*2</sup>	ガイドパルス式 水位検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	燃料プール水位・温度 (SA)	0~150℃	0~1200℃	1 <sup>*12</sup>	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、 代表して 1 チャンネルを測定 する。
	燃料プールエリア放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	10~10 <sup>8</sup> mSv/h	—	1	— <sup>*2</sup>	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
		10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	—	1		電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
	燃料プール監視カメラ (SA)	—	—	1	— <sup>*2</sup>	赤外線カメラ	—	可搬型計測器での計測対象外。

配備個数：可搬型計測器を 30 個（計測時故障を考慮した 1 個含む）を配備する。なお、故障及び点検時の予備として緊急時対策所に 30 個配備する。

注記\*1：計測範囲の零は、気水分離器下端とする。

\*2：全交流動力電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置（区分Ⅱ）、代替注水流量（常設）、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。

\*3：計測範囲の零は、通常水位（EL 5610mm）とする。

\*4：原子炉格納容器床面からの高さを示す。

\*5：コリウムシールド上表面からの高さを示す。

\*6：各計測レンジにおける出力比を示す。

\*7：定格出力時の値に対する比率で示す。

\*8：平均出力領域計装に使用する 93 個は、重大事故等対処設備としても使用する。

\*9：計測範囲の零は、スクラバ容器の液位計用管台（N9）高さとする。

\*10：計測範囲の零は、低圧原子炉代替注水槽底部とする。0~12542mm 相当

\*11：基準点は、使用済燃料貯蔵ラック上端（EL 35518mm）とする。

\*12：検出点 7 箇所



## 6.1 可搬型計測器による監視パラメータの計測結果の換算概要

可搬型計測器による温度、圧力、水位及び流量（注水量）のパラメータについて、検出器からの温度指示の監視、又は電流信号を計測した後、換算表を用いて圧力、水位及び流量に換算する際の概要を以下に示す。

### 6.1.1 温度（例：原子炉圧力容器温度（S A）の場合）

可搬型計測器にて原子炉圧力容器温度（S A）の検出器のタイプ（熱電対）を選択し、表示された値を読み取る。

### 6.1.2 圧力（例：原子炉圧力の場合）

可搬型計測器にて原子炉圧力の圧力検出器から電流信号を計測し、その結果を以下の換算式により工学値に読み替える。

$$\text{原子炉圧力} = (\text{電流値} - 4) / 16 \times 10$$

[計測範囲：0～10MPa，電流値：4～20mA]

### 6.1.3 水位（例：原子炉水位（広帯域）の場合）

可搬型計測器にて原子炉水位（広帯域）の水位検出器から電流信号を計測し、その結果を以下の換算式により工学値に読み替える。

$$\text{原子炉水位（広帯域）} = (\text{電流値} - 4) / 16 \times 550 - 400$$

[計測範囲：-400cm～+150cm，電流値：4～20mA]

### 6.1.4 流量（注水量）（例：高圧原子炉代替注水流量の場合）

可搬型計測器にて高圧原子炉代替注水流量の流量検出器から電流信号を計測し、その結果を以下の換算式により工学値に読み替える。

$$\text{高圧原子炉代替注水流量} = \sqrt{\frac{(\text{電流値} - 4)}{16}} \times 150$$

[計測範囲：0～150m<sup>3</sup>/h，電流値：4～20mA]

## 7. 安全保護装置の不正アクセス行為防止のための措置について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第 35 条(安全保護装置) 第 5 号にて要求されている『不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとするために必要な措置が講じられているものであること。』に対して安全保護装置については適切な措置を実施している。

### 7.1 安全保護装置の概要

安全保護装置は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。また安全保護装置とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号(接点信号を含む。)であり、外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。

例として、原子炉保護系の構成例を図 7-1「原子炉保護系の構成例(通常状態)」に示す。

原子炉保護系は、図 7-1 に示すように、2 チャンネルで構成する。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トリップの場合に、原子炉がスクラムする。

スクラム弁への計装用空気の制御には、2 個の作動用ソレノイドをもつスクラムパイロット弁を使用する。このスクラムパイロット弁は、三方向形で、各制御棒駆動機構のスクラム弁に対して、2 つのソレノイドのうち 1 つ、あるいは両方が励磁状態にある場合は、スクラム弁のダイヤフラムに空気圧がかかって、スクラム弁を閉鎖状態に保つようにしている。スクラムパイロット弁の両ソレノイドが無励磁になれば、スクラム弁のダイヤフラムの空気圧がなくなってスクラム弁は開き、制御棒を緊急挿入することになる。各駆動機構のスクラムパイロット弁に 2 つずつあるソレノイドは、原子炉保護系のそれぞれのチャンネルが同時にトリップすれば、無励磁となり原子炉はスクラムするが、単一チャンネルのみのトリップでは 1 つのソレノイドしか無励磁とならずスクラムしない。

また、安全保護系の構成を図 7-2「安全保護系構成概略図」に示す。

安全保護装置は、安全保護系のプロセス計装からの信号を受信し、原子炉停止(スクラム)系を自動的に作動させる信号を発する原子炉保護系と、工学的安全施設を作動させる信号を発する工学的安全施設作動回路で構成しており、多重性及び電氣的・物理的な独立性を持たせている。

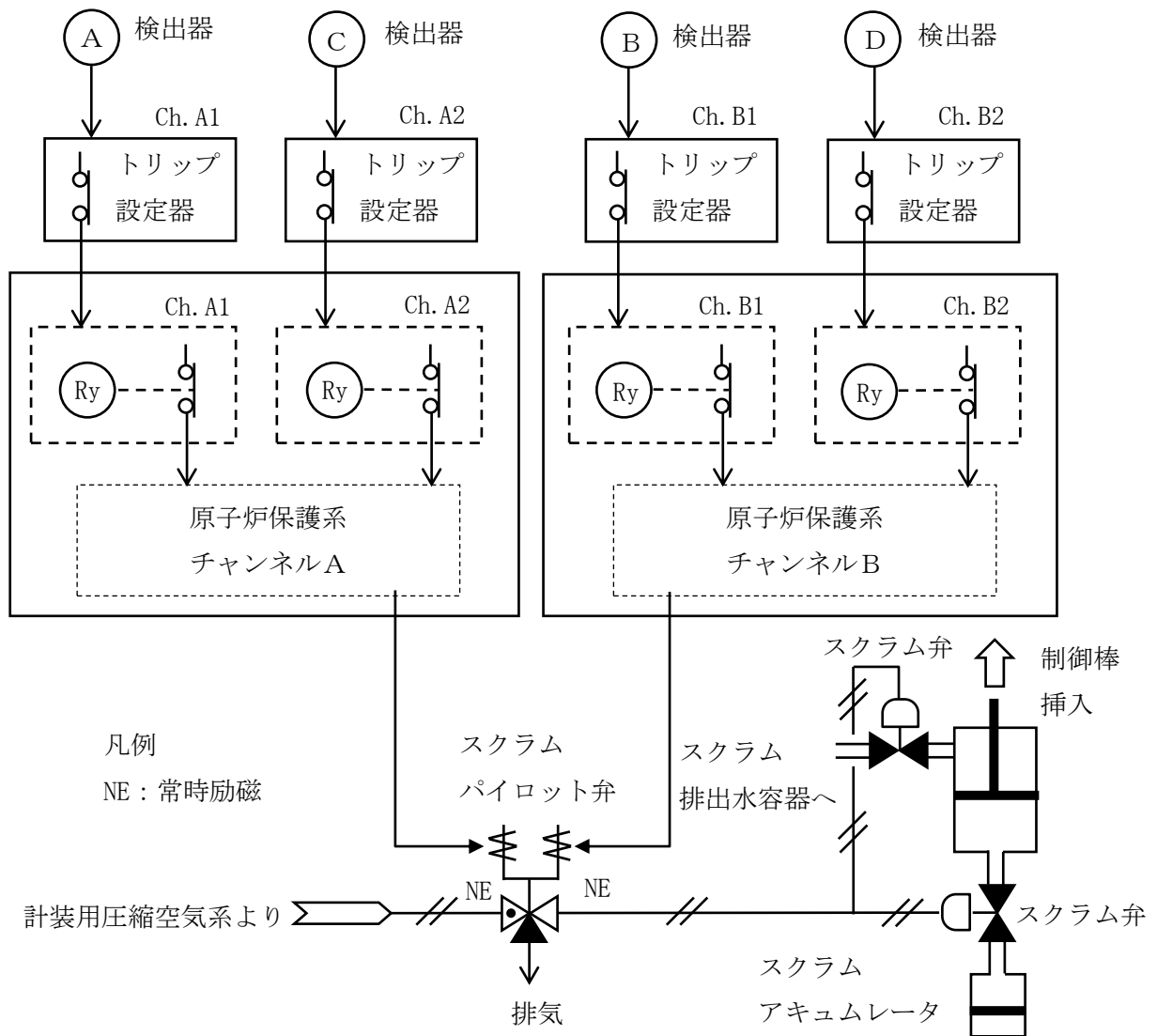


図7-1 原子炉保護系の構成例（通常状態）

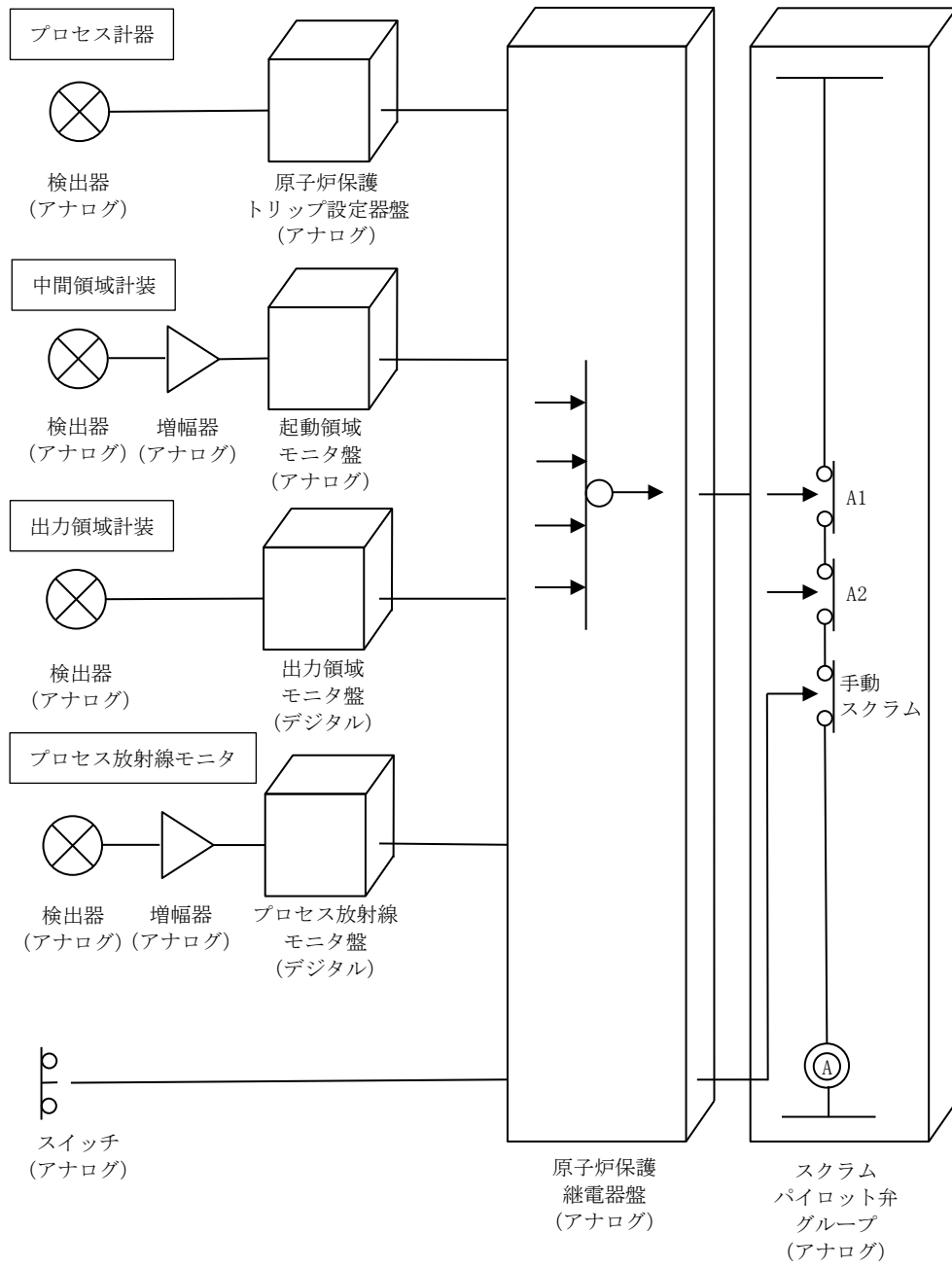


図 7-2 安全保護系構成概略図

## 7.2 安全保護系の物理的な分離又は機能的な分離対策

### 7.2.1 安全保護装置の物理的分離対策

安全保護装置は、不正アクセスを防止するため、安全保護系盤等の扉については施錠を行うこととし、保守ツールは施錠管理された保管ラック内に保管しており、許可された者以外はハードウェアを直接接続できない対策を実施している。(図7-3「安全保護系盤及び保守ツール」参照。)

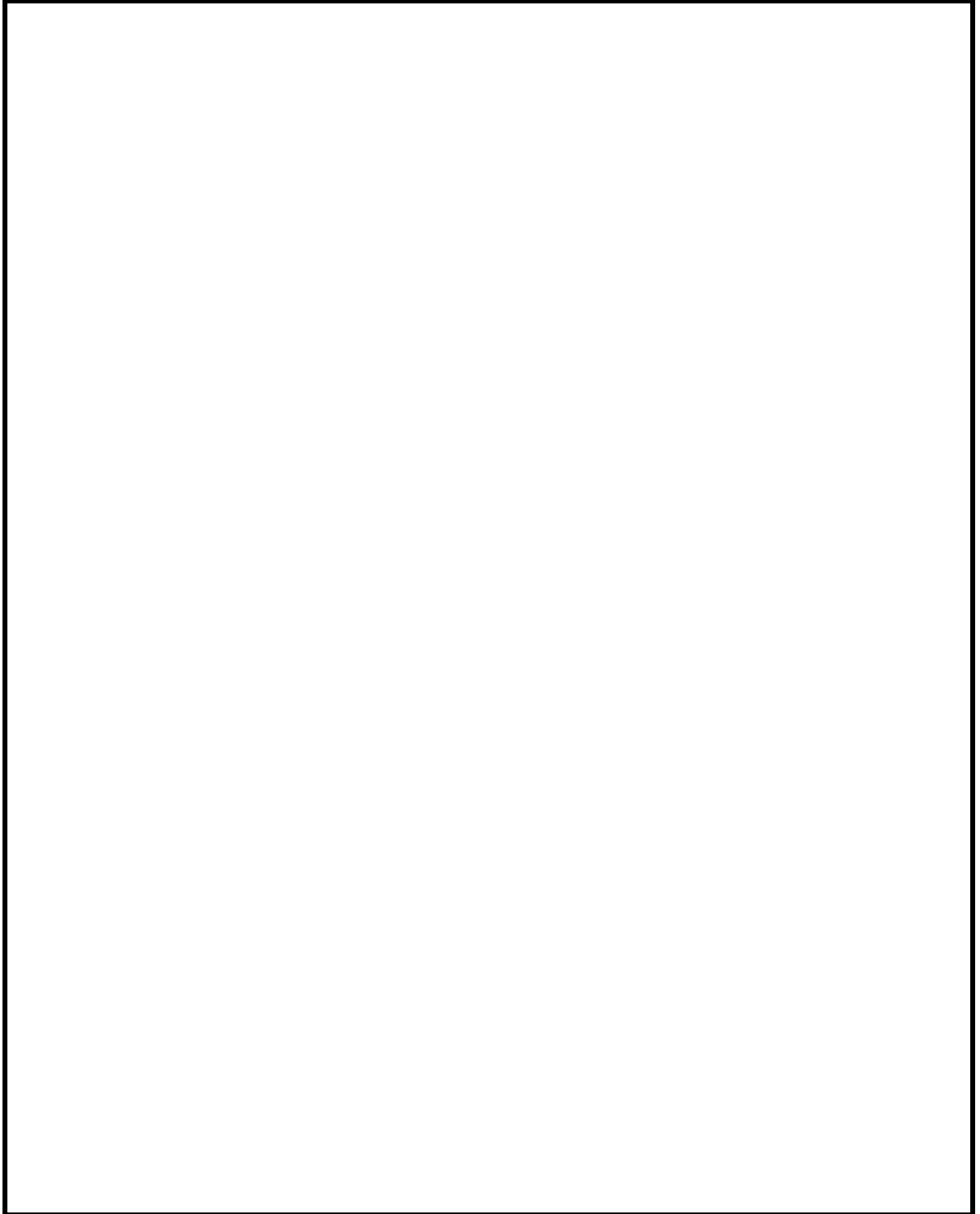


図7-3 安全保護系盤及び保守ツール

安全保護系盤等は、社内規程に定められた [ ] による扉の鍵管理を行っている。保守ツールは、 [ ] により鍵管理されたラック内に保管しており、許可されない者のアクセスを防止している。また、安全保護系の情報システムに関する要員（協力会社の作業員を含む。）に対して情報セキュリティに関する教育を行っている。

#### 7.2.2 ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護装置の信号は、安全保護装置→運転監視用計算機・SPDSデータ収集サーバ→防護装置→SPDS伝送サーバ→防護装置を介して外部に伝送している。

[ ]  
この信号の流れにおいて、安全保護装置からは発信されるのみであり、外部からの信号を受信しないこと、及びハードウェアを直接接続しないことで物理的及び機能的分離を行っている。（図7-4「外部ネットワークとの接続構成概要」参照。）

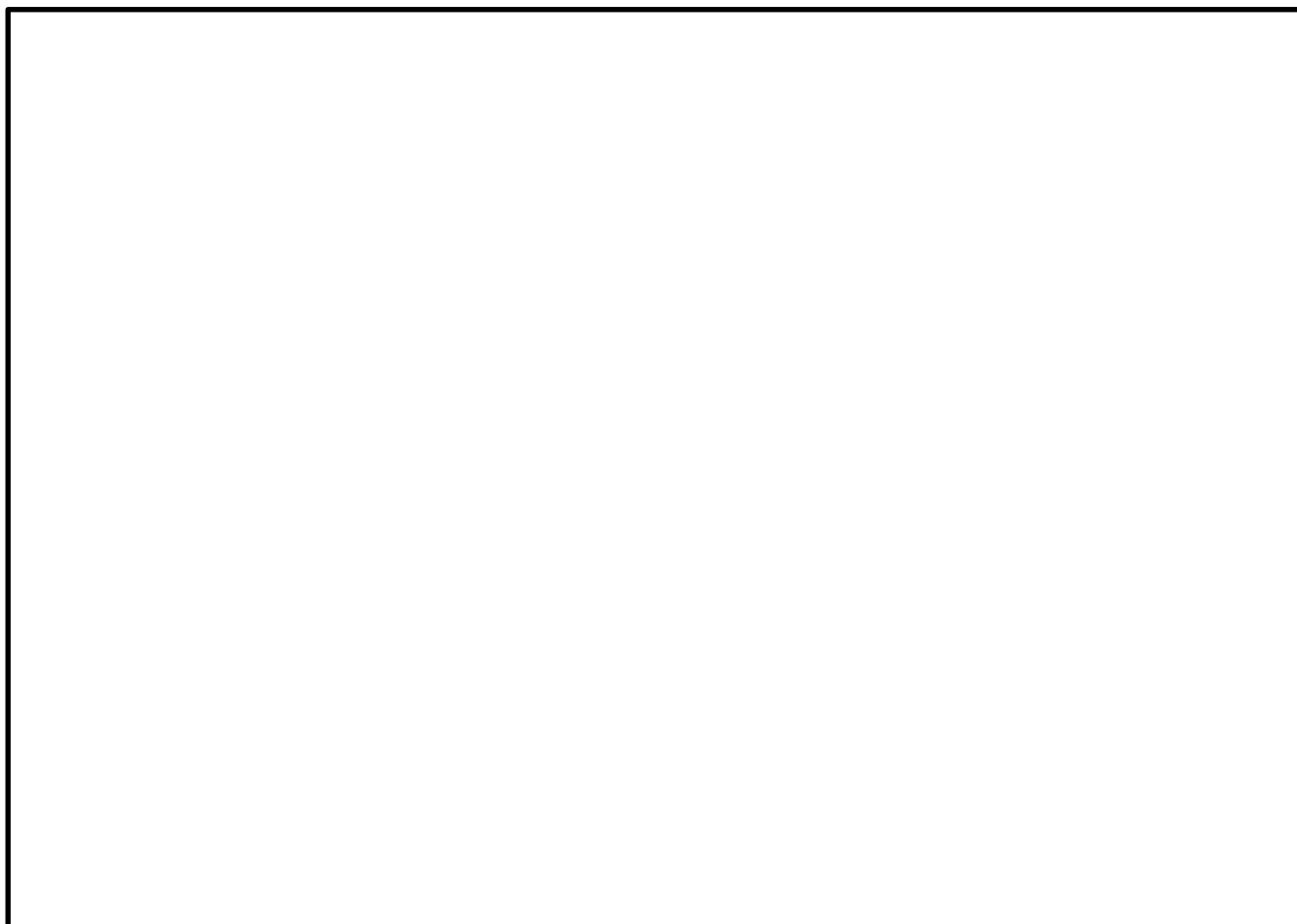


図7-4 外部ネットワークとの接続構成概要

#### 7.2.3 物理的アクセス及び電氣的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては、出入管理により物理的アクセスを制限し、電氣的アクセスについては、安全保護装置を有する制御盤を施錠管理とし、デジタル処理部

と接続する保守ツールは施錠管理された場所に保管し、パスワード管理することで管理されない変更を防止している。

### 7.3 想定脅威に対する対策について

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器については、工場製作段階から表 7-1 及び図 7-5 に示す想定脅威に対する対策を行っている。

表 7-1 想定脅威に対する対策（工場製作及び出荷）

想定脅威	対策

図 7-5 データ移動概要図



#### 7.4 耐ノイズ・サージ対策

安全保護装置は、雷、サージ・ノイズ、電磁波障害等による擾乱に対して、制御盤へ入線する電源受電部や外部からの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

安全保護装置は、鋼製の筐体に格納し、筐体を接地することで電磁波の侵入を防止する設計としている。

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器のケーブルは金属シールド付ケーブルを適用し、金属シールドは接地して電磁波の侵入を防止する設計としている。

#### 7.5 安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器（平均出力領域計装）の概要

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器として、平均出力領域計装及び放射線モニタ（主蒸気管放射能高、原子炉棟放射能高及び燃料取替階放射能高）がある。これらの機器構成の測定原理は同様に構成部品の使用方法も類似しておりソフトウェアの検証と妥当性は、ほぼ同様の確認・検証を行っていることから、代表として平均出力領域計装（以下「APRM」という。）について説明する。図7-6に原子炉保護系のうちAPRMに関わる概略図を示し、図7-7にAPRMの概略図を示す。なお、それぞれの図中にて、原子炉非常停止信号である中性子束高、熱流束高及び中性子束計装不作動を赤枠で示す。

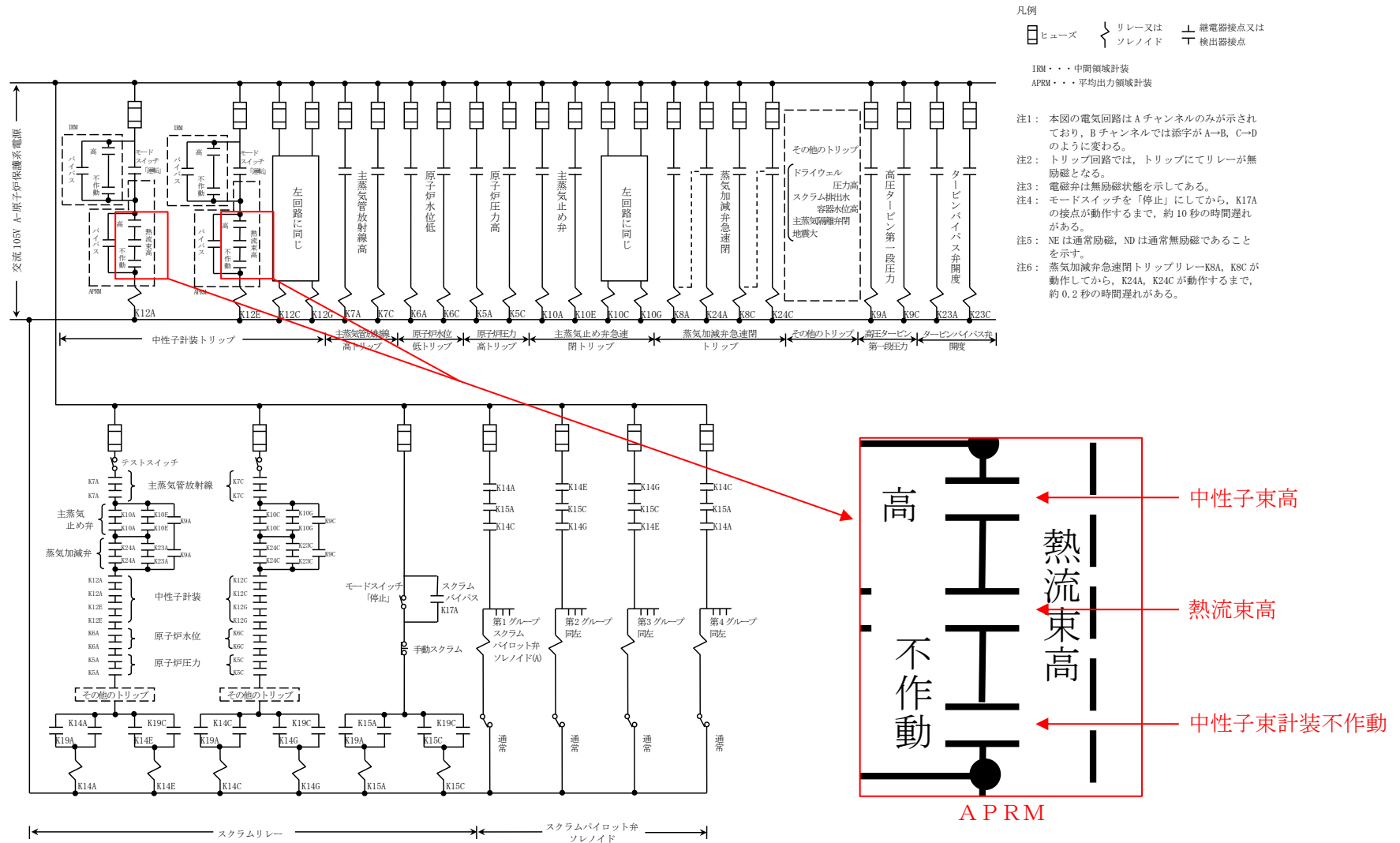


図 7-6 原子炉保護系の概略図

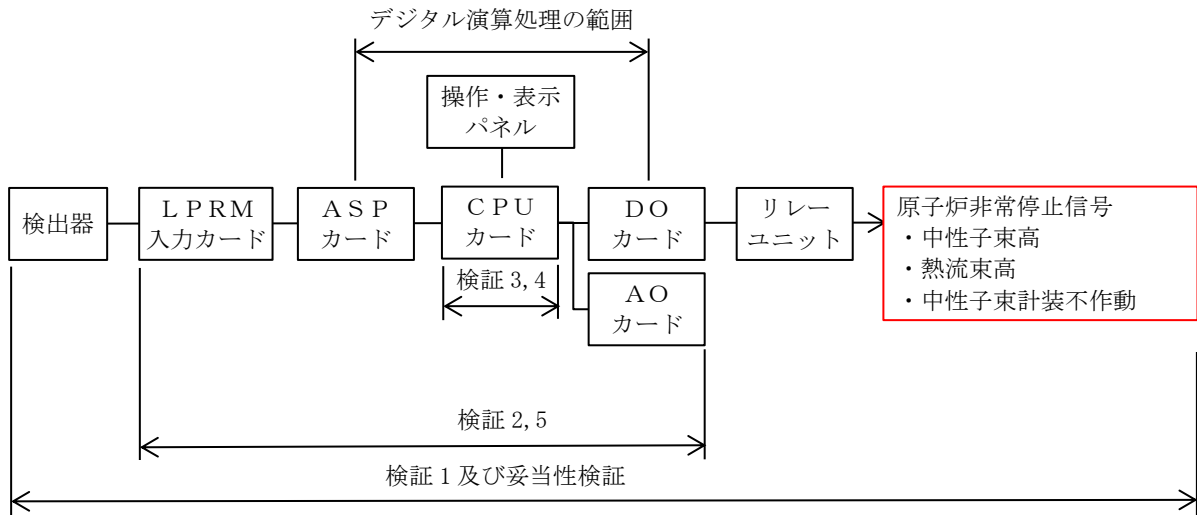


図 7-7 APRMの概略図

### 7.5.1 APRMの信号処理部の構成

#### (1) LPRM入力カード

最大5点のLPRM検出器の信号を入力可能であり、電流制限、絶縁アンプ、フィルター機能を持っている。また特性試験時に使用する高圧電源装置の電源切替も行う。

#### (2) ASPカード

LPRM入力カードからのアナログ信号を受けA/D変換を行う。変換したデジタル信号にLPRMゲイン調整、250%レンジ制限を行い、CPUカードに受け渡すバッファメモリに記録する。

#### (3) CPUカード

デジタル演算処理を行う箇所であり、構成機器の制御、ASPカードのバッファメモリからの信号読み取りを行う。読み取ったLPRMレベルの平均演算、ゲイン調整によりAPRMレベルの演算を行う。原子炉非常停止信号の演算では、内部メモリーカードに保存している設定値または、原子炉再循環流量信号から熱流束相当の演算により得られる設定値とAPRMレベルとの比較演算を行う。また、特性試験時の機器制御、構成機器の自己診断も行い、機器の異常により動作不能になった際は、不動作の信号を出力する。

#### (4) 操作・表示パネル

各種操作を行うタッチパネルにブザー、キースイッチを含む。

#### (5) DOカード

CPUカードの演算結果により中性子束高等の接点信号を出力する。

(6) AOカード

CPUカードの演算したAPRMレベル等をD/A変換し、記録計等にアナログ信号を出力する。

7.5.2 ソフトウェアの検証と妥当性の確認範囲

ソフトウェアの検証と妥当性の確認は「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」(J E A G 4 6 0 9-2008) に準じて確認している。各ステップで行った検証内容の概略を表7-2「ソフトウェアの検証と妥当性の概要」に示す。

表7-2 ソフトウェアの検証と妥当性の概要

	実施内容	基準図書	対象図書
検証1	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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>設置許可申請書</li> <li>若しくは、設計及び工事計画認可申請書</li> <li>J E A C 4 6 2 0</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>系統設計仕様書</li> <li>計装ブロック図</li> </ul>
検証2	システム設計要求仕様が正しくハードウェア・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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>系統設計仕様書</li> <li>計装ブロック図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器設計仕様書</li> <li>インターロックブロック線図</li> </ul>
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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器設計仕様書</li> <li>インターロックブロック線図</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>機能仕様書</li> <li>計器仕様表</li> </ul>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>機能仕様書</li> <li>計器仕様表</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ソフトウェア仕様書</li> </ul>
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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>ソフトウェア仕様書</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ソフトウェアソースリスト</li> </ul>
検証5	ハードウェアとソフトウェアを統合して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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>機能仕様書</li> <li>計器仕様表</li> <li>ソフトウェア仕様書</li> <li>ソフトウェアソースリスト</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>展開接続図</li> </ul>
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、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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>設置許可申請書</li> <li>若しくは、設計及び工事計画認可申請書</li> <li>J E A C 4 6 2 0</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>工場試験要領書</li> <li>工場試験成績書</li> </ul>

検証及び妥当性確認はあらかじめ作成された計画書に基づき実施される。

発注者は計画書の記載内容を確認するとともに、各検証の基準図書となる書類について内容の確認を行う。これらの図書は調達文書にて提出を求め、設計管理要項に定める方法により確認する。

8. 主要パラメータの代替パラメータによる推定の誤差の影響について

重大事故等が発生し、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（主要パラメータ）を計測することが困難となった場合において、代替パラメータにより推定するときの代替パラメータの誤差による影響について説明する。

（表 8-1「代替パラメータによる判断への影響」及び表 8-2「計装設備の計器誤差について」参照。）

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (1/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	手	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上の場合には、原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し、原子炉圧力容器内の温度は原子炉圧力、原子炉圧力 (SA)、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA) で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。原子炉水位が燃料棒有効長頂部以下の場合には、輻射伝熱、燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため定量的な評価は困難だが、原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉圧力容器破損確認			
		有	原子炉格納容器下部への注水判断			
		手	原子炉除熱機能確認			
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	有	原子炉圧力容器減圧機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力 (SA) で監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。	なし
		有	低圧・高圧注水機能確認			
		有	原子炉圧力容器破損確認			
	原子炉圧力 (SA)	有	原子炉圧力容器減圧機能確認	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。	なし
		有	低圧・高圧注水機能確認			
		有	原子炉圧力容器破損確認			

注記\*1：有：重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (2/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響			
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	有	高圧・低圧注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (S A) ③高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量 (常設) ③低圧原子炉代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱代替除去系原子炉注水流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (S A) ④サブプレッションチェンバ圧力 (S A)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ②原子炉水位の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (S A) により監視可能であり, 判断に与える影響はない。 ③直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し, 原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して, 発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており, 炉心冷却状態を把握する上で適用でき, 判断に与える影響はない。 ④原子炉水位の監視が困難となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており, 炉心冷却状態を把握する上で適用でき, 判断に与える影響はない。	なし			
		有	原子炉圧力容器減圧機能確認						
		有	原子炉圧力容器破損確認						
	原子炉水位 (S A)	有	高圧・低圧注水機能確認				①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱代替除去系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (S A) ③サブプレッションチェンバ圧力 (S A)	①原子炉水位 (S A) の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により監視可能であり, 判断に与える影響はない。 ②直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し, 原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して, 発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており, 炉心冷却状態を把握する上で適用でき, 判断に与える影響はない。 ③原子炉水位の監視が困難となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており, 炉心冷却状態を把握する上で適用でき, 判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉圧力容器減圧機能確認						
		有	原子炉圧力容器破損確認						

注記\*1: 有: 重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準, 手: 技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*2: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3: [ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。



表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (3/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響	
原子炉压力容器への注水量	高压原子炉代替注水量	有手	高压注水機能確認	①サブプレッションプール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉压力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッションプール水位 (SA)、低压原子炉代替注水槽水位の水位変化により原子炉压力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
	代替注水量 (常設)	有手	低压注水機能確認	①低压原子炉代替注水槽水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)		なし
	低压原子炉代替注水量 低压原子炉代替注水量 (狭帯域用)	有手	低压注水機能確認	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA)	①低压原子炉代替注水流量の監視が不可能となった場合は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	有手	高压注水機能確認	①サブプレッションプール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉压力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッションプール水位 (SA) の水位変化により原子炉压力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	有手	高压注水機能確認	①サブプレッションプール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)		なし
	残留熱除去ポンプ出口流量	有手	低压注水機能確認	①サブプレッションプール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)		なし
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	有手	低压注水機能確認	①サブプレッションプール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)		なし
	残留熱代替除去系原子炉注水量	有手	低压注水機能確認	①サブプレッションプール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)		なし

注記\*1：有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

\*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (4/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	手	原子炉格納容器冷却機能確認 ①低圧原子炉代替注水槽水位 ②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ②ドライウエル水位 ②サブプレッションプール水位 (SA) ②ペDESTAL水位	①低圧原子炉代替注水ポンプによる原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水槽水位の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水特性を用いる上でドライウエル圧力 (SA)、サブプレッションチェンバ圧力 (SA)を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ②注水先のドライウエル水位、サブプレッションプール水位及びペDESTAL水位の変化量から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器代替スプレイ流量	有手	原子炉格納容器冷却機能確認 ①ドライウエル圧力 (SA) ①サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ①ドライウエル水位 ①サブプレッションプール水位 (SA) ①ペDESTAL水位	①格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、注水特性を用いる上でドライウエル圧力 (SA)、サブプレッションチェンバ圧力 (SA)を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ①注水先のドライウエル水位、サブプレッションプール水位及びペDESTAL水位の変化量から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	有手	原子炉格納容器冷却機能確認 ①ペDESTAL水位 ①ドライウエル水位	①ペDESTAL代替注水流量の監視が不可能となった場合は、注水先のペDESTAL水位及びドライウエル水位の変化量から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	有手	原子炉格納容器冷却機能確認 ①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合には、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

注記\*1：有：重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (5/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の温度 (1/2)	ドライウエル温度 (SA)	手	原子炉压力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②ペDESTAL温度 (SA) ③ドライウエル圧力 (SA) ④サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	①ドライウエル温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様のペDESTAL温度により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③④ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認			
	ペDESTAL温度 (SA)	有手	原子炉格納容器下部注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル温度 (SA) ③ドライウエル圧力 (SA) ④サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	①ペDESTAL温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ペDESTAL温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様のドライウエル温度により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③④ペDESTAL温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
有手	原子炉压力容器破損確認					
	ペDESTAL水温度 (SA)	有手	原子炉压力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル	①ペDESTAL水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

注記\*1：有：重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (6/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の温度 (2/2)	サブプレッションチェンバ温度 (SA)	手	原子炉格納容器除熱機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッションプール水温度 (SA) ③サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	①サブプレッションチェンバ温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッションチェンバ温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様のサブプレッションプール水温度 (SA) により推定可能であり、原子炉格納容器の過温破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ③原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッションプール水温度 (SA)	手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッションチェンバ温度 (SA)	①サブプレッションプール水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッションプール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様のサブプレッションチェンバ温度 (SA) により推定可能であり、原子炉格納容器の過温破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。	なし
		有	サブプレッションプール水冷却機能確認			
		有	原子炉圧力容器減圧機能確認			

注記\*1：有：重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (7/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	有手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ③ドライウエル温度 (SA) ④ペDESTAL温度 (SA)	①ドライウエル圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、ドライウエルとサブプレッションチェンバは、真空破壊弁及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様のサブプレッションチェンバ圧力 (SA) により推定可能であり、原子炉格納容器の過圧破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ③原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱確認			
	サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	有手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA) ③サブプレッションチェンバ温度 (SA)		
		有手	原子炉格納容器除熱確認			

注記\*1：有：重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (8/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響	
原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位	有手	原子炉格納容器除熱機能確認	①サブプレッションプール水位 (SA) ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペDESTAL代替注水流量 ②ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) ③低圧原子炉代替注水槽水位	①原子炉格納容器下部注水の停止判断に用いるドライウェル水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水位 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウェル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量、ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) の注水量により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッションプール水位 (SA)	有手	原子炉格納容器除熱機能確認	①代替注水流量 (常設) ①低圧原子炉代替注水流量 ①低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ①格納容器代替スプレイ流量 ①ペDESTAL代替注水流量 ①ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水槽水位 ③ [サブプレッションプール水位] *3	①サブプレッションプール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量、ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) の注水量により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②水源である低圧原子炉代替注水槽の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③常用計器でサブプレッションプール水位を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
	ペDESTAL水位	有手	原子炉格納容器下部注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②代替注水流量 (常設) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペDESTAL代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水槽水位	①ペDESTAL水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ペDESTAL水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量の注水量により、ペDESTAL水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

注記\*1: 有: 重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準, 手: 技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*2: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3: [ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (9/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (B系)	手	原子炉压力容器破損確認	①格納容器水素濃度 (SA) ② [格納容器水素濃度 (A系)] *3	①格納容器水素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②常用計器で格納容器水素濃度 (A系) を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器水素濃度 (SA)	手	原子炉压力容器破損確認	①格納容器水素濃度 (B系) ② [格納容器水素濃度 (A系)] *3	①格納容器水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (B系) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②常用計器で格納容器水素濃度 (A系) を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の線量当量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	有	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ② [エア放射線モニタ] *3	①格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) の監視が不可能となった場合は、推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の線量当量率は格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) の他チャンネルにより推定できるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。	なし
		有	原子炉格納容器除熱機能確認			
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ)	有	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ② [エア放射線モニタ] *3	①格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) の監視が不可能となった場合は、推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の線量当量率は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) の他チャンネルにより推定できるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。	なし
		有	原子炉格納容器除熱機能確認			

注記\*1：有：重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (10/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	中性子源領域計装	有	原子炉スクラムの確認	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系] *3	①中性子源領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②中性子源領域計装の監視が不可能となった場合は、中間領域計装、出力領域計装より推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③制御棒は、発電用原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、発電用原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉未臨界の確認			
	中間領域計装	有	原子炉スクラムの確認	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系] *3	①中間領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②中間領域計装の監視が不可能となった場合は、中性子源領域計装、出力領域計装より推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③制御棒は、発電用原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、発電用原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉未臨界の確認			
	出力領域計装	有 手	原子炉スクラムの確認	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系] *3	①出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②出力領域計装の監視が不可能となった場合は、中性子源領域計装、中間領域計装により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③制御棒は、発電用原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、発電用原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有 手	原子炉未臨界の確認			
	[制御棒手動操作・監視系] *3	手	原子炉スクラムの確認	①中性子源領域計装 ②中間領域計装 ③出力領域計装	①制御棒操作・監視系の監視が不可能となった場合は、中性子源領域計装により発電用原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。 ②中間領域計装により発電用原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③出力領域計装により発電用原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。	なし

注記\*1：有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

\*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。



表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (11/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
最終ヒートシンクの確保	残留熱代替除去系 水温度 (SA)	有 手	残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッションチェンバ温度 (SA)	①サブプレッションプール水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッションプール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッションチェンバ内の温度を同じ仕様のサブプレッションチェンバ温度により推定可能であり、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系熱交換器 出口温度			①サブプレッションプール水温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、除熱対象であるサブプレッションプール水温度 (SA) の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし

注記\*1：有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

\*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (12/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
最終ヒートシンクの確保	残留熱代替除去系原子炉注水流量	有手 残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱確認	①サブプレッションプール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ③残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ④原子炉圧力容器温度 (SA)	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッションプール水位 (SA) の変化により注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水先の原子炉水位の水位変化から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて、残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ④除熱対象である原子炉圧力容器温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量		①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ②サブプレッションプール水温度 (SA) ②ドライウエル温度 (SA) ②サブプレッションチェンバ温度 (SA)	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②除熱対象であるサブプレッションプール水温度 (SA)、ドライウエル温度 (SA)、サブプレッションチェンバ温度 (SA) の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし

注記\*1：有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

\*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (13/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
最終ヒートシンクの確保 格納容器フィルタベント系	スクラバ容器水位	有手 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱確認	①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	スクラバ容器圧力		①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力 (S A) ②サブプレッションチェンバ圧力 (S A)	①スクラバ容器圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②スクラバ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウェル圧力 (S A)、サブプレッションチェンバ圧力 (S A) の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ、判断に与える影響はない。	なし
	スクラバ容器温度		①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		①主要パラメータの他チャンネル	①第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	第1ベントフィルタ出口水素濃度		①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度 (B系) ②格納容器水素濃度 (S A)	①第1ベントフィルタ出口水素濃度が故障した場合は、予備の第1ベントフィルタ出口水素濃度により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②第1ベントフィルタ出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器水素濃度 (S A) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

注記\*1：有：重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (14/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	有手	残留熱除去系による原子炉格納容器除熱確認	①原子炉圧力容器温度 (SA) ①サブプレッションプール水温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、除熱対象である原子炉圧力容器温度 (SA)、サブプレッションプール水温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系熱交換器出口温度			①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から、残留熱除去系熱交換器入口温度により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②残留熱除去系熱交換器冷却水の流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため、最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	
	残留熱除去ポンプ出口流量			①残留熱除去ポンプ出口圧力	①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去ポンプの注水特性から推定した流量より残留熱除去ポンプ出口流量を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握することができ、判断に与える影響はない。	

注記\*1：有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

\*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (15/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	有 手  インターフェイスシステムLOCAの判断	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (SA) で原子炉圧力容器内の水位を監視することができ, 判断に与える影響はない。	なし
	原子炉水位 (SA)		①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	①同じ仕様の原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) で原子炉圧力容器内の水位を監視することができ, 判断に与える影響はない。	
	原子炉圧力		①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉圧力 (SA) で原子炉圧力容器内の圧力を監視することができ, 判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの, 原子炉圧力容器内の圧力は上記①②で推定ができるため, 事故収束を行う上で問題とならない。	
	原子炉圧力 (SA)		①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉圧力で原子炉圧力容器内の圧力を監視することができ, 判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの, 原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため, 事故収束を行う上で問題とならない。	

注記\*1: 有: 重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準, 手: 技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*2: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3: [ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (16/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
格納容器バイパスの監視	原子炉格納容器内の状況 ドライウエル温度 (SA)	有手 インターフェイスシステムLOCAの判断	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA)	①ドライウエル温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	ドライウエル圧力 (SA)		①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ③ドライウエル温度 (SA)	①ドライウエル圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、ドライウエルとサブプレッションチェンバは、真空破壊弁及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様のサブプレッションチェンバ圧力 (SA) により推定可能であり、原子炉格納容器の過圧破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ③原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ判断に与える影響はない。	

注記\*1：有：重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状況を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (17/21)

分類		主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
格納容器バイパスの監視	原子炉建物内の状況	残留熱除去ポンプ出口圧力	有手 インターフェイスシステムLOCAの判断	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] *3	①残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器バイパスが発生した場合（発生箇所の隔離まで）は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから、破断検知をする上で、判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器バイパスが発生したことを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力		①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] *3	①低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器バイパスが発生した場合（発生箇所の隔離まで）は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから、破断検知をする上で、判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器バイパスが発生したことを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

注記\*1：有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

\*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (18/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	有手	低圧注水機能確認 ①代替注水流量 (常設) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②サブプレッションプール水位 (SA) ②低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	①低圧原子炉代替注水槽水位の監視が不可能となった場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とする代替注水流量 (常設) の注水量と直前まで判明していた低圧原子炉代替注水槽の水位に水位容量曲線を用いて推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水先の原子炉水位又はサブプレッションプール水位 (SA) の水位変化を確認することで、必要な水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッションプール水位 (SA)	手	低圧・高圧注水機能確認 ①高圧原子炉代替注水流量 ①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ③ [サブプレッションプール水位] *3	①サブプレッションプール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッションチェンバを水源とする各系統の注水量と直前まで判明していたサブプレッションチェンバの水位に水位容量曲線を用いて推定するため、必要な水源であるサブプレッションプール水位 (SA) が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉隔離時冷却ポンプ、高圧炉心スプレイポンプ、残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレイポンプ、残留熱代替除去ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源であるサブプレッションプール水位 (SA) が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③常用計器でサブプレッションプール水位を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし

注記\*1：有：重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。



表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (19/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	手	原子炉建物内水素濃度確認	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素処理装置入口温度 ②静的触媒式水素処理装置出口温度	①原子炉建物水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉建物水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉建物内の水素ガスが静的触媒式水素再結合器で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。温度差を測定することにより静的触媒式水素再結合器に入る水素濃度が推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

注記\*1：有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

\*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (20/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (B系)	手	格納容器ベント判断 ①格納容器酸素濃度 (SA) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) ②ドライウェル圧力 (SA) ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ③ [格納容器酸素濃度 (A系)] *3	①格納容器酸素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する上で判断に与える影響はない。 ②ドライウェル圧力 (SA) 及びサブプレッションチェンバ圧力 (SA) を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する上で判断に与える影響はない。 ③常用計器で格納容器水素濃度 (A系) を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器酸素濃度 (SA)	手	格納容器ベント判断 ①格納容器酸素濃度 (B系) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ) ②ドライウェル圧力 (SA) ②サブプレッションチェンバ圧力 (SA) ③ [格納容器酸素濃度 (A系)] *3	①格納容器酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (B系) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する上で判断に与える影響はない。 ②ドライウェル圧力 (SA) 及びサブプレッションチェンバ圧力 (SA) を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する上で判断に与える影響はない。 ③常用計器で格納容器水素濃度 (A系) を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし

注記\*1：有：重要事故シーケンス (有効性評価) に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

\*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

表 8-1 代替パラメータによる判断への影響 (21/21)

分類	主要パラメータ	判断基準*1	代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	有手	燃料プールの冷却機能又は注水機能確認 ①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) で燃料プールの水位を計測することができ、燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②水位／線量当量率の関係を利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ③燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	燃料プール水位・温度 (SA)	有手	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) で燃料プール水位を計測することができ、燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②水位／線量当量率の関係を利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ③燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	有手	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プール監視カメラ (SA)	①水位／線量当量率の関係を利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	燃料プール監視カメラ (SA)	有手	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ①燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	①水位／線量当量率の関係を利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし

注記\*1：有：重要事故シーケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

\*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

\*3：[ ] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

表 8-2 計装設備の計器誤差について (1/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*1
原子炉圧力容器温度 (S A)	熱電対	0~500℃	2	原子炉格納容器内	±10.0℃
原子炉圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa	2	原子炉建物原子炉棟 1階	±0.20MPa
原子炉圧力 (S A)	弾性圧力検出器	0~11MPa	1	原子炉建物原子炉棟 地下1階	±0.09MPa
原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位検出器	-400~+150cm*2	2	原子炉建物原子炉棟 1階	±11cm
原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位検出器	-800~-300cm*2	2	原子炉建物原子炉棟 地下1階	±10cm
原子炉水位 (S A)	差圧式水位検出器	-900~+150cm*2	1	原子炉建物原子炉棟 地下1階	±8.4cm
高圧原子炉代替注水流量	差圧式流量検出器	0~150m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±3.0m <sup>3</sup> /h
代替注水流量 (常設)	超音波式流量検出器	0~300m <sup>3</sup> /h	1	低圧原子炉代替注水 ポンプ格納槽	±6.0m <sup>3</sup> /h
低圧原子炉代替注水流量	差圧式流量検出器	0~200m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建物原子炉棟 1階	±4.0m <sup>3</sup> /h
低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	差圧式流量検出器	0~50m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建物原子炉棟 1階	±1.0m <sup>3</sup> /h
原子炉隔離時冷却ポンプ 出口流量	差圧式流量検出器	0~150m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±3.0m <sup>3</sup> /h
高圧炉心スプレイポンプ 出口流量	差圧式流量検出器	0~1500m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建物原子炉棟 地下1階	±45m <sup>3</sup> /h
残留熱除去ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~1500m <sup>3</sup> /h	3	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±45m <sup>3</sup> /h
低圧炉心スプレイポンプ 出口流量	差圧式流量検出器	0~1500m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±45m <sup>3</sup> /h
残留熱代替除去系 原子炉注水流量	差圧式流量検出器	0~50m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建物原子炉棟 1階	±1.0m <sup>3</sup> /h
格納容器代替スプレイ流量	差圧式流量検出器	0~150m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建物原子炉棟 1階	±3.0m <sup>3</sup> /h
ペDESTAL代替注水流量	差圧式流量検出器	0~150m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建物原子炉棟 地下2階, 1階	±3.0m <sup>3</sup> /h
ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	差圧式流量検出器	0~50m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建物原子炉棟 地下2階, 1階	±1.0m <sup>3</sup> /h
残留熱代替除去系 格納容器スプレイ流量	差圧式流量検出器	0~150m <sup>3</sup> /h	1	原子炉建物原子炉棟 1階	±3.0m <sup>3</sup> /h
ドライウェル温度 (S A)	熱電対	0~300℃	7	原子炉格納容器内	±6.0℃
ペDESTAL温度 (S A)	熱電対	0~300℃	2	原子炉格納容器内	±6.0℃
ペDESTAL水温度 (S A)	熱電対	0~300℃	2	原子炉格納容器内	±6.0℃
サブプレッションチェンバ 温度 (S A)	熱電対	0~200℃	2	原子炉格納容器内	±4.0℃
サブプレッションプール水 温度 (S A)	測温抵抗体	0~200℃	2	原子炉格納容器内	±2.0℃
ドライウェル圧力 (S A)	弾性圧力検出器	0~1000kPa [abs]	2	原子炉建物原子炉棟 中2階, 3階	±8kPa
サブプレッションチェンバ 圧力 (S A)	弾性圧力検出器	0~1000kPa [abs]	2	原子炉建物原子炉棟 中2階, 3階	±8kPa

表 8-2 計装設備の計器誤差について (2/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*1
ドライウエル水位	電極式水位検出器	-3.0m <sup>*3</sup> , -1.0m <sup>*3</sup> , +0.9m <sup>*3</sup>	3	原子炉格納容器内	±10mm
サブプレッションプール水位 (SA)	差圧式水位検出器	-0.80~+5.50m <sup>*4</sup>	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±0.05m
ペDESTAL水位	電極式水位検出器	+0.1m <sup>*5</sup> , +1.2m <sup>*5</sup> , +2.4m <sup>*5</sup> , +2.4m <sup>*5</sup>	4	原子炉格納容器内	±10mm
格納容器水素濃度 (B系)	熱伝導式水素検出器	0~20vol%/ 0~100vol%	1	原子炉建物原子炉棟 3階	ウェット: ±0.64vol%/ ±3.2vol% ドライ: ±0.50vol%/ ±2.5vol%
格納容器水素濃度 (SA)	熱伝導式水素検出器	0~100vol%	1	原子炉建物原子炉棟 中2階	ウェット: ±2.0vol%
格納容器雰囲気放射線 モニタ (ドライウエル)	電離箱	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	2	原子炉建物原子炉棟 1階	5.24×10 <sup>N-1</sup> ~ 1.91×10 <sup>N</sup> Sv/h N: -2~5
格納容器雰囲気放射線 モニタ (サブプレッションチェンバ)	電離箱	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	2	原子炉建物原子炉棟 地下1階	5.24×10 <sup>N-1</sup> ~ 1.91×10 <sup>N</sup> Sv/h N: -2~5
中性子源領域計装	核分裂計数管	10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>6</sup> s <sup>-1</sup> (1.0×10 <sup>3</sup> ~1.0× 10 <sup>9</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	4	原子炉格納容器内	7.07×10 <sup>N-1</sup> ~ 1.42×10 <sup>N</sup> s <sup>-1</sup> N: -1~6
中間領域計装	核分裂電離箱	0~40%又は 0~125% (1.0×10 <sup>8</sup> ~ 1.5×10 <sup>13</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ) <sup>*6</sup>	8	原子炉格納容器内	±2.7%
出力領域計装	核分裂電離箱	0~125% (1.2×10 <sup>12</sup> ~2.8× 10 <sup>14</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ) <sup>*7</sup>	124 <sup>*8</sup>	原子炉格納容器内	±2.5%
残留熱除去系熱交換器出口 温度	熱電対	0~200℃	2	原子炉建物原子炉棟 1階	±4.0℃
スクラバ容器水位	差圧式水位検出器	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 10px; vertical-align: middle;"></span> mm <sup>*9</sup>	8	第1ベントフィルタ 格納槽	±28.0mm
スクラバ容器圧力	弾性圧力検出器	0~1MPa	4	第1ベントフィルタ 格納槽	±0.008MPa
スクラバ容器温度	熱電対	0~300℃	4	第1ベントフィルタ 格納槽	±6.0℃
第1ベントフィルタ出口 放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	電離箱	10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h	2	第1ベントフィルタ 格納槽	5.24×10 <sup>N-1</sup> ~ 1.91×10 <sup>N</sup> Sv/h N: -2~5
	電離箱	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	1	屋外	5.24×10 <sup>N-1</sup> ~ 1.91×10 <sup>N</sup> mSv/h N: -3~4
第1ベントフィルタ出口 水素濃度	熱伝導式水素濃度検出器	0~20vol%/ 0~100vol%	1	屋外	±3.0vol%
残留熱除去系熱交換器入口 温度	熱電対	0~200℃	2	原子炉建物原子炉棟 1階	±4.0℃
残留熱除去系熱交換器 冷却水流量	差圧式流量検出器	0~1500m <sup>3</sup> /h	2	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±45m <sup>3</sup> /h

表 8-2 計装設備の計器誤差について (3/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*1
残留熱除去ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa	3	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±0.08MPa
低圧炉心スプレイポンプ 出口圧力	弾性圧力検出器	0~5MPa	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±0.10MPa
低圧原子炉代替注水槽水位	差圧式水位 検出器	0~1500m <sup>3</sup> *10	1	低圧原子炉代替注水 ポンプ格納槽	±12m <sup>3</sup>
低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	弾性圧力 検出器	0~4MPa	2	低圧原子炉代替注水 ポンプ格納槽	±0.032MPa
原子炉隔離時冷却ポンプ 出口圧力	弾性圧力 検出器	0~10MPa	1	原子炉建物原子炉棟 地下2階	±0.20MPa
高圧炉心スプレイポンプ 出口圧力	弾性圧力 検出器	0~12MPa	1	原子炉建物原子炉棟 地下1階	±0.24MPa
残留熱代替除去ポンプ 出口圧力	弾性圧力 検出器	0~3MPa	2	原子炉建物附属棟 地下2階	±0.024MPa
原子炉建物水素濃度	触媒式 水素検出器	0~10vol%	1	原子炉建物原子炉棟 地下1階	±0.50vol%
	熱伝導式 水素検出器	0~20vol%	6	原子炉建物原子炉棟 1階, 2階, 4階	±1.00vol%
静的触媒式水素処理装置 入口温度	熱電対	0~100℃	2	原子炉建物原子炉棟 4階	±4.0℃
静的触媒式水素処理装置 出口温度	熱電対	0~400℃	2	原子炉建物原子炉棟 4階	±8.0℃
格納容器酸素濃度 (B系)	熱磁気風式 酸素検出器	0~10vol%/ 0~25vol%	1	原子炉建物原子炉棟 3階	ウェット： ±0.32vol%/ ±0.80vol% ドライ： ±0.25vol%/ ±0.63vol%
格納容器酸素濃度 (SA)	磁気力式 酸素検出器	0~25vol%	1	原子炉建物原子炉棟 中2階	ウェット： ±0.75vol% ドライ： ±0.50vol%
燃料プール水位 (SA)	ガイド パルス式 水位検出器	-4.30~+7.30m*11	1	原子炉建物原子炉棟 4階	±0.24m
燃料プール水位・温度 (SA)	熱電対	-1000~+6710mm*11	1*12	原子炉建物原子炉棟 4階	±4.5℃
		0~150℃			
燃料プールエリア放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	電離箱	10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	1	原子炉建物原子炉棟 4階	5.24×10 <sup>N-1</sup> ~ 1.91×10 <sup>N</sup> Sv/h N: -3~4
	電離箱	10 <sup>1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h	1	原子炉建物原子炉棟 4階	5.24×10 <sup>N-1</sup> ~ 1.91×10 <sup>N</sup> Sv/h N: 1~8
燃料プール監視カメラ (SA)	赤外線 カメラ	(映像)	1	原子炉建物原子炉棟 4階	(映像)

注記\*1 : 検出器~SPDS表示装置等の誤差 (現状計画)

\*2 : 計測範囲の零は、気水分離器下端とする。

\*3 : 原子炉格納容器床面からの高さを示す。

\*4 : 計測範囲の零は、通常水位 (EL 5610mm) とする。

\*5 : コリウムシールド上表面からの高さを示す。

- \*6 : 各計測レンジにおける出力比を示す。
- \*7 : 定格出力時の値に対する比率で示す。
- \*8 : 平均出力領域計装に使用する 93 個は、重大事故等対処設備としても使用する。
- \*9 : 計測範囲の零は、スクラバ容器の液位計用管台 (N9) 高さとする。
- \*10 : 計測範囲の零は、低圧原子炉代替注水槽底部とする。0~12542mm 相当
- \*11 : 基準点は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL 35518mm) とする。
- \*12 : 検出点 7 箇所

9. 設置（変更）許可申請における審査資料からの構成見直しについて

一部の計測装置の概略構成について，設置（変更）許可申請における審査資料（島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 補足説明資料58条 計装設備）からの見直しを行ったため，変更内容を表9-1に示す。



表 9-1 設置（変更）許可申請における審査資料からの変更（1/3）

原子炉圧力

既工認における構成*（参考）	設置（変更）許可申請	設工認補正申請（今回）
<p>弾性圧力検出器</p> <p>中央制御室 指示*2</p> <p>中央制御室外 原子炉停止装置 指示</p> <p>*1</p> <p>設計基準対象施設</p> <p>注記*1：区分Ⅱのみ *2：記録計</p>	<p>弾性圧力検出器</p> <p>中央制御室 指示 (注2)</p> <p>指示 (注3)</p> <p>記録(注1)</p> <p>緊急時対策所 記録(注4)</p> <p>中央制御室外 原子炉停止装置 指示 (注3)</p> <p>設計基準対象施設</p> <p>重大事故等対処設備</p> <p>設計基準対象施設及び 重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等対処設備</p> <p>(注1) 記録計 (注2) 区分Ⅰのみ (注3) 区分Ⅱのみ (注4) 安全パラメータ表示システム（SPDS）（SPDS伝送サーバ）</p>	<p>弾性圧力検出器</p> <p>中央制御室 指示</p> <p>指示*2</p> <p>緊急時対策所 記録*3</p> <p>中央制御室外 原子炉停止装置 指示</p> <p>*1</p> <p>設計基準対象施設</p> <p>重大事故等対処設備</p> <p>設計基準対象施設及び 重大事故等対処設備</p> <p>注記*1：区分Ⅱのみ *2：記録計 *3：安全パラメータ表示システム（SPDS）</p>
<p>&lt;変更点&gt;</p> <p>設置（変更）許可申請における審査資料では、重大事故等時の原子炉圧力を監視するため、区分Ⅰは重大事故等対処設備として兼用する設計基準対象施設の指示計を中央監視操作盤に、区分Ⅱは重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤にそれぞれ新たに設けることとしていた。今回の設工認補正申請では設計統一の観点から行なった設計進捗を反映し、区分Ⅰについても区分Ⅱと同様に重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤に設ける構成に見直している。</p> <p>本変更により重大事故等対処設備として兼用する設計基準対象施設の指示計を設置しない構成となるが、従来、設計基準対象施設として中央監視操作盤に設けている記録計の指示による監視は維持されており、設計基準対象施設としての構成に既工認からの変更は生じない。</p>		

注記\*：既工認では概略構成図は記載していないため、記載内容は設計図書による。

表 9-1 設置（変更）許可申請における審査資料からの変更（2/3）

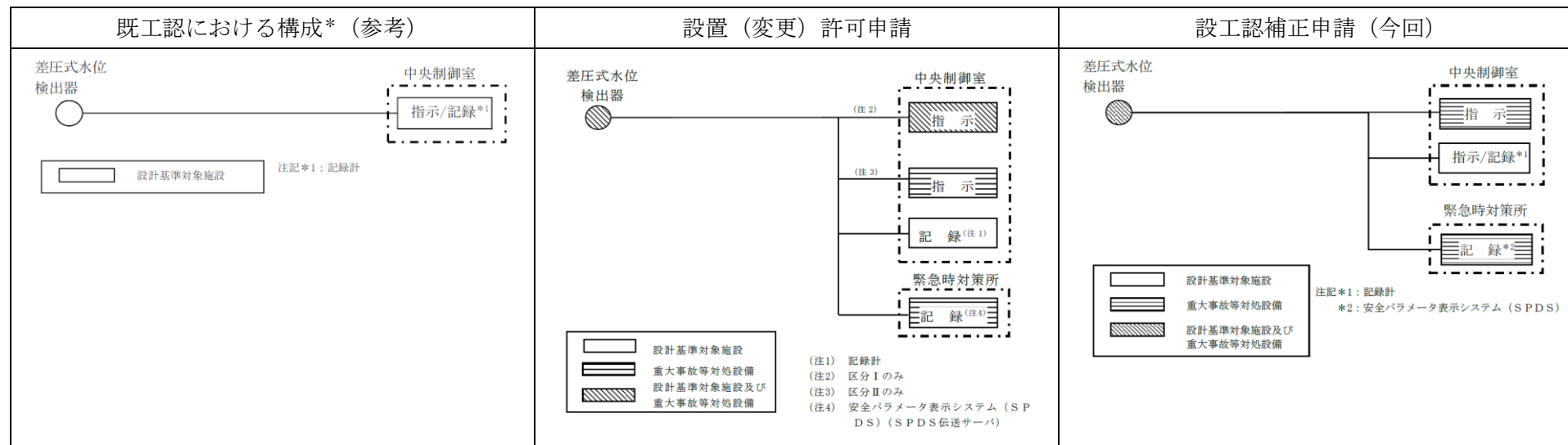
原子炉水位（広帯域）

既工認における構成*（参考）	設置（変更）許可申請	設工認補正申請（今回）
<p>差圧式水位検出器</p> <p>中央制御室 指示/記録*2</p> <p>中央制御室外 原子炉停止装置 指示</p> <p>*1</p> <p>設計基準対象施設</p> <p>注記*1：区分Ⅱのみ *2：記録計</p>	<p>差圧式水位検出器</p> <p>中央制御室 指示 (注2)</p> <p>中央制御室 指示 (注3)</p> <p>緊急時対策所 記録 (注1)</p> <p>緊急時対策所 記録 (注4)</p> <p>中央制御室外 原子炉停止装置 指示 (注3)</p> <p>設計基準対象施設</p> <p>重大事故等対処設備</p> <p>設計基準対象施設及び 重大事故等対処設備</p> <p>重大事故等対処設備</p> <p>(注1) 記録計 (注2) 区分Ⅰのみ (注3) 区分Ⅱのみ (注4) 安全パラメータ表示システム（SPDS）（SPDS伝送サーバ）</p>	<p>差圧式水位検出器</p> <p>中央制御室 指示</p> <p>中央制御室 指示/記録*2</p> <p>緊急時対策所 記録*3</p> <p>中央制御室外 原子炉停止装置 指示</p> <p>*1</p> <p>設計基準対象施設</p> <p>重大事故等対処設備</p> <p>設計基準対象施設及び 重大事故等対処設備</p> <p>注記*1：区分Ⅱのみ *2：記録計 *3：安全パラメータ表示システム（SPDS）</p>
<p>&lt;変更点&gt;</p> <p>設置（変更）許可申請における審査資料では、重大事故等時の原子炉水位（広帯域）を監視するため、区分Ⅰは重大事故等対処設備として兼用する設計基準対象施設の指示計を中央監視操作盤に、区分Ⅱは重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤にそれぞれ新たに設けることとしていた。今回の設工認補正申請では設計統一の観点から行なった設計進捗を反映し、区分Ⅰについても区分Ⅱと同様に重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤に設ける構成に見直している。</p> <p>本変更により重大事故等対処設備として兼用する設計基準対象施設の指示計を設置しない構成となるが、従来、設計基準対象施設として中央監視操作盤に設けている記録計の指示による監視は維持されており、設計基準対象施設としての構成に既工認からの変更は生じない。</p>		

注記\*：既工認では概略構成図は記載していないため、記載内容は設計図書による。

表 9-1 設置（変更）許可申請における審査資料からの変更（3/3）

原子炉水位（燃料域）



<変更点>

設置（変更）許可申請における審査資料では、重大事故等時の原子炉水位（燃料域）を監視するため、区分Ⅰは重大事故等対処設備として兼用する設計基準対象施設の指示計を中央監視操作盤に、区分Ⅱは重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤にそれぞれ新たに設けることとしていた。今回の設工認補正申請では設計統一の観点から行なった設計進捗を反映し、区分Ⅰについても区分Ⅱと同様に重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤に設ける構成に見直している。

本変更により重大事故等対処設備として兼用する設計基準対象施設の指示計を設置しない構成となるが、従来、設計基準対象施設として中央監視操作盤に設けている記録計の指示による監視は維持されており、設計基準対象施設としての構成に既工認からの変更は生じない。

注記\*：既工認では概略構成図は記載していないため、記載内容は設計図書による。

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に係る補足説明資料

## 目 次

1. 原子炉圧力高設定値について .....	1
1.1 原子炉圧力高（スクラム）と原子炉圧力高（ATWS）の設定値に関する基本的な考え方 .....	1
1.2 計装誤差を考慮した原子炉圧力高（スクラム）と原子炉圧力高（ATWS）の相対関係 .....	2
2. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の回路構成について .....	3
2.1 残留熱除去ポンプ運転又は低圧炉心スプレイポンプ運転確立について .....	3
2.2 タイマーによる時間遅れについて .....	3
3. 計装誤差に含まれる余裕の考え方について .....	5

## 1. 原子炉圧力高設定値について

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及びA T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の原子炉圧力高信号（以下「原子炉圧力高（A T W S）」という。）は、原子炉非常停止信号による動作が失敗した際に、期待する信号である。このため、設定値については、圧力上昇事象に対して原子炉保護系の原子炉圧力高信号（以下「原子炉圧力高（スクラム）」という。）が先に発信し、その後の圧力上昇に対して原子炉圧力高（A T W S）信号が発信するよう設定することを基本とする。

### 1.1 原子炉圧力高（スクラム）と原子炉圧力高（A T W S）の設定値に関する基本的な考え方

原子炉非常停止信号が発信する事象が発生した場合、スクラム動作が遅れると燃料の冷却性、原子炉圧力等の最大値はより厳しくなることが考えられる。

また、主蒸気系逃がし安全弁から蒸気によるサプレッションプールへの負荷を考慮する。

このため、実設計では、計装誤差を考慮しても、発電用原子炉設置変更許可申請書における添付書類十の解析で妥当性を確認した設定値を超えないよう、セット値を設定する必要があり、解析上の入力値を上限として、下側に想定される計装誤差を考慮する。設定値の相対関係を図 1-1 に示す。

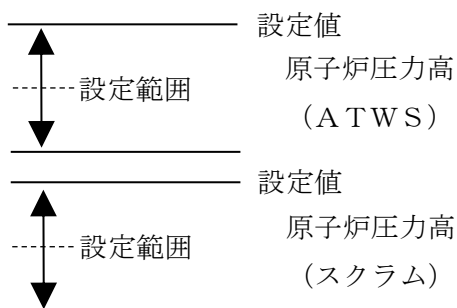


図 1-1 設定値の相対関係

1.2 計装誤差を考慮した原子炉圧力高(スクラム)と原子炉圧力高 (A T W S) の相対関係

A T W S時の事象緩和の観点から、原子炉圧力高 (A T W S) は可能な限り早く動作することが望ましい。一方で、1.1 に記載したとおり、原子炉圧力高 (A T W S) より原子炉圧力高 (スクラム) が先に動作する必要がある。これらと1.1 に記載した計装誤差を考慮すると、原子炉圧力高 (スクラム) と原子炉圧力高 (A T W S) の設定値に係る相対関係は図1-2に示すとおりとなる。

原子炉圧力高 (A T W S) の下限値 (図1-2の②) については、以下の事項を満足させる必要がある。

- ・②下限値は、①原子炉圧力高 (スクラム) 設定値より低い値としないこと。
- ・③設定値は、主蒸気系逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッションプールへの熱負荷を考慮し、④逃がし弁機能最低吹出し圧力より低く設定すること。

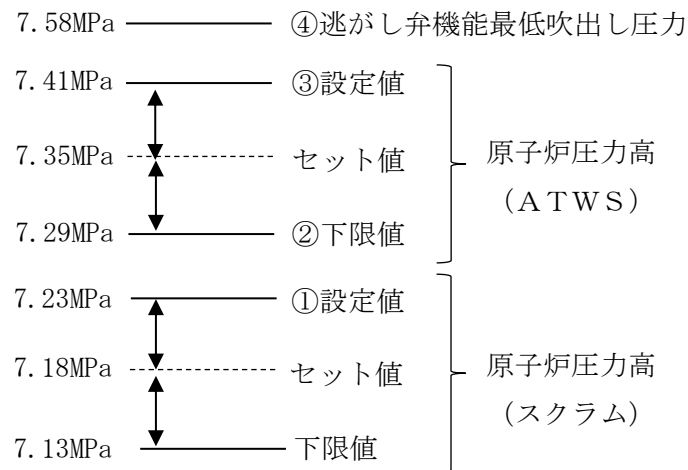


図1-2 原子炉圧力高 (スクラム) と原子炉圧力高 (A T W S) の相対関係

## 2. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の回路構成について

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の論理回路は、原子炉水位低（レベル1）、残留熱除去ポンプ運転又は低圧炉心スプレイポンプ運転の信号及び時間遅れを設けるタイマーにより構成される。作動回路の概略を図2-1「代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）作動回路の概略図」に示す。

### 2.1 残留熱除去ポンプ運転又は低圧炉心スプレイポンプ運転確立について

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）により主蒸気系逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され、その補給に残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系による注水が必要であることから、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ運転又は低圧炉心スプレイポンプが運転の場合に作動する設計とする。

残留熱除去ポンプ運転信号及び低圧炉心スプレイポンプ運転信号は、各ポンプの遮断器閉信号としている。

### 2.2 タイマーによる時間遅れについて

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、自動減圧系が不動作時に期待される機能であるため、不要な動作を回避する観点から、作動信号の発信に対してタイマーを設置している。

自動減圧系の安全機能と干渉しないように、自動減圧系の原子炉水位低（レベル1）後120秒で成立する減圧信号より遅く起動する必要がある。また、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）には、ATWS時又は設備誤作動時に発電用原子炉の運転を阻害しないように起動阻止スイッチ及びリセット回路を設置している。運転員による起動阻止スイッチ及びリセットの判断操作の時間的余裕を考慮し、設備作動までに10分の時間遅れを設ける。これにより、代替自動減圧機能論理回路タイマー設定値は10分とする。

なお、事象発生から10分後に代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による減圧で残留熱除去系（低圧注水モード）等により十分な炉心冷却が可能である。



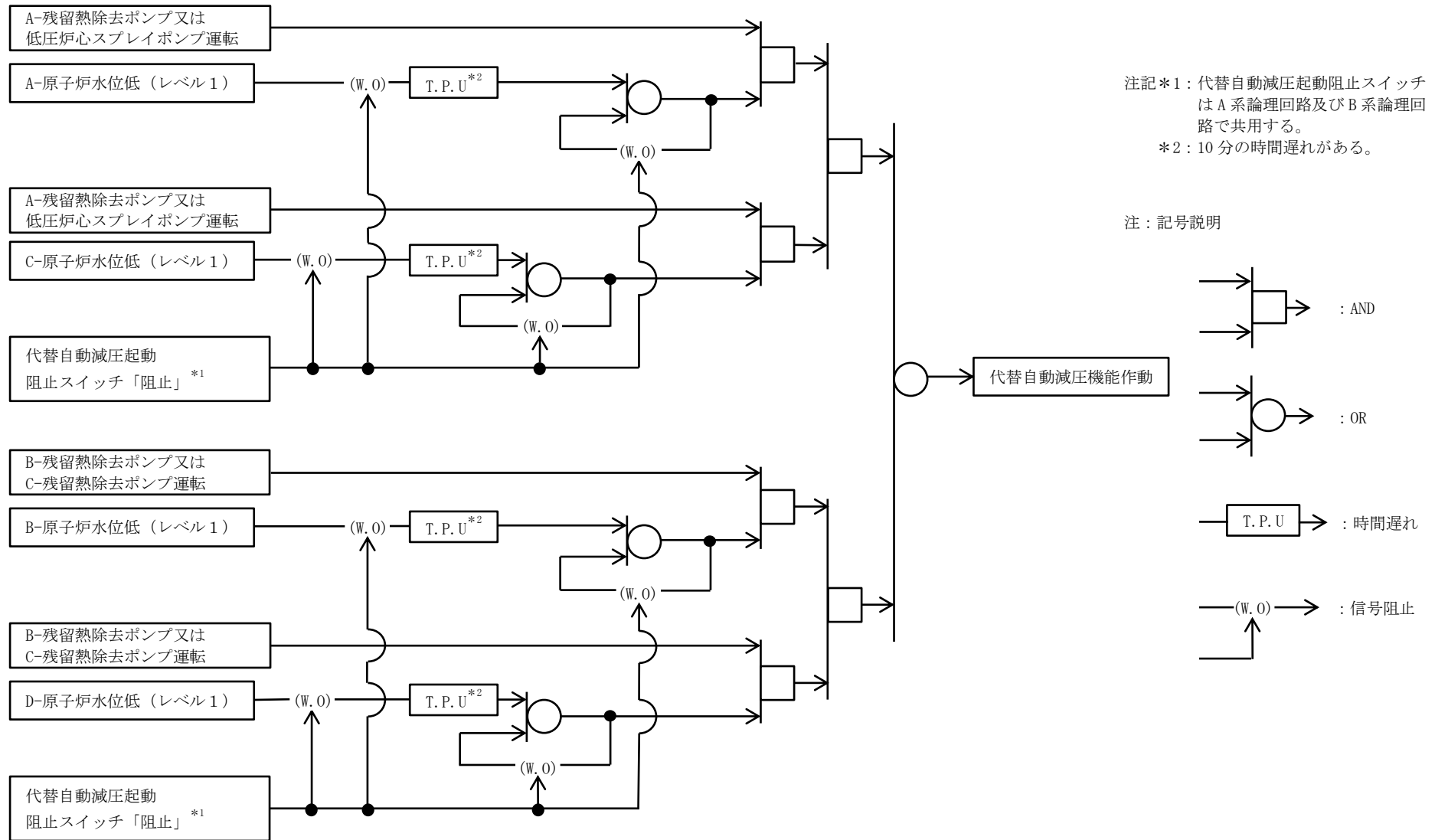


図2-1 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）作動回路の概略図

3. 計装誤差に含まれる余裕の考え方について

計装誤差に含まれる余裕（以下「余裕」という。）は図 3-1 に示すとおり，計装誤差と計器誤差の差分として表される。この余裕は計器誤差の値を切上げた際に発生する差分として

いる。  
 例として，原子炉水位低（レベル 2）の信号を挙げる。原子炉水位低（レベル 2）の計器誤差は 3.2cm である。原子炉水位（広帯域）を計測する計器の最大計器誤差に合わせ，保守的に計装誤差を 4.0cm とする。その際に 0.8cm の余裕が発生する。（表 3-1 参照。）

計器誤差より余裕分早い作動につながるため，安全性に影響はない。

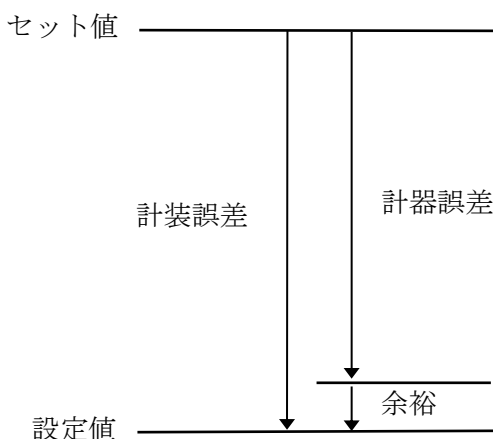


図 3-1 計装誤差の概念

表 3-1 計装誤差に含まれる余裕について

信号の種類	計装誤差	計器誤差	余裕
原子炉水位低 (レベル 2)	4.0cm	3.2cm	0.8cm
原子炉水位低 (レベル 1)	4.0cm	3.2cm	0.8cm
原子炉圧力高	0.0600MPa	0.0539MPa	0.0061MPa

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に係る補足説明資料

## 目 次

1. 安全保護系（原子炉保護系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応答時間について .....	1
1.1 概要 .....	1
1.2 安全保護系（原子炉保護系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応答時間について .....	2
1.3 安全保護系（原子炉保護系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応答時間の根拠について .....	6
1.4 安全保護系（原子炉保護系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応答時間の確認について .....	10
2. 原子炉再循環ポンプトリップ機能について .....	11
3. 選択制御棒挿入機能及び原子炉再循環ポンプトリップ機能のインターロックにおける設定について .....	15
3.1 選択制御棒挿入機能の設定について .....	15
3.2 原子炉再循環ポンプトリップ機能の設定について .....	15
4. 中央制御室外原子炉停止装置対象設備の考え方について .....	17
5. 「蒸気加減弁急速閉」信号について .....	18

## 1. 安全保護系（原子炉保護系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応答時間について

### 1.1 概要

安全保護系のうち原子炉保護系は、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、設計基準事故、運転中の発電用原子炉における重大事故に至るおそれがある事故あるいは運転中の発電用原子炉における重大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、異常を検知し発電用原子炉を自動的に停止させる。

また、安全保護系のうち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。

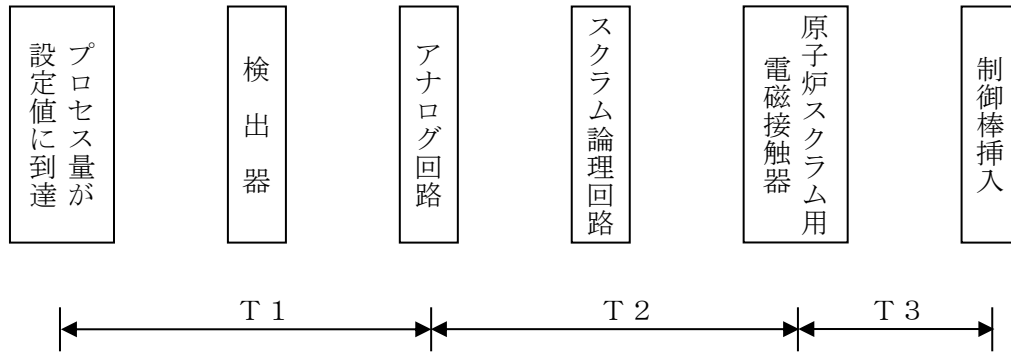
その他の工学的安全施設等の作動回路は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することのできない事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）及びA T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を作動させる。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を作動させる。

これらのうち、設置（変更）許可の安全評価の条件として使用している原子炉保護系の応答時間、工学的安全施設の起動信号（主蒸気隔離弁）の応答時間及びその他の工学的安全施設等としてA T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の応答時間について説明する。

1.2 安全保護系（原子炉保護系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応答時間について

(1) 原子炉保護系

原子炉保護系の原子炉非常停止信号の応答時間の内訳を以下に示す。



T 1 : プロセス量が設定値に達してから検出器が検知し、アナログ回路の信号がスクラム論理回路に発信されるまでの検出遅れ時間

T 2 : スクラム論理回路及び原子炉スクラム用電磁接触器での信号処理遅れ時間

T 3 : 原子炉スクラム用電磁接触器の動作から制御棒が全ストロークの 75%に至るまでの時間

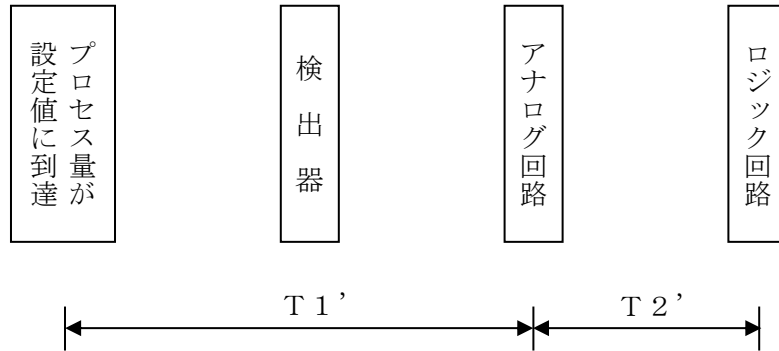
原子炉非常停止信号の応答時間

原子炉非常停止信号		応答時間 (秒)			
		T 1	T 2	合計 (T 1 + T 2) * <sup>1</sup>	T 3 * <sup>2</sup>
原子炉圧力高			0.55	1.62	2.17
原子炉水位低			1.05		2.67
中性子束高	出力領域計装		0.09		1.71
	中間領域計装		0.09		1.71
主蒸気隔離弁閉			0.06		1.68
主蒸気止め弁閉			0.06		1.68

注記\*1：設置許可添付書類十「運転時の異常な過渡変化の解析」における解析条件

\*2：原子炉スクラム用電磁接触器の動作から制御棒が全ストロークの75%に至るまでの時間

- (2) 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回路  
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回路の工学的安全施設等作動信号の応答時間の内訳を以下に示す。



$T1'$  : プロセス量が設定値に達してから検出器が検知し、アナログ回路の信号がロジック回路に発信されるまでの検出遅れ時間

$T2'$  : ロジック回路での信号処理遅れ時間



工学的安全施設等作動信号の応答時間

主蒸気隔離弁	応答時間 (秒)		
	T 1'	T 2'	合計 (T 1' + T 2') *
主蒸気管流量大			0.50
主蒸気管放射能高			0.50

注記\* : 設置許可添付書類十「事故解析」における解析条件

A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	応答時間 (秒)		
	T 1'	T 2' *	合計 (T 1' + T 2')
原子炉圧力高			0.70

注記\* : 設置許可添付書類十「重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価」における解析条件

1.3 安全保護系（原子炉保護系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応答時間の根拠について

(1) 原子炉非常停止信号

設置（変更）許可を受けた安全評価の条件として考慮している応答時間（原子炉非常停止信号の応答時間：T1 + T2）をプロセス量ごとに設備の実現可能な範囲で割り当てた時間である。プラントの安全性確保の観点からは、T1とT2の合計値が安全評価で考慮している応答時間以内であれば問題なく、それぞれの割り当て時間は、設備に対する要求値として設備の実力等を考慮して合理的な範囲で定めたものである。

原子炉非常停止信号	応答時間の根拠			
	T1	T2	T3	T1 + T2 + T3
原子炉圧力高			1.62 秒	2.17 秒
			原子炉スクラム用電磁接触器の動作から、制御棒が全ストロークの 75%に至るまでの時間が 1.62 秒以下に収まることを定期事業者検査等で確認している。	
原子炉水位低		同上	1.62 秒	2.67 秒

原子炉非常停止信号	応答時間の根拠			
	T 1	T 2	T 3	T 1 + T 2 + T 3
中性子束高 (出力領域計装) 中性子束高 (中間領域計装)			1.62 秒	1.71 秒
		原子炉圧力高に同じ		
主蒸気隔離弁閉 主蒸気止め弁閉			1.62 秒	1.68 秒
		同上		

(2) 工学的安全施設等作動信号

設置（変更）許可を受けた安全評価の条件として考慮している応答時間（工学的安全施設等作動信号の応答時間： $T1' + T2'$ ）をプロセス量ごとに設備の実現可能な範囲で割り当てた時間である。プラントの安全性確保の観点からは、 $T1'$ 、 $T2'$  の合計値が安全評価で考慮している応答時間以内であれば問題なく、それぞれの割り当て時間は、設備に対する要求として設備の実力等を考慮して合理的な範囲で定めたものである。

主蒸気隔離弁	応答時間の根拠		
	$T1'$	$T2'$	$T1' + T2'$
主蒸気管流量大			0.50 秒
主蒸気管放射能高			0.50 秒

A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	応答時間の根拠		
	T 1 '	T 2 '	T 1 ' + T 2 '
原子炉圧力高			0.70 秒

1.4 安全保護系（原子炉保護系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応答時間の確認について

設置（変更）許可を受けた安全評価の条件として使用している原子炉非常停止信号及び工学的安全施設作動信号の各応答時間の確認について説明する。

(1) 原子炉保護系の応答時間

原子炉非常停止信号の各応答時間（ $T_1 \sim T_3$ ）の確認について以下に示す。

$T_1$ ：プロセス量が設定値に達してから検出器が検知し、アナログ回路の信号がスクラム論理回路に発信されるまでの検出遅れ時間

検出器は工場試験等によりプロセス量を変化させ、出力が所定の値に達するまでの応答時間を計測している。また、アナログ回路部の継電器は工場試験等によりステップ状の模擬信号を加えた時点から動作するまでの応答時間を計測している。

$T_2$ ：スクラム論理回路及び原子炉スクラム用電磁接触器での信号処理遅れ時間  
アナログ回路部の原子炉スクラム原因接点動作から原子炉スクラム用電磁接触器が動作するまでの時間を計測している。

$T_3$ ：原子炉スクラム用電磁接触器の動作から制御棒が全ストロークの75%に至るまでの時間

原子炉スクラムテスト信号発信から制御棒が全ストロークの75%に至るまでの時間を計測可能である。この応答時間は、定期事業者検査「制御棒駆動水圧系機能検査」として毎サイクル実施し確認している。

(2) 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回路

$T_1'$ ：プロセス量が設定値に達してから検出器が検知し、アナログ回路の信号がロジック回路に発信されるまでの検出遅れ時間

検出器は工場試験等によりプロセス量を変化させ、出力が所定の値に達するまでの応答時間を計測している。また、アナログ回路部の継電器は工場試験等によりステップ状の模擬信号を加えた時点から継電器が動作するまでの応答時間を計測している。

$T_2'$ ：ロジック回路での信号処理遅れ時間

ロジック回路の各継電器は工場試験等によりステップ状の模擬信号を加えた時点から継電器が動作するまでの応答時間を計測している。

2. 原子炉再循環ポンプトリップ機能について

タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプトリップ機能，ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能），常用電源喪失時の原子炉再循環ポンプトリップ機能について，表2-1「原子炉再循環ポンプトリップ機能」に示す。

表2-1 原子炉再循環ポンプトリップ機能

	タービントリップ又は負荷遮断時の 原子炉再循環ポンプトリップ機能	ATWS緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	常用電源喪失時
目的	タービントリップ又は負荷遮断が生じた場合，原子炉再循環ポンプをトリップさせることにより炉心流量を急減させ，原子炉出力の上昇を緩和させる。 発電用原子炉がスクラムすることで最小限界出力比の低下は抑制されるが，原子炉再循環ポンプをトリップさせることにより，ボイドの減少を抑制し燃料の熱的な影響を緩和することが可能である。 なお，本機能は既設の機能である。	原子炉緊急停止失敗による原子炉出力上昇や高出力状態の継続を抑制することで原子炉圧力バウンダリの破損回避やサブプレッションプールへの蒸気放出量を低減させるため，原子炉再循環ポンプをトリップさせることで速やかな出力低下が可能である。 なお，本機能は既設の機能である。	原子炉再循環ポンプの回転数を変更するために流体継手つき原子炉再循環ポンプMGセットが設置されている。 なお，本機能は既設の機能である。
概要 (動作の流れ)	タービン主塞止弁閉又は蒸気加減弁急速閉時に原子炉再循環ポンプ2台を同時にトリップさせる。	運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合に，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）で原子炉再循環ポンプ2台を同時にトリップさせる。	常用電源喪失時には，流体継手つき原子炉再循環ポンプMGセットの慣性により原子炉再循環ポンプ速度が緩やかに低下する。
インターロック	図2-1「原子炉再循環ポンプトリップ回路（タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプトリップ機能）」参照	図2-2「原子炉再循環ポンプトリップ回路（ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）」参照	—（常用電源喪失によるものであり，インターロックにより作動するものではない。） 図2-3「原子炉再循環ポンプトリップ回路（常用電源喪失時）」参照
動作遮断器等	・原子炉再循環ポンプトリップ遮断器（RPT遮断器）・・・ 原子炉再循環ポンプ1台毎に2台設置（A1/A2，B1/B2） 単一故障で機能喪失しないように直列に設置されたRPT遮断器の両方へ遮断信号を送り，原子炉再循環ポンプをトリップさせる。	・原子炉再循環ポンプトリップ遮断器（RPT遮断器）・・・ 原子炉再循環ポンプ1台毎に2台設置（A1/A2，B1/B2） 単一故障で機能喪失しないように直列に設置されたRPT遮断器の両方へ遮断信号を送り，原子炉再循環ポンプをトリップさせる。	—

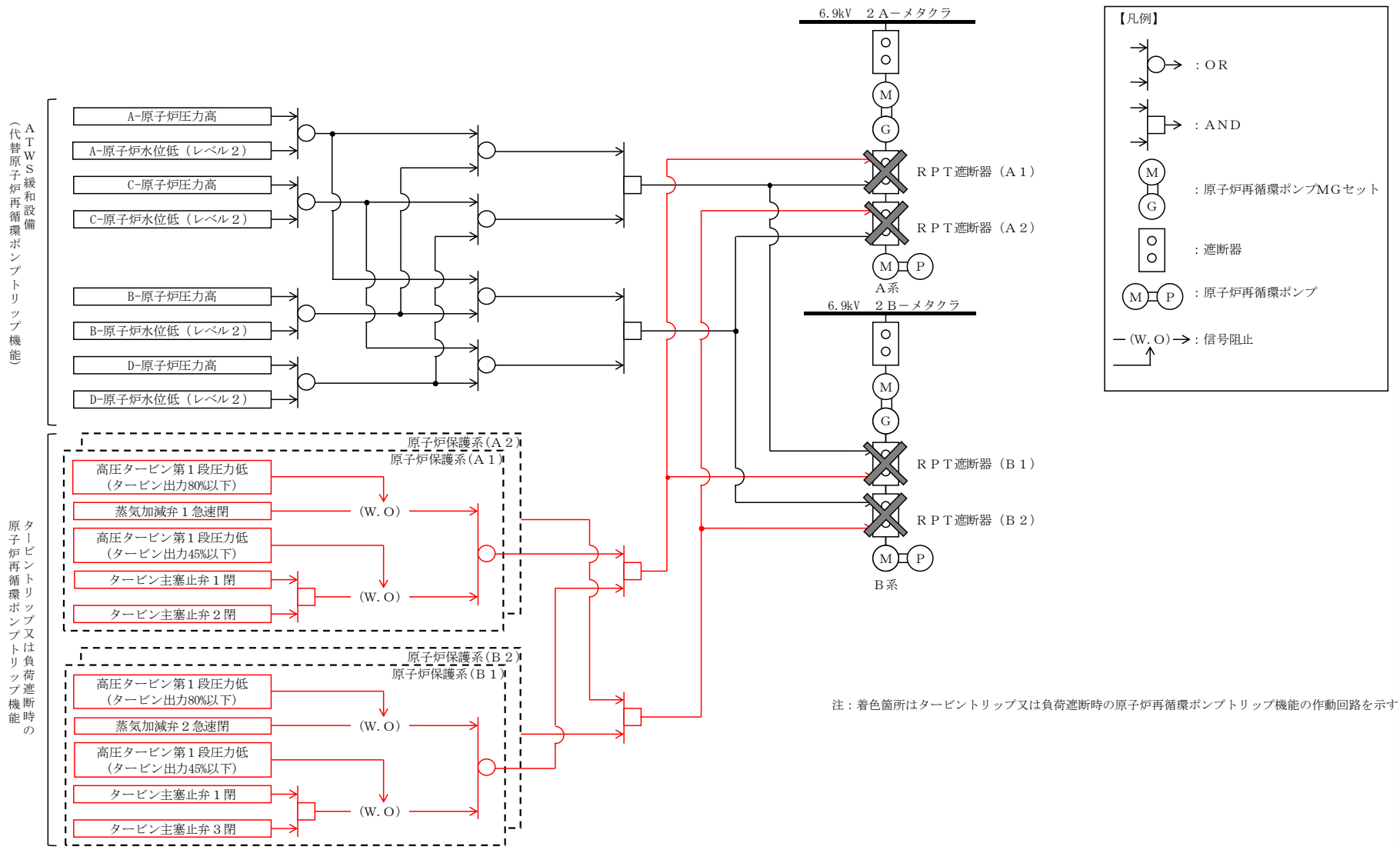


図 2-1 原子炉再循環ポンプトリップ回路 (タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプトリップ機能)



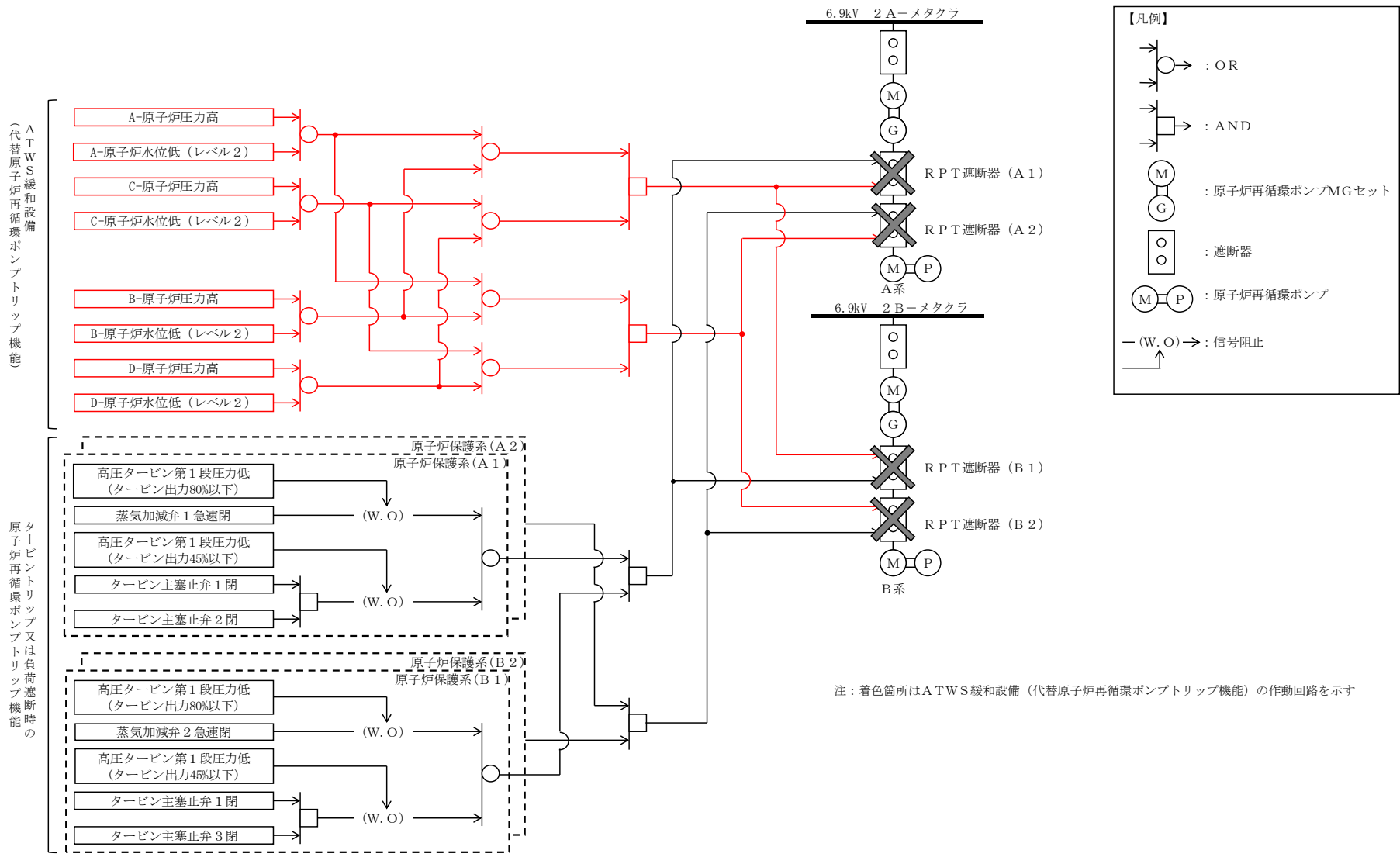


図 2-2 原子炉再循環ポンプトリップ回路 (ATWS緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能))

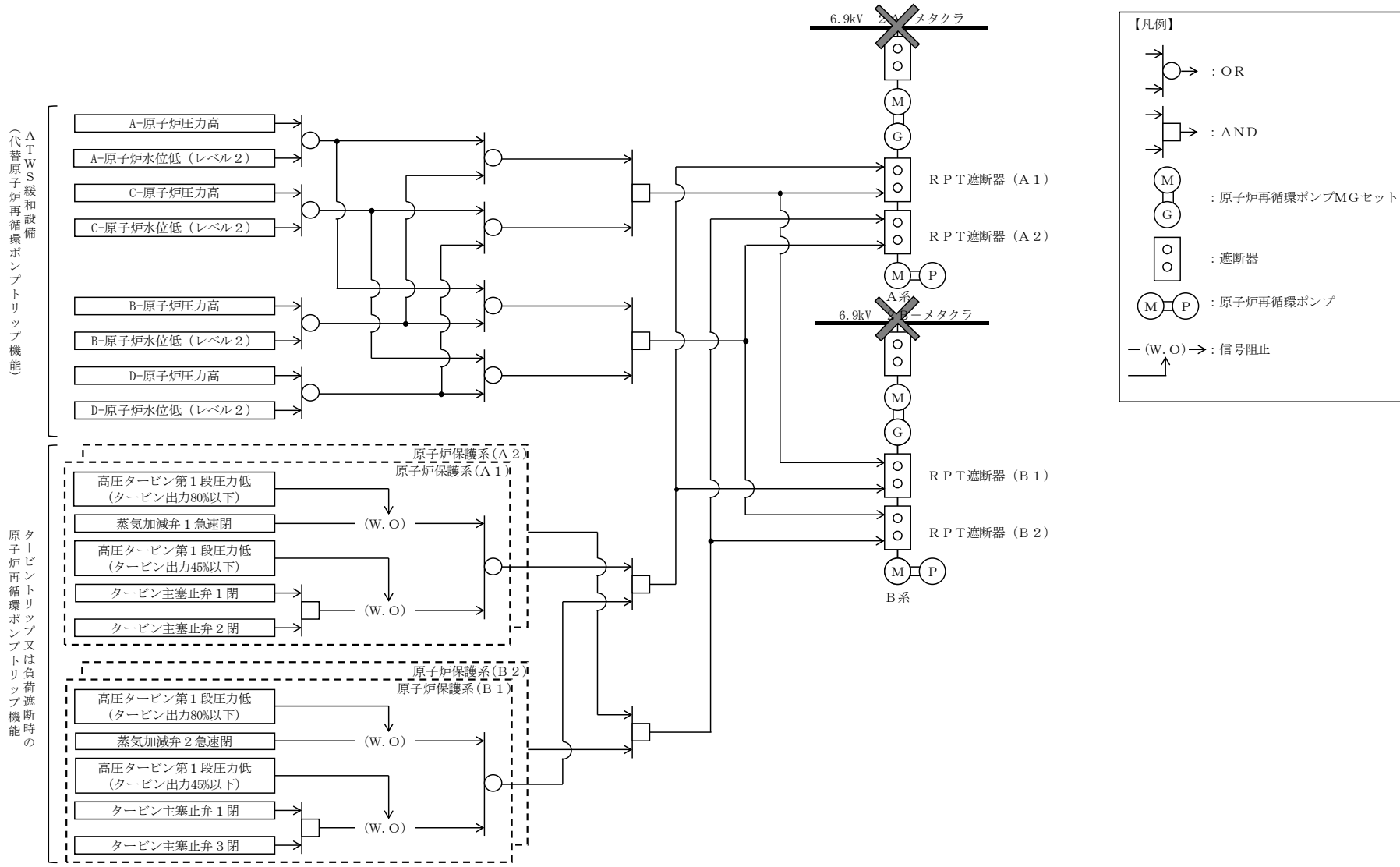


図 2-3 原子炉再循環ポンプトリップ回路 (常用電源喪失時)

### 3. 選択制御棒挿入機能及び原子炉再循環ポンプトリップ機能のインターロックにおける設定について

選択制御棒挿入機能及び原子炉再循環ポンプトリップ機能は、タービン出力に応じてバイパスされるインターロックとなっている。選択制御棒挿入機能は、負荷遮断がタービン出力45%以下で発生した場合にバイパスする。原子炉再循環ポンプトリップ機能は、タービントリップがタービン出力45%以下で発生、又は負荷遮断がタービン出力80%以下で発生した場合にバイパスする。

上記のタービン出力の設定について、「3.1 選択制御棒挿入機能の設定について」及び「3.2 原子炉再循環ポンプトリップ機能の設定について」にて説明する。

#### 3.1 選択制御棒挿入機能の設定について

選択制御棒挿入機能は、負荷遮断発生時に予め選択された制御棒を挿入することにより、原子炉出力を低下する機能である。以下にバイパス設定値の根拠を示す。

##### 3.1.1 タービン出力45%

負荷遮断発生時に、燃料の熱的健全性を十分維持し、かつ所内単独運転移行後の給水温度低下による出力上昇が生じて、熱流束高スクラムを回避して発電用原子炉の運転を継続するために予め選択した制御棒の挿入が必要とされない値として、タービン出力45%以下をバイパス設定値とする。

#### 3.2 原子炉再循環ポンプトリップ機能の設定について

原子炉再循環ポンプトリップ機能は、負荷遮断あるいはタービントリップ発生時に、タービン出力に応じて原子炉再循環ポンプを2台ともトリップすることにより、燃料の熱的影響を緩和する機能である。以下にバイパス設定値の根拠を示す。

##### 3.2.1 タービン出力45%

タービントリップ発生時に、原子炉再循環ポンプをトリップせずに、燃料の熱的健全性を十分維持できる値としてタービン出力45%以下をバイパス設定値とする。

##### 3.2.2 タービン出力80%

負荷遮断発生時のタービン出力及びタービンバイパス弁の作動状態によって原子炉スクラムの発生有無が異なるため、以下の2点を踏まえた値として、タービン出力80%以下をバイパス設定値とする。

- ① 負荷遮断発生時にタービンバイパス弁が作動する場合には、蒸気加減弁急速閉信号によるスクラムをバイパスするため、原子炉再循環ポンプトリップによる原子炉出力低下により中性子束高スクラムの回避が可能であること。

- ② 負荷遮断発生時にタービンバイパス弁が作動しない場合には蒸気加減弁急速閉信号によりスクラムするため、スクラムと合わせて燃料の熱的健全性を確保できること。

4. 中央制御室外原子炉停止装置対象設備の考え方について

中央制御室外原子炉停止盤により操作及び監視が可能な機器を表4-1「中央制御室外原子炉停止装置系統一覧表」及び表4-2「中央制御室外原子炉停止装置計装一覧表」に示す。

中央制御室外原子炉停止盤より操作する系統の区分は、発電用原子炉が高圧時に使用可能な原子炉隔離時冷却系の分離区分に合わせ、区分Ⅱとする。

なお、スクラム操作は中央制御室で実施し、スクラム後の高温停止状態から低温停止状態までの操作を中央制御室外原子炉停止盤室で実施する手順とする。また、中央制御室でのスクラム操作が不可能な場合は、現場にある原子炉保護系の電源を遮断することにより原子炉をスクラムさせる。

表4-1 中央制御室外原子炉停止装置系統一覧表

系統	系統数*	操作場所	機能
原子炉隔離時冷却系 主蒸気系 逃がし安全弁 残留熱除去系	1 3弁 1	中央制御室外原子炉停止盤室	発電用原子炉をスクラム後の高温停止状態からその後の低温停止状態に導く
原子炉補機冷却系	一部	中央制御室外原子炉停止盤室	補機冷却
非常用ディーゼル発電機系	1	中央制御室外原子炉停止盤室	外部電源喪失時の非常用電源確保

注記\*：区分Ⅱ

表4-2 中央制御室外原子炉停止装置計装一覧表

計装*1	指示場所	機能
原子炉圧力指示計	中央制御室外原子炉停止盤室	発電用原子炉をスクラム後の高温停止状態から、その後の低温停止状態に導く場合の主要変数の監視
原子炉水位指示計		
サプレッションプール水位指示計		
サプレッションプール水温指示計		
ドライウェル圧力指示計		
ドライウェル温度指示計		
R C I C *2 流量指示調節計		
R C I C *2 駆動蒸気タービン速度指示計		
R H R *3 流量指示計		
R H R *3 熱交換器入口温度指示計		
6.9kV 母線 2 D 電圧計		
非常用ディーゼル発電機電圧計		

注記\*1：区分Ⅱ

\*2：原子炉隔離時冷却系

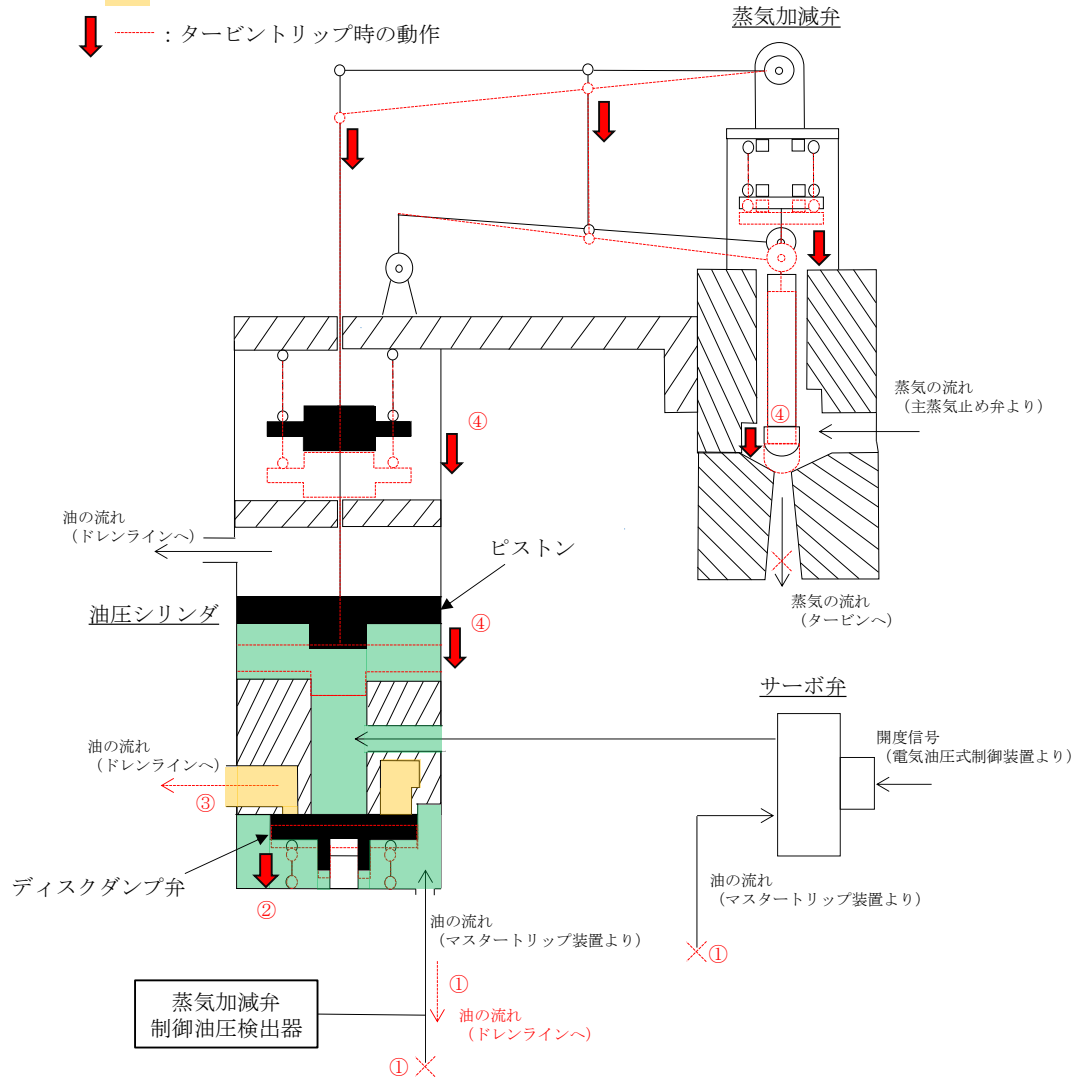
\*3：残留熱除去系

5. 「蒸気加減弁急速閉」信号について

「蒸気加減弁急速閉」信号を発信する際の蒸気加減弁の動作概要を図5-1に示す。

凡例

- : 通常時油が供給されている範囲
- : タービントリップ時に油が流れる範囲
- : タービントリップ時の動作



(タービントリップ時の各部の詳細動作)

①マスタートリップ装置からの油の供給が遮断されディスクダンプ弁下部の油がドレンラインへ流れることで、ディスクダンプ弁下部油圧が低下する。

②ディスクダンプ弁下部油圧が低下することで、油圧シリンダ内のピストンにつながったパネの力により加圧された油がディスクダンプ弁を下方に動かす。

③ディスクダンプ弁が下方に動くことで、ピストン下部の油が急速に排出される。

④ピストン下部の油が急速に排出されることで、油圧シリンダ内のピストンがパネの力で下方に動き蒸気加減弁が急速に閉止する。

図5-1 蒸気加減弁の動作概要

通常時において、蒸気加減弁はマスタートリップ装置（タービントリップ信号を受けタービンに流入する蒸気を早急に遮断しタービンを停止するための装置）から供給される油（約11MPa）をサーボ弁で圧力調整することにより開度調整される。

タービントリップ時には、マスタートリップ装置からの油の供給が遮断され油圧シリンダ内の油が排出されることにより蒸気加減弁は急速に閉止する。その際に、蒸気加減弁制御油圧検出器で検出している蒸気加減弁のディスクダンプ弁下部油圧が設定値(4.12MPa)

を下回ることによって「蒸気加減弁急速閉」信号が発信される。

なお、この時タービン出力 45%以下の場合、タービンバイパス弁が不作動であっても燃料の熱的健全性を維持可能であるため原子炉非常停止信号を発信させない設計とし、タービン出力 45%を超えて蒸気加減弁急速閉の信号発生後 0.2 秒以内にタービンバイパス弁全 6 弁のうち 3 弁が 20%開度に達した場合は、所内単独運転に移行可能なため原子炉非常停止信号を発信させない設計とする。

中央制御室の機能に関する説明書に係る補足説明資料

設計基準事故時の中央制御室の機能



# 設計基準事故時の中央制御室の機能

## 目 次

1. 環境条件	1
1.1 現場操作が必要となる操作の抽出	1
1.2 環境条件の抽出	1
1.3 環境条件下における操作の容易性	5
2. 誤操作防止対策	13
2.1 中央制御室の誤操作防止対策	13
2.2 中央制御室以外の誤操作防止対策	20
2.3 その他の誤操作防止対策	24
3. 中央制御室から外の状況を把握する設備	27
3.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要	27
3.2 監視カメラについて	29
3.3 監視カメラ映像サンプル	34
3.4 監視カメラにより把握可能な自然現象等	40
3.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ	41
4. 酸素濃度及び二酸化炭素濃度計について	42
4.1 酸素濃度及び二酸化炭素濃度計の設備概要	42
4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の管理	43

## 1. 環境条件

### 1.1 現場操作が必要となる操作の抽出

安全施設のうち、中央制御室（「1，2号機共用」（以下同じ。））での操作のみならず、中央制御室以外の設計基準対象施設の現場操作を抽出し、現場操作場所を特定する。

具体的には、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故（以下「設計基準事故等」という。）時に必要な操作（事象発生から冷温停止まで）のうち、事象の拡大防止、あるいは、事象を収束させるために必要な操作を抽出する。また、新規制基準適合性に係る審査において必要な現場操作についても、安全施設が安全機能を損なわないために必要な操作を抽出する。

抽出結果は以下のとおり。

- ・中央制御室における操作
- ・火災防護対策における現場操作
- ・溢水防護対策における現場操作
- ・全交流動力電源喪失時における現場操作
- ・中央制御室外原子炉停止装置における操作

### 1.2 環境条件の抽出

前節で抽出した現場操作が必要となる起因事象及び起因事象と同時にもたらされる環境条件について、抽出する。

現場操作が必要となる起因事象として、地震、津波、設置許可基準規則第六条に示す設計基準事象、内部火災、内部溢水、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故等を想定する。

これらの起因事象と同時にもたらされる環境条件について、中央制御室における環境条件を表1-1に、中央制御室以外の場所における環境条件を表1-2に示す。

表 1-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応(1/2)

起因事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での操作性（操作の容易性）を確保するための設計方針
内部火災 (地震起因含む)	火災による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室にて火災が発生しても速やかに消火できるよう、「運転員が火災状況を確認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規程類で定めることとし、中央制御室の機能を維持する。
内部溢水 (地震起因含む)	溢水による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室には溢水源がない設計とする。火災が発生したとしても、「運転員が火災状況を確認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規程類に定めることとし、消火水による溢水の影響がない設計とする。蒸気配管破断が発生した場合も、漏えいした蒸気の影響がない設計とする。
地震	余震	地震発生時の対応として「運転員は地震が発生した場合、制御盤から離れて操作器への誤接触を防止するとともに、制御盤の手摺にて身体の安全確保に努める」ことを社内規程類に定める。
竜巻・風（台風）	外部電源喪失（全交流動力電源喪失含む）	外部電源喪失時においても、中央制御室の照明は、非常用ディーゼル発電設備から給電され*、蓄電池からの給電により点灯する直流非常灯も備え、機能が喪失しない設計とする。
積雪		地震：設計基準地震動に対して、耐震Sクラス設計とする。 竜巻：設計基準の竜巻風速による複合荷重（風圧力による荷重、気圧差による荷重、飛来物による衝撃荷重）に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。
落雷		風（台風）：設計基準の風速による風圧に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。
外部火災 (森林火災)		積雪：設計基準の積雪による堆積荷重に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。 落雷：設計基準の雷撃電流値に対して、避雷針や保安器等による防護で健全性を確保する。
火山		森林火災：防火帯の内側に設置することにより延焼を防止し、熱影響に対して健全性を確保する。また、ばい煙に対してもフィルタにより健全性を確保する。
		火山：設計基準の火山灰の堆積荷重に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。また、給気系はフィルタ交換等により閉塞せず健全性を確保する。
外部火災 (森林火災)	ばい煙や有毒ガスの発生による中央制御室内環境への影響	中央制御室空調換気系について、給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し、系統隔離運転を行うことで外気を遮断することから、中央制御室内環境への影響はない。
火山	降下火砕物による中央制御室内環境への影響	

表 1-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応(2/2)

起因事象	同時にもたらされる中央制御室の環境条件	中央制御室での操作性（操作の容易性）を確保するための設計方針
凍結	凍結による中央制御室内環境への影響	中央制御室空調換気系により環境温度が維持されるため、中央制御室内環境への影響はない。
降水	影響なし	—
地滑り・土石流	影響なし	—
生物学的事象	影響なし	—
有毒ガス	影響なし	—
船舶の衝突	影響なし	—
電磁的障害	影響なし	—
津波	影響なし	—

注記\*：非常用ディーゼル発電設備は各自然現象に対して健全性が確保される設計とする。

表 1-2 中央制御室以外に同時にもたらされる環境条件への対応

起因事象	同時にもたらされる中央制御室以外の環境条件	中央制御室以外での操作性（操作の容易性）を確保するための設計方針
内部火災 (地震起因含む)	火災による現場設備の機能喪失	現場操作が必要となる状況において、内部火災の影響はない。当該区画へのアクセスルートは複数あることから問題ない。
内部溢水 (地震起因含む)	溢水による現場設備の機能喪失	現場操作が必要となる状況において、内部溢水の影響はない。当該区画へのアクセスルートは複数あることから問題ない。
地震	余震	地震発生時の対応として「運転員は地震が発生した場合、操作を中止し安全確保に努める」ことを社内規程類に定める。
竜巻・風（台風）	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	外部電源喪失時においても、現場の照明は、非常用ディーゼル発電設備から給電され*、機能が喪失しない設計とする。
積雪		
落雷		
外部火災 (森林火災)		
火山		
外部火災 (森林火災)	ばい煙や燃焼ガスの発生による建物内環境への影響	外気取入運転を行っている換気空調設備は、外気取入口にフィルタを設置しているため、ばい煙や降下火砕物による建物内環境への影響はない。また、空調ファンを停止し、外気取り入れを遮断することから建物内環境への影響はない。
火山	降下火砕物による建物内環境への影響	
凍結	凍結による建物内環境への影響	換気空調設備により環境温度が維持されるため、建物内環境への影響はない。
降水	影響なし	—
地滑り・土石流	影響なし	—
生物学的事象	影響なし	—
有毒ガス	影響なし	—
船舶の衝突	影響なし	—
電磁的障害	影響なし	—
津波	影響なし	—

注記\*：各自然現象に対する非常用ディーゼル発電設備の健全性確保状況については、

表 1-1 と同様

### 1.3 環境条件下における操作の容易性

#### (1) 中央制御室における操作の容易性（環境条件に対する考慮）

##### a. 中央制御室の通常時の環境

中央制御室は、運転員の居住性、監視操作性等に鑑み、以下を考慮した設計とする。

##### (a) 温湿度

中央制御室換気系により、運転操作に適した室温（21～26℃）、湿度（相対湿度 50%程度）に調整可能な設計とする。

##### (b) 照度

中央制御室の照明設備については、運転監視業務に加え、机上業務も考慮してベンチ盤操作部エリアは通常 700 ルクス\*を確保可能な設計とする。

注記\*：日本産業規格（J I S Z 9 1 1 0：500 ルクス（制御室などの計器盤及び制御盤などの監視））を下回らない値として設定

なお、不快なグレア（ディスプレイに照明が映り込むことによる見えづらさ）の軽減及び視認性を高めるため非常用照明については、照明器具にルーバ等が付属して一体となっており、耐震性を有した照明設備とすることで地震時における照明設備の落下を防止している。

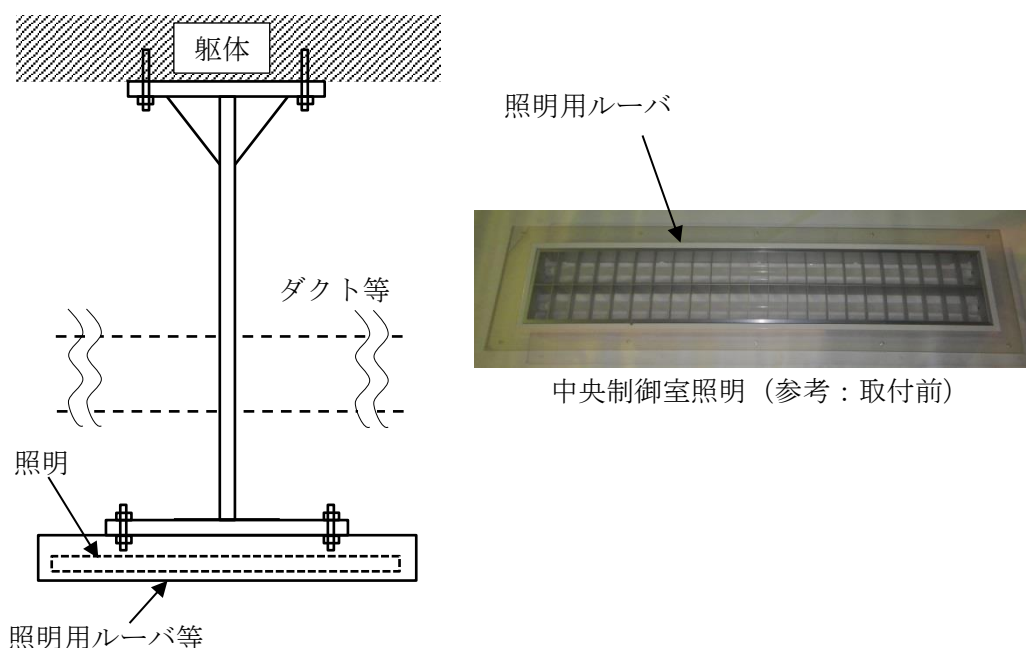


図 1-1 中央制御室照明の落下防止措置

##### (c) 騒音

運転員間のコミュニケーションが適切に行えるような騒音レベルを維持できる設計（60dB(A)以下の設計\*）とする。

注記\*：室内の定常的騒音に対する推奨許容値として、発電所の制御室は 56～66dB(A)（出典：空気調和・衛生工学便覧）

b. 中央制御室の環境に影響を与える可能性のある事象に対する考慮

中央制御室における環境条件に対し、以下のとおり設計する。

(a) 火災による中央制御室内設備の機能喪失

中央制御室に粉末消火器又は二酸化炭素消火器を設置するとともに、常駐する運転員によって火災感知器による早期の火災感知を可能とし、火災が発生した場合の運転員の対応を社内規程類に定め、運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

中央制御室における消火器及び手摺の設置状況を図1-2に示す。

(b) 地震

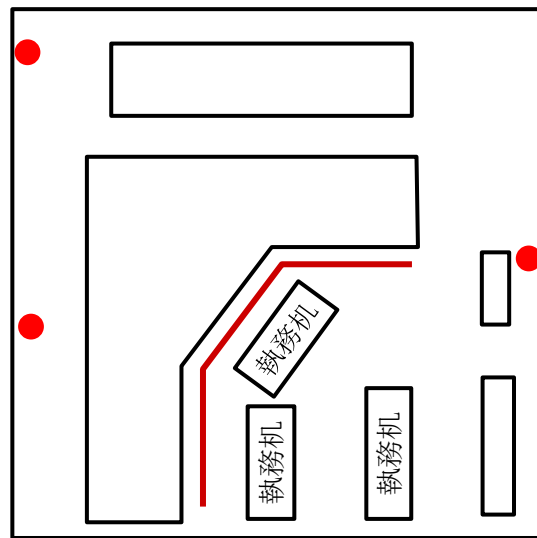
中央制御室及び制御盤は、耐震性を有する制御室建物に設置し、基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とする。また、制御盤は床等に固定することにより、地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。さらに、中央監視操作盤に手摺を設置するとともに天井照明設備は耐震性を有した設備とすることにより、地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触を防止できる設計とする。なお、その他制御盤については、運転員は地震が発生した場合、操作を中止し制御盤から離れることにより、誤接触を防止する。



手摺設置状況



消火器設置状況



— : 手摺  
● : 消火器

図1-2 中央制御室における消火器及び手摺の設置状況

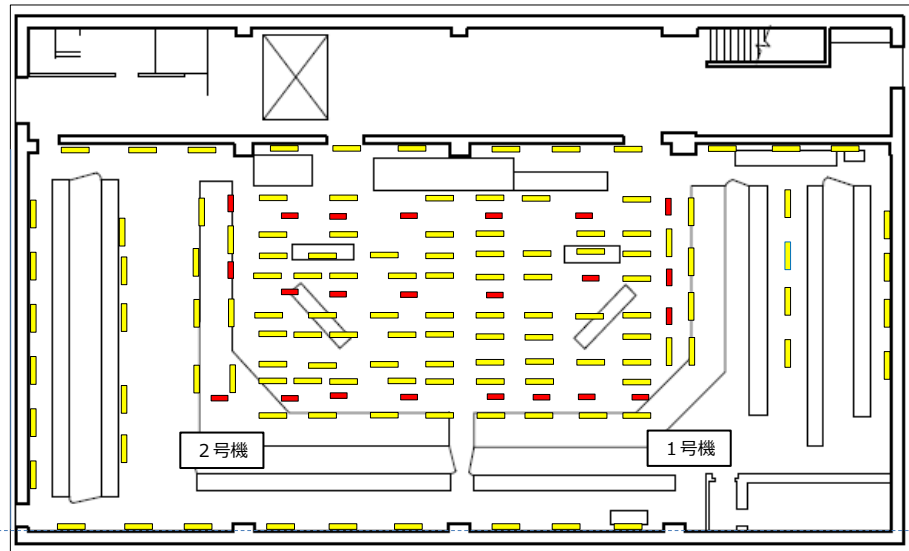
(c) 外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失

中央制御室における運転操作に必要な照明は、地震、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には、非常用ディーゼル発電設備が起動することにより、操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作ができる設計とする。

中央制御室の照明設備については、非常用照明とし、外部電源が喪失しても照明（ベンチ盤操作部エリア：700ルクス）を確保する設計とする。

なお、シミュレータ訓練において、直流非常灯のみの状態で運転操作が可能なことを確認している。

中央制御室の照明配置概要図を図1-3に、中央制御室照明のイメージを図1-4に示す。



- |   |   |   |
|---|---|---|
| <p>(凡例)</p> <p>— : 2号機非常用照明</p> <p>— : 2号機直流非常灯</p> | <p>照明の仕様 (設計値)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用照明<br/>ベンチ盤操作部エリア：700ルクス*1</li> <li>鉛直にある計器面：300ルクス*2</li> <li>・直流非常灯<br/>ベンチ盤操作部エリア：50ルクス</li> </ul> | <p>注記*1：J I S Z 9 1 1 0 (2010)<br/>制御室などの計器盤及び制御盤などの<br/>監視：500ルクスを下回らない値</p> <p>*2：J E A G 4 6 2 4 -2009<br/>制御盤面：300ルクス</p> |
|---|---|---|

図1-3 中央制御室の照明配置概要図



非常用照明点灯時



直流非常灯点灯時

(通常時及び外部電源喪失時)

図1-4 中央制御室照明のイメージ (シミュレータの点灯例)



(d) ばい煙や有毒ガスの発生による中央制御室内環境への影響

外部火災により発生するばい煙や有毒ガス並びに降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気悪化に対しては、中央制御室空調換気系の給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し、系統隔離運転を行うことで外気を遮断することから、運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

- ・中央制御室空調換気系について、通常時は、中央制御室外気処理装置、中央制御室給気隔離弁、中央制御室空気調和装置、中央制御室送風機、中央制御室排風機及び中央制御室排気隔離弁により中央制御室の換気を行う。外気及び再循環空気は、中央制御室空気調和装置を介して中央制御室送風機により中央制御室に供給し、中央制御室排風機により建物外に直接排気する設計とする。

中央制御室空調換気系の概要図（通常運転時）を図1-5に示す。

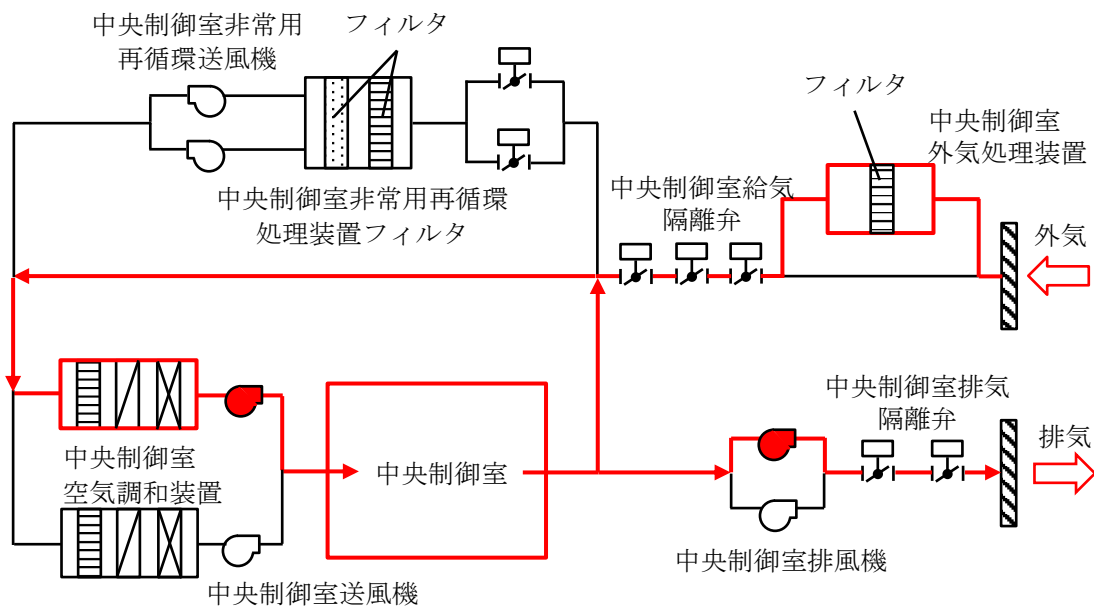


図1-5 中央制御室空調換気系の概要図（通常運転時）

- ・事故時は、中央制御室給気隔離弁及び中央制御室排気隔離弁を閉操作することで、外気から隔離し、室内空気を中央制御室空気調和装置に通して再循環する設計とする。この時、再循環空気の一部を中央制御室非常用再循環処理装置フィルタにより浄化することで、運転員を放射線被ばくから防護する設計とする。外気取り入れ時には、中央制御室給気隔離弁を開操作することで、外気を浄化して中央制御室内に取り入れることが可能な設計とする。

中央制御室空調換気系の概要図（系統隔離運転時）を図1-6に示す。

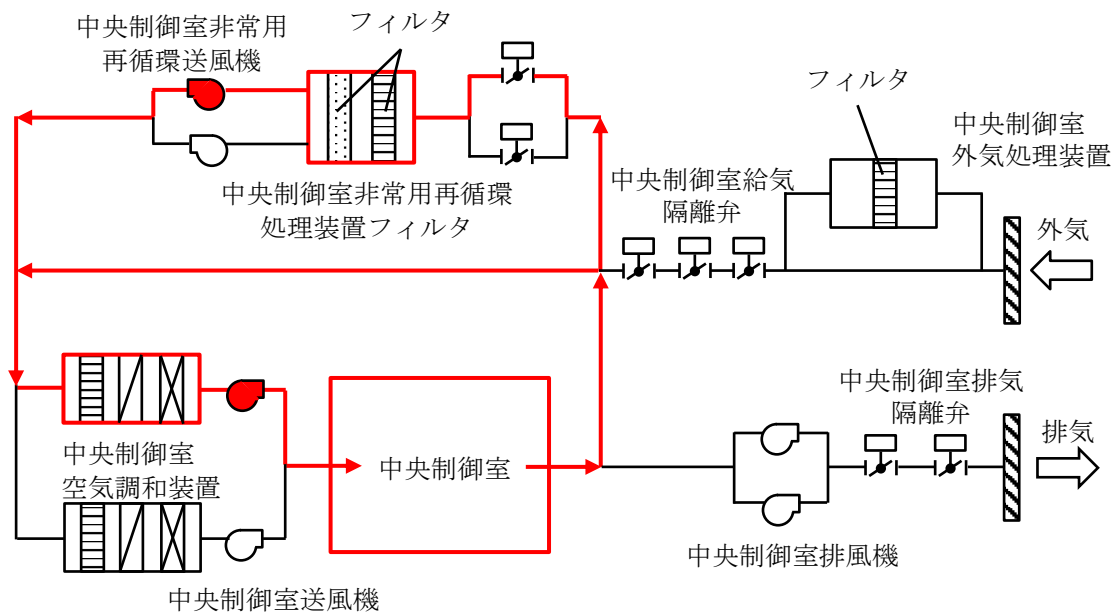


図 1-6 中央制御室空調換気系の概要図（系統隔離運転時）

- ・外部火災によるばい煙や有毒ガス，降下火砕物に対しては，手動で中央制御室給気隔離弁及び中央制御室排気隔離弁を閉操作し，系統隔離運転へ切り替えることで外気を遮断する設計とする。

中央制御室空調換気系仕様

中央制御室外気処理装置	基数：1 基
中央制御室送風機	台数：2 台 容量：120000m <sup>3</sup> /h/台
中央制御室排風機	台数：2 台 容量：21000m <sup>3</sup> /h/台
中央制御室空気調和装置	基数：2 基
中央制御室非常用再循環送風機	台数：2 台 容量：32000m <sup>3</sup> /h/台
中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ	基数：1 基
よう素除去効率	95%以上（相対湿度 70%以下，温度 30℃以下）
粒子除去効率	99.9%以上（0.5 μm 粒子）

(e) 内部溢水による中央制御室内環境への影響

中央制御室には，溢水源となる機器を設けない設計とする。また，火災が発生したとしても，運転員が火災状況を確認し，粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行うことで，消火水の放水による溢水により運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(f) 凍結による中央制御室内環境への影響

中央制御室空調換気系により環境温度が維持されることで，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(2) 中央制御室以外における操作の容易性（環境条件に対する考慮）

a. 設計基準事象において求められる現場操作

(a) 内部火災対策による現場操作

内部火災により原子炉保護系の論理回路が励磁状態を維持した状態において、原子炉スクラムを実施させる必要がある場合には、現場での電源切操作が必要となる。

(b) 溢水防護対策における現場操作

溢水等の要因により、燃料プール冷却系、燃料プール補給水系が機能喪失した場合、残留熱除去系により燃料プールの冷却・給水機能を維持する必要があるため、その際に現場での手動弁の開操作が必要となる。

現場操作が必要な手動弁について表 1-3 に、残留熱除去系による燃料プール冷却時の系統を図 1-7 に示す。

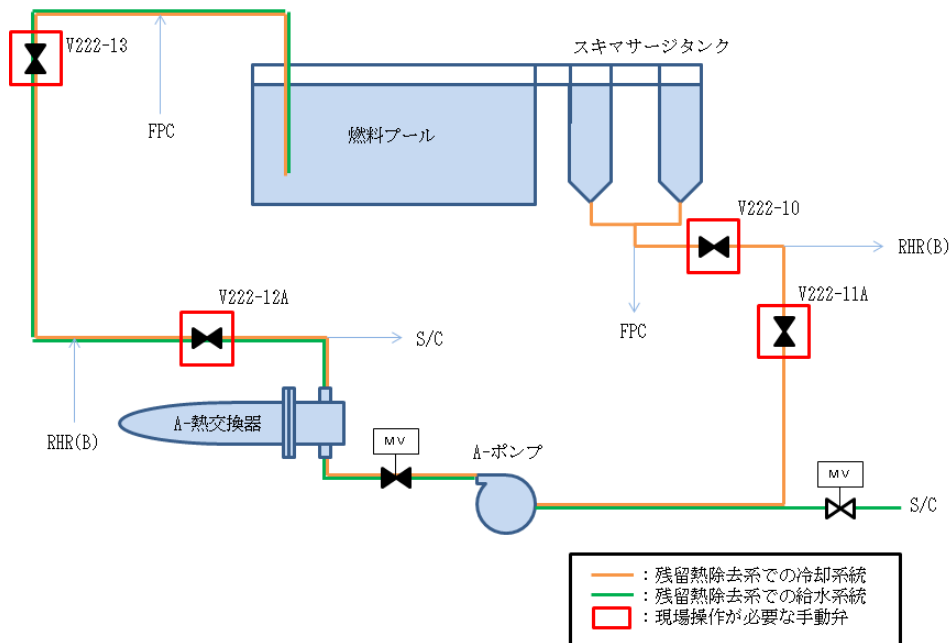


図 1-7 残留熱除去系による燃料プール冷却時の系統

表 1-3 現場操作が必要な手動弁

操作	使用する系統	操作対象機器		設置区画
		機器番号	機器名称	
燃料プール冷却	残留熱除去系(A)	V222-10	RHR・FPC系入口第1止め弁	R-M2F-03N R-M2F-04N R-M2F-05N
		V222-11A	A-FPC系入口第2止め弁	R-B2F-02N
		V222-12A	A-RHR・FPC系戻り第1止め弁	R-2F-10N
		V222-13	RHR・FPC系戻り第2止め弁	R-2F-10N
	残留熱除去系(B)	V222-10	RHR・FPC系入口第1止め弁	R-M2F-03N R-M2F-04N R-M2F-05N
		V222-11B	B-FPC系入口第2止め弁	R-B2F-15N
		V222-12B	B-RHR・FPC系戻り第1止め弁	R-2F-10N
		V222-13	RHR・FPC系戻り第2止め弁	R-2F-10N
燃料プール給水	残留熱除去系(A)	V222-12A	A-RHR・FPC系戻り第1止め弁	R-2F-10N
		V222-13	RHR・FPC系戻り第2止め弁	R-2F-10N
	残留熱除去系(B)	V222-12B	B-RHR・FPC系戻り第1止め弁	R-2F-10N
		V222-13	RHR・FPC系戻り第2止め弁	R-2F-10N

また、上記以外において、想定破損発生時の現場での隔離操作も必要となる。

(c) 全交流動力電源喪失時における現場操作

全交流動力電源喪失時に、非常用ディーゼル発電設備からの給電又は外部電源復旧が不可能な場合は、以下の現場操作を実施する。

- ①非常用ディーゼル発電設備の起動失敗確認。
- ②全交流動力電源喪失時のA-計装用電気室（廃棄物処理建物1階）における負荷切り離し操作。

(d) 中央制御室外原子炉停止装置における操作

中央制御室内での操作が火災等の何らかの要因により困難な場合、中央制御室外原子炉停止盤室において、原子炉スクラム後の高温停止状態から低温停止状態に移行させる操作が必要となる。

なお、中央制御室から避難する必要がある場合、中央制御室を出る前に原子炉スクラム操作を実施するが、スクラム操作が不可能な場合は、中央制御室外において原子炉保護系の電源を遮断すること等により行うことができる設計とする。

b. 中央制御室以外の環境に影響を与える可能性のある事象に対する考慮

(a) 内部火災対策における現場操作

火災による原子炉保護系論理回路の励磁状態維持を想定するため、想定火災としては原子炉制御盤及び原子炉保護継電器盤を発火箇所とする。

それに対し、操作場所である A、B-計装用電気室は、発火箇所である中央制御室と位置的に分散され、アクセス性を確保し、操作可能な設計とする。

現場において操作を行う盤に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板と使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。また、電源切操作を行う原子炉保護系 MG 盤は、当該盤で電源切状態を確認できることにより、操作が実施されたことの確認は現場にて容易に可能な設計とする。

(b) 溢水防護対策における現場操作

溢水事象発生後の環境条件（没水、被水、温度（蒸気）、線量、薬品、照明、感電、漂流物）の観点から評価し、アクセス性を確保し、操作可能な設計とする。

現場弁等を操作する際に使用する工具については、各種弁の仕様や構造に応じた適正な工具を中央制御室近傍及び管理区域内に配備し、現場弁の操作が容易に実施可能とする。

(c) 全交流動力電源喪失時における現場操作

全交流動力電源喪失時から重大事故等時に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間においても操作できるように、非常用系の蓄電池から受電する直流非常灯もしくは蓄電池内蔵型照明を設置しており、更に現場作業を行う運転員はヘッドライトまたは懐中電灯を持って移動することで、アクセス性を確保し、操作可能な設計とする。

全交流動力電源喪失時に負荷切り離し操作を実施する際は、当該配線用遮断器で電源切状態を確認できることにより、操作が実施されたことの確認は現場にて容易に可能な設計とする。

(d) 中央制御室外原子炉停止装置における操作

中央制御室が火災等の何らかの要因で被害を受けた場合、中央制御室外原子炉停止盤室は中央制御室とは位置的に分散され、アクセス性を確保し、操作可能な設計とする。

中央制御室外原子炉停止盤室の制御盤は、発電用原子炉を安全に停止させるために必要な系統のポンプや弁の操作器、監視計器等から構成しており、使用する手順書を確認しながら操作を行うことで、誤操作を防止する。系統ごとに関連する監視計器、状態表示を極力近接配置することにより、操作が実施されたことの確認も容易な設計とする。

## 2. 誤操作防止対策

### 2.1 中央制御室の誤操作防止対策

発電用原子炉の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応操作に必要な各種指示の確認並びに発電用原子炉を安全に停止するために必要な安全保護回路及び工学的安全施設関係の操作盤は、中央制御室から操作が可能な設計とする。

また、中央制御室の制御盤は、盤面機器（操作器、指示計、警報表示、記録計、表示装置）を系統ごとにグループ化して配置し、操作方法に統一性を持たせ、中央監視操作盤により運転員同士の情報共有及びプラント設備全体の情報把握を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに、容易に操作ができる設計とする。

#### (1) 視認性

##### a. 中央制御室の制御盤の配置

中央制御室の制御盤は、中央監視操作盤及びその他制御盤から構成されており、プラントの起動、停止及び通常運転時の監視・操作が必要なものに加え、監視・操作頻度が高いもの、また、プラントの異常時にプラントを安全に保つために必要なものについては、中央監視操作盤に配置する。中央監視操作盤は、左側から安全、原子炉系、タービン・所内電源系の順で配置し、それぞれの盤面器具を集約して配列する。上記以外で中央制御室に配置することで運転上のメリットが高いものについては、その他制御盤に配置する。

中央制御室の制御盤配置を図 2-1 に示す。

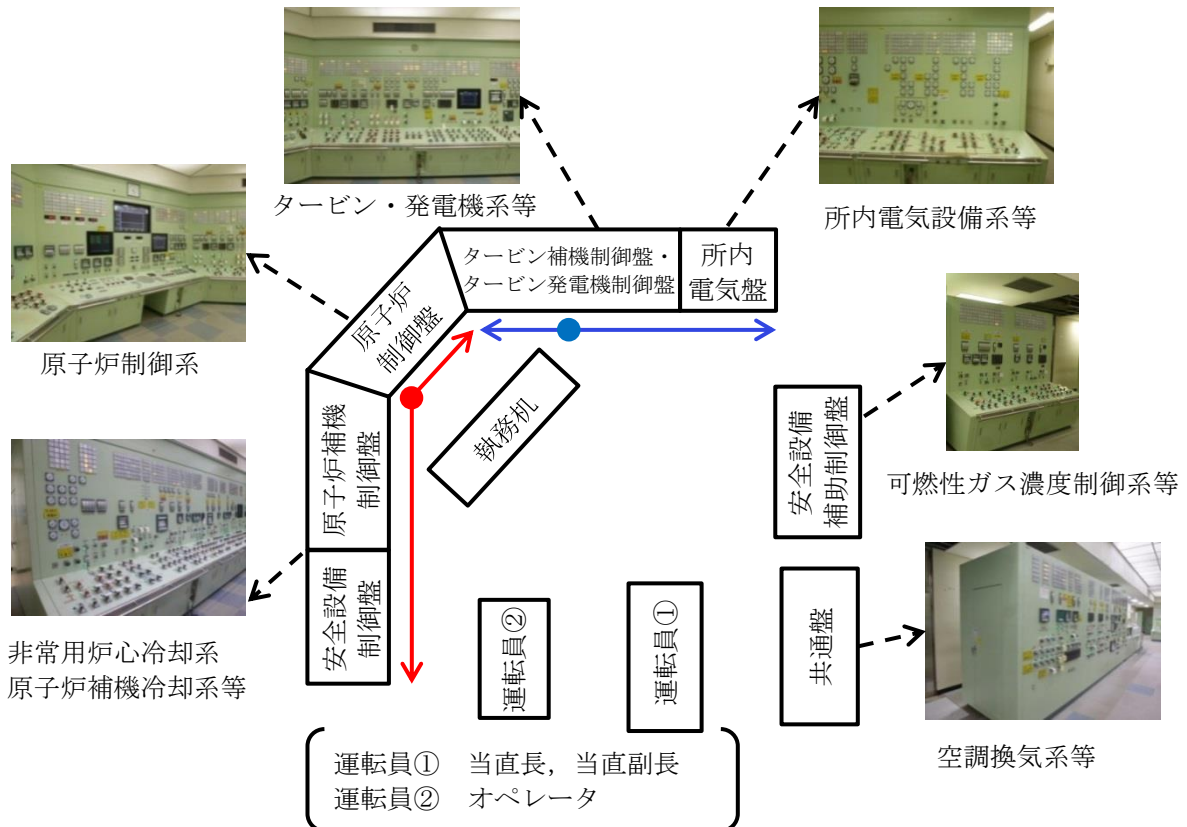
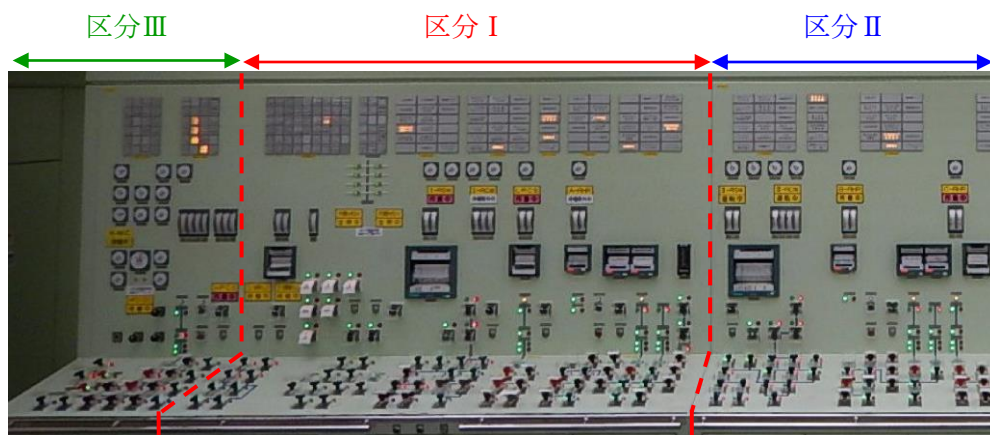


図 2-1 中央制御室の制御盤配置

通常運転時及び事故時の操作性を考慮し、重要度の高い非常用炉心冷却系等は系統区分に従ったグループにまとめて配置している。

盤面器具配列を図 2-2 に示す。



区分Ⅰ：A-残留熱除去系，低圧炉心スプレイ系等

区分Ⅱ：B, C-残留熱除去系等

区分Ⅲ：高圧炉心スプレイ系等

図 2-2 盤面器具配列

盤面器具の配列は可能な限り、以下の方針に従って配列している。

- ・ 警報，状態表示灯は，中央制御室の監視・操作エリアから監視できるように配置している。操作頻度の高い操作器及び緊急時に操作を必要とする操作器は，容易に手の届く範囲に配置している。
- ・ 操作に関連する指示計，記録計及び表示装置は，操作を行う位置から監視できるように配置している。

制御盤の盤面器具配列を図 2-3 に示す。

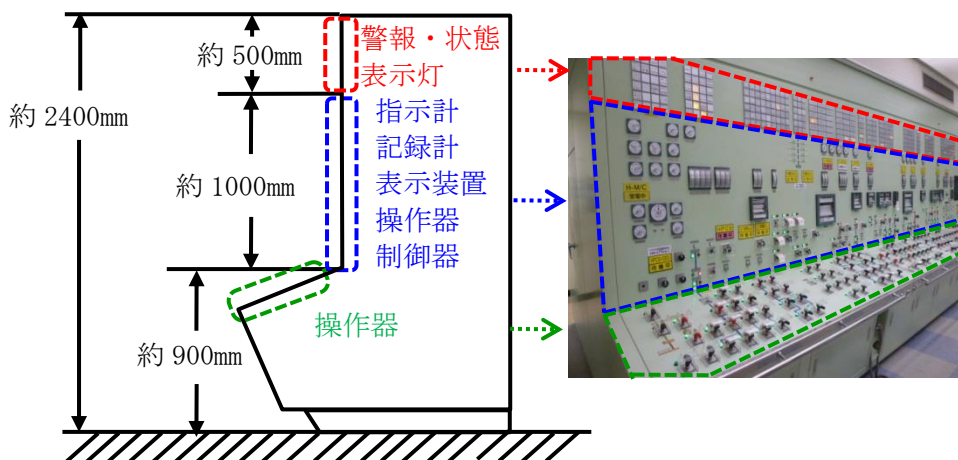


図 2-3 制御盤の盤面器具配列

- ・指示計，記録計，表示装置，操作器及び制御器は，系統区分に従ったグループにまとめられている。
- ・運転操作の複雑な箇所，緊急性を要する箇所については，誤操作防止の観点からミミック化（プロセスの流れに沿って機器の機能的な関係を系統線図で表したもの）を実施している。

系統区分による配置例を図 2-4 に，系統ミミック配置例を図 2-5 に示す。



図 2-4 系統区分による配置例

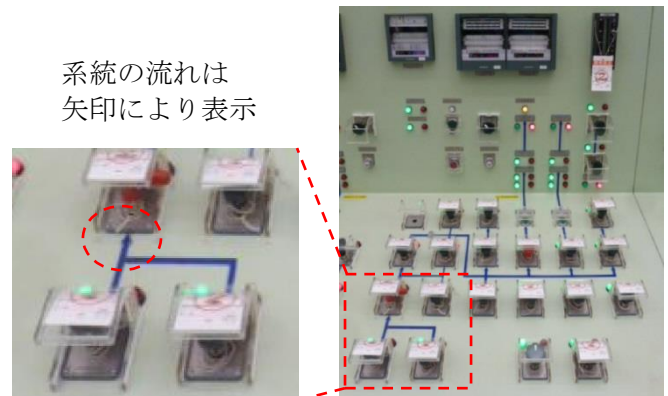


図 2-5 系統ミミック配置例

- ・多重化された指示計及び操作器は向かって左又は上から A, B, C の順に配列している。

指示計及び操作器の配置例を図 2-6 に示す。

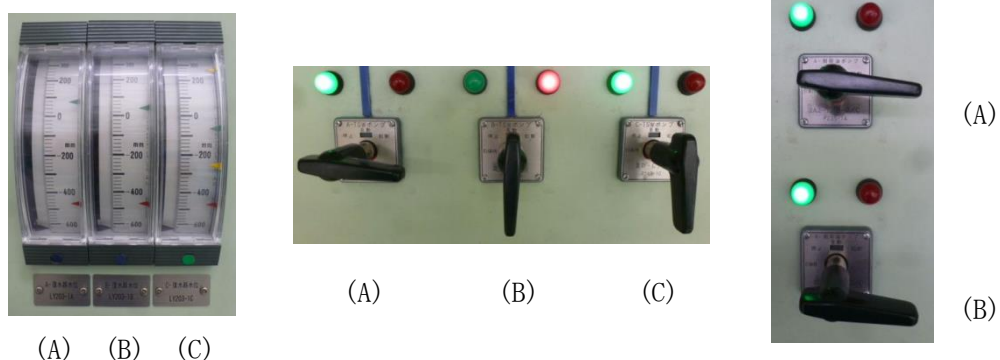


図 2-6 指示計及び操作器の配置例

原子炉水位等の重要な指示計，記録計については，識別表示を行い，容易に識別可能な設計とする。

指示計・記録計の識別表示例を図 2-7 に示す。





指示計，記録計のコーディング（色分け）  
 a. 事故時監視計器：赤  
 b. 一般監視計器：色無

図 2-7 指示計・記録計の識別表示例

警報の重要度・緊急度を色分け等による識別をすることで，確実かつ容易に識別・判断できる設計とする。特に，事故時のように短時間に多数の警報発報がある場合でも，重要度の高い警報は赤色に色分けするとともに二重枠とすることで，運転員が瞬時にプラント及び系統の状態を把握可能な設計とする。

警報表示灯の識別例を図 2-8 に示す。



警報表示灯（重要警報）

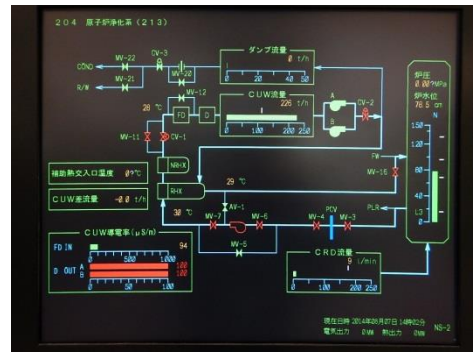
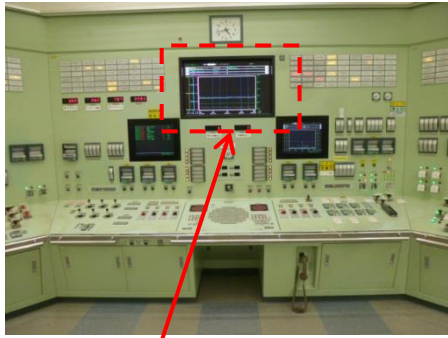
警報表示灯（一般）

赤 色：プラントトリップ等に関する警報（スクラム，タービントリップ等）  
 乳白色：上記以外の警報

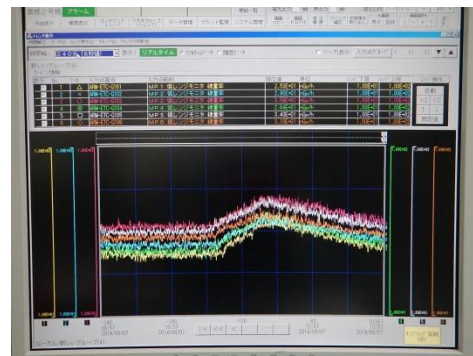
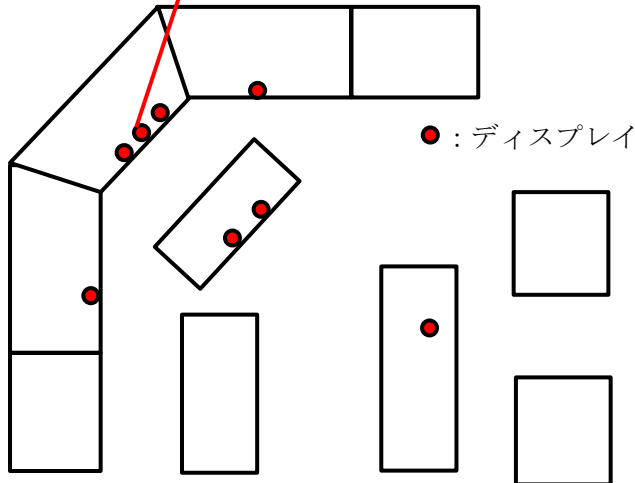
図 2-8 警報表示灯の識別例

運転員に通常運転時や異常発生時の原子炉施設のプラント情報を提供するため，ディスプレイを設置している。ディスプレイにより，系統の状態やパラメータの指示及びトレンドを監視できる設計とする。

ディスプレイの配列を図 2-9 に示す。



系統の状態監視例



パラメータのトレンド表示例

図 2-9 ディスプレイの配列

中央制御室の操作器は、基本的にはハードスイッチで構成されているが、一部の操作はソフトスイッチを適用し、運転員が容易に操作可能なよう操作器を配置している。

## (2) 操作性

運転員の負荷軽減化あるいは誤操作防止対策として、盤面器具に視覚的要素での識別を行っている。

### a. ソフトスイッチ

ソフトスイッチを使用した基本的な操作は、画面横に設置されたキースイッチで機器モードを選択し、画面上で操作を行う。ソフトスイッチの操作については、以下の項目を考慮した設計としている。

- ・タッチ領域は枠を表示することにより、その領域がタッチ領域であることを区別して表示する。
- ・タッチ領域には、大きさ及び間隔を確保する。
- ・運転員にタッチしている場所を画面上にマーキング表示することで認識させ、指をタッチ対象に移動し、タッチオフで受け付ける方式とする（タッチ操作の命中率を向上させる設計とする）。

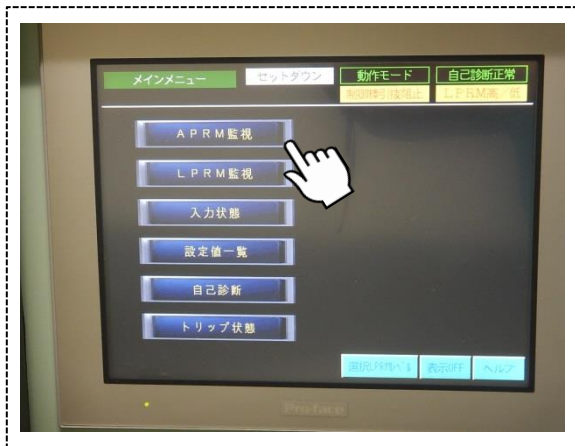
なお、設定値変更時は、キースイッチを“OP”位置から“TEST-CAL”位置にする必要があり、キーの引き抜きは“OP”位置でのみ可能としている。

ソフトスイッチを使用した操作例を図 2-10 に示す。

#### ①機器モード選択（キースイッチ）



#### ②メニュー選択画面



#### ③平均出力領域計装監視画面



図 2-10 ソフトスイッチを使用した操作例

b. ハードスイッチ

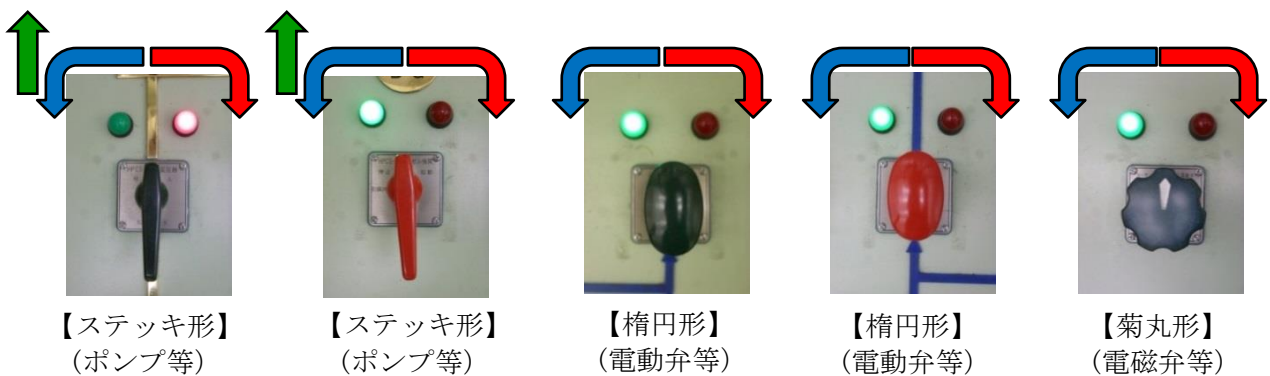
操作器は、大きさ、形状等、操作性を考慮して選定し、操作器の色、形状、操作方法は一貫性を持ち、用途に応じて統一性を持たせた設計とする。また、安全上の重要な操作器は他の操作器と識別可能な設計とする。

その他に、不安全な操作や運転員の意図しない操作を防止するよう、保護カバーの設置、キー付きスイッチの設置、押釦スイッチを設置している。

操作器の例を図 2-11 に、操作器の識別例を図 2-12 に示す。



図 2-11 操作器の例



<ハンドル色>

赤色：工学的安全施設

黒色：工学的安全施設以外

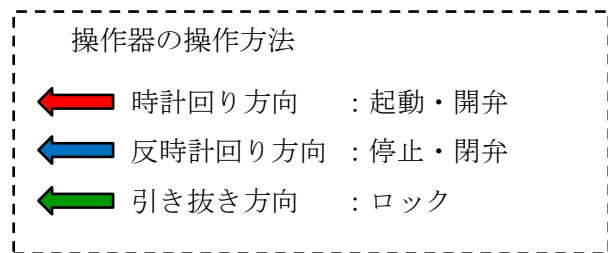


図 2-12 操作器の識別例

## 2.2 中央制御室以外の誤操作防止対策

発電用原子炉の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時における中央制御室以外の場所における運転員等の誤操作を防止するため、発電用原子炉施設の安全上重要な機能を損なうおそれのある機器の盤及び手動弁の施錠管理、人身安全・プラント外部の環境に影響を与えるおそれのある手動弁の施錠管理、現場盤及び計装ラックの識別管理、配管の色分けによる識別管理を行う設計とする。

また、この対策により現場操作の容易性も確保する。

### (1) 施錠管理

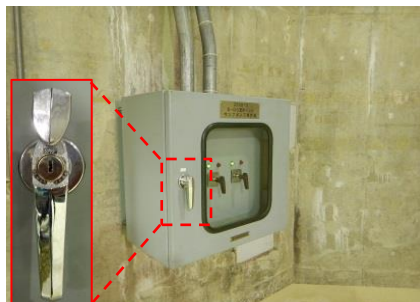
誤操作によりプラントの安全上重要な機能に支障をきたす可能性のある機器や弁等に対して施錠管理を行う。

上記設備は、施錠を解除しないと操作できないようにすることで、誤操作防止を図る。

現場機器の施錠管理例を図 2-13 に示す。



チェーンによる施錠



現場盤の施錠



操作器の施錠

図 2-13 現場機器の施錠管理例

### (2) 識別管理

入域時に号機の取り違えによる誤操作を防止するため、号機番号等の掲示により識別管理を実施している。

また、1、2号機を区別するため、2号機の制御盤の盤番号には“2-”を付けるよう定めている。

号機の識別例を図 2-14 に、制御盤の識別例を図 2-15 に示す。



図 2-14 号機の識別例

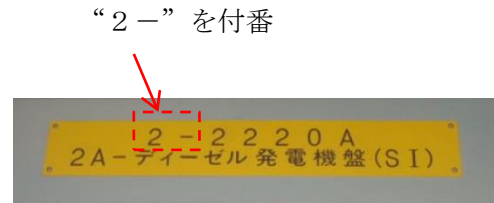


図 2-15 制御盤の識別例

誤操作により、プラントの安全上重要な機能に支障をきたす可能性のある盤、計装ラック及び弁等について、銘板取付けや色分けにより識別を行っている。

現場機器の識別管理例を図 2-16 に示す。

現場操作時はこれら銘板と使用する手順書・操作タグに記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。

	盤	計装ラック	配管
黄色			
銀色			
	黄色：原子炉保護系，工学的安全施設等 銀色：上記以外		赤色：主蒸気系配管 水色：給水系配管 等
	<b>弁</b> 		<b>計器弁</b> 
	弁の銘板（上）とぶら下がり銘板（下）の確認により誤操作を防止		赤色：差圧計の高圧側 青色：テスト弁

図 2-16 現場機器の識別管理例

### (3) 操作補助掲示

開度調整時の補助（目安）として、試運転時の実績等を使用手順書、操作タグ、現場表示銘板へ記載することにより、弁操作時における開度調整の視認性を向上させる。

なお、開度調整が必要な弁（流量、圧力、温度調整弁）については、開度調整後に関連するパラメータ（流量、圧力、温度）確認を行い、その弁が適切な開度に調整さ

れていることを確認する。

弁開度表示例を図2-17に示す。

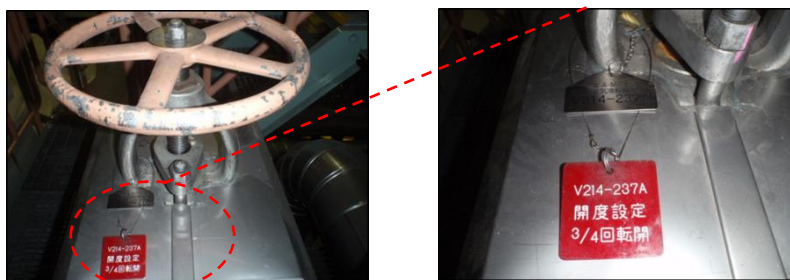


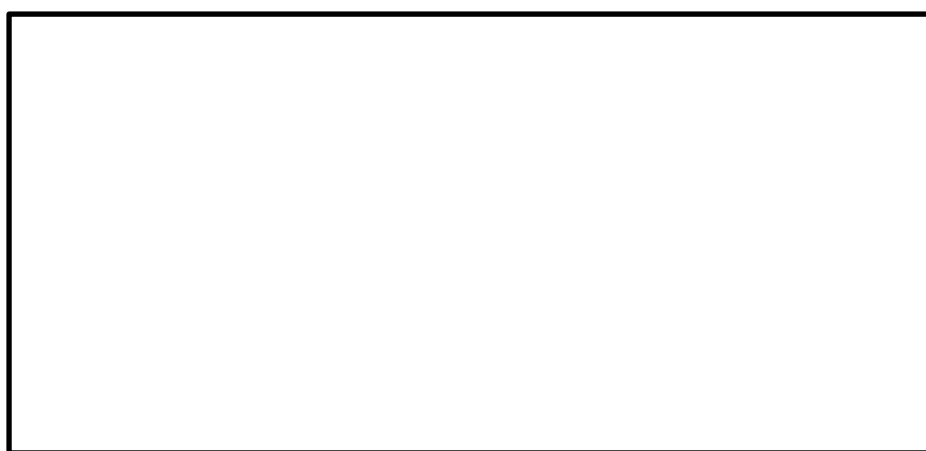
図2-17 弁開度表示例

#### (4) 工具・可搬型照明の配備

現場機器及びこれらのアクセスルートには、非常用電源から給電される照明を設置している。また、中央制御室には可搬型照明を配備しており、必要に応じてこれらを使用できるようにしている。

現場操作の頻度が多い各種弁の操作について、各種弁の仕様や構造に応じた適正な工具を中央制御室近傍及び現場に配備するとともに、操作台を配備し、現場での弁開閉操作を容易に行えるようにしている。

弁操作工具の保管場所を図2-18に、現場操作用工具類例を図2-19に、可搬型照明例を図2-20に示す。



● : 保管場所

— : アクセスルート

図2-18 弁操作工具の保管場所



弁操作工具



操作台

図2-19 現場操作用工具類例



懐中電灯 LED ライト ヘッドライト  
(ランタンタイプ)

図 2-20 可搬型照明例

(5) 現場機器付番への配慮

現場機器に付番をする際には、系統内の流体の流れや機器の配置等を考慮して規則性を持たせた付番を行うことで、操作対象機器の把握等を容易にしている。

例：同一系統内において、その系統の流れ方向に従い、上流から下流に向かって付番  
同一機器が並列に配置される場合は北から南、もしくは東から西に向かって付番

(6) 機器配置への配慮

系統の水張りや水抜きに使用するベント弁，ドレン弁は，排出先のファンネルへの排出状況を見ながら操作が可能な位置に配置する。

現場弁やファンネルの配置例を図 2-21 に示す。

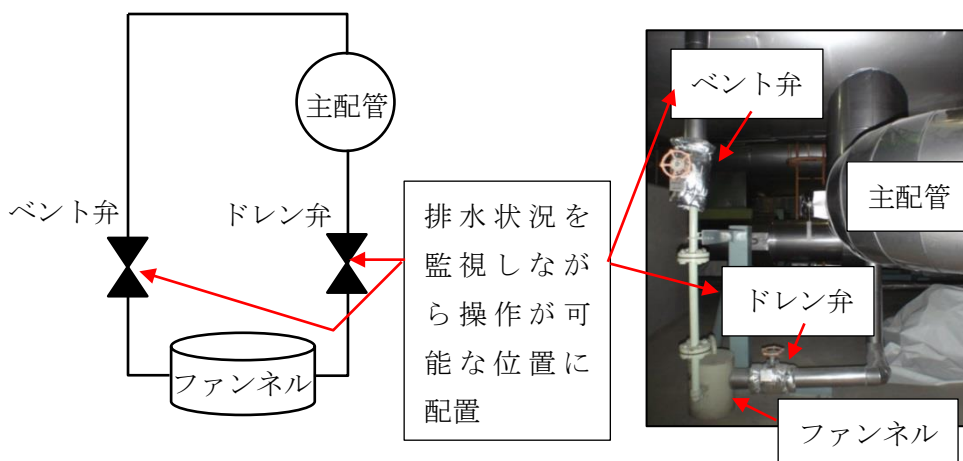


図 2-21 現場弁やファンネルの配置例



## 2.3 その他の誤操作防止対策

### (1) 制御盤の保守点検

対象盤の銘板、対象操作器の機器名称・機器番号が記載された銘板により識別できるようにする。

制御盤の銘板管理例を図 2-22 に示す。

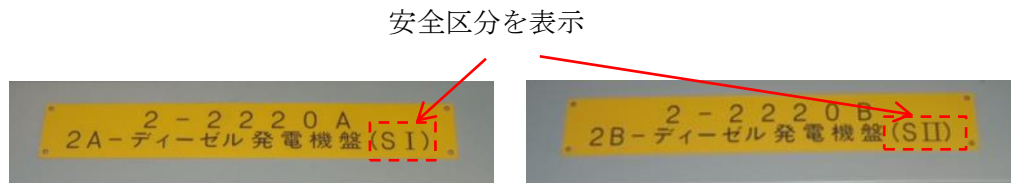


図 2-22 制御盤の銘板管理例

### (2) 操作禁止タグによる識別

点検、補修等の対象設備及び関連する設備について、操作を禁止するものには「操作禁止タグ」を取り付け、誤操作を防止している。

操作禁止タグ例を図 2-23 に示す。



白色：一般作業用

青色：第一種機器供用期間中検査（漏えい）用

黄色：原子炉格納容器漏えい率検査用

図 2-23 操作禁止タグ例

#### a. 『操作禁止タグ』の運用について

中央制御室又は現場において安全処置を実施する場合は、操作禁止タグと対象機器を照合し、停電隔離操作を行った後操作禁止タグを取り付ける。

中央制御室におけるタグ運用を図 2-24 に、現場におけるタグ運用を図 2-25 に示す。



図 2-24 中央制御室におけるタグ運用



図 2-25 現場におけるタグ運用

(3) 定期事業者検査時の識別

定期事業者検査中において、中央制御室では各系統の状態を表示し、系統の「運転中」、「停止中」、「作業中」等を識別している。

系統状態の識別例を図 2-26 に示す。

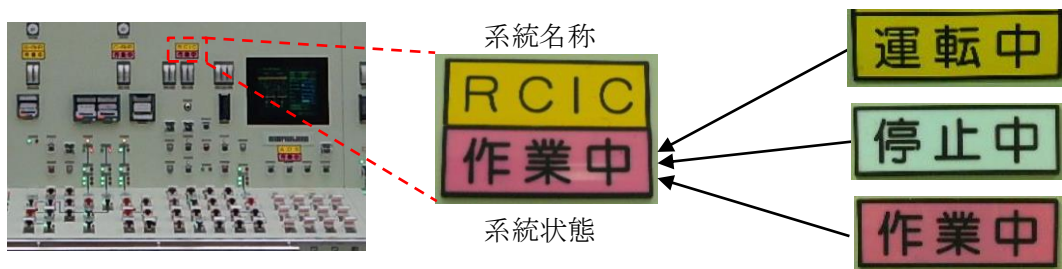


図 2-26 系統状態の識別例

(4) 運転中試験時の誤操作防止

プラント運転中の非常用炉心冷却系等の設備の定期試験では、中央制御室・現場の試験対象設備周辺に運転員を配置し、試験中は中央制御室と現場で適宜連絡・確認を取り合いながら手順に従い試験を進めることで、誤操作防止を図っている。

定期試験例を図 2-27 に示す。



図 2-27 定期試験例

### 3. 中央制御室から外の状況を把握する設備

#### 3.1 中央制御室から外の状況を把握する設備の概要

以下の設備等を用いることで、中央制御室内にて発電用原子炉施設の外の状況の把握が可能な設計とする。概略を図3-1に、配置を図3-2に示す。

##### (1) 監視カメラ

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等（風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、森林火災、近隣工場等の火災、船舶の衝突、地震及び津波）及び発電所構内の状況を、2号機排気筒、3号機北側防波壁上部（東）及び3号機北側防波壁上部（西）に設置する津波監視カメラ並びに2号機原子炉建物屋上、3号機原子炉建物屋上、通信用無線鉄塔、固体廃棄物貯蔵所C棟屋上、一矢谷及びガスタービン発電機建物屋上に設置する構内監視カメラの映像により、昼夜にわたり監視できる設計とする。

##### (2) 取水槽水位計

津波の来襲及び津波挙動の把握が可能な設計とする。

##### (3) 気象観測設備

発電所構内に設置している気象観測設備により、風向・風速等の気象状況を常時監視できる設計とする。

また、周辺モニタリング設備により、発電所周辺監視区域境界付近の外部放射線量率を把握できる設計とする。

##### (4) 公的機関等の情報を入手するための設備

公的機関からの地震、津波、竜巻情報等を入手するために、中央制御室に電話、FAX等を設置している。また、社内ネットワークに接続されたパソコンを使用することで、雷・降雨予報、天気図等の公的機関からの情報を入手することが可能な設計とする。

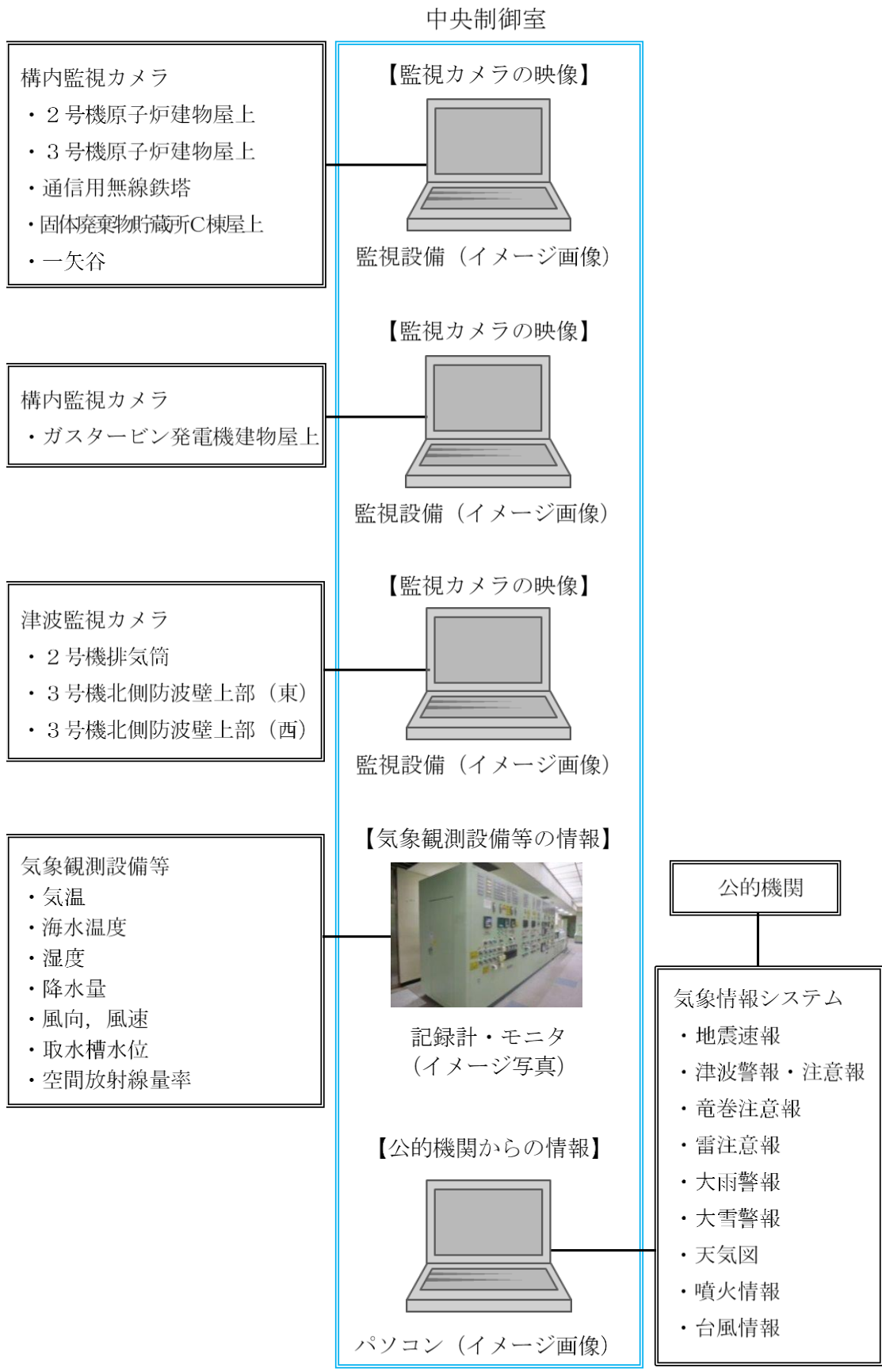


図 3-1 中央制御室における外部状況把握のイメージ

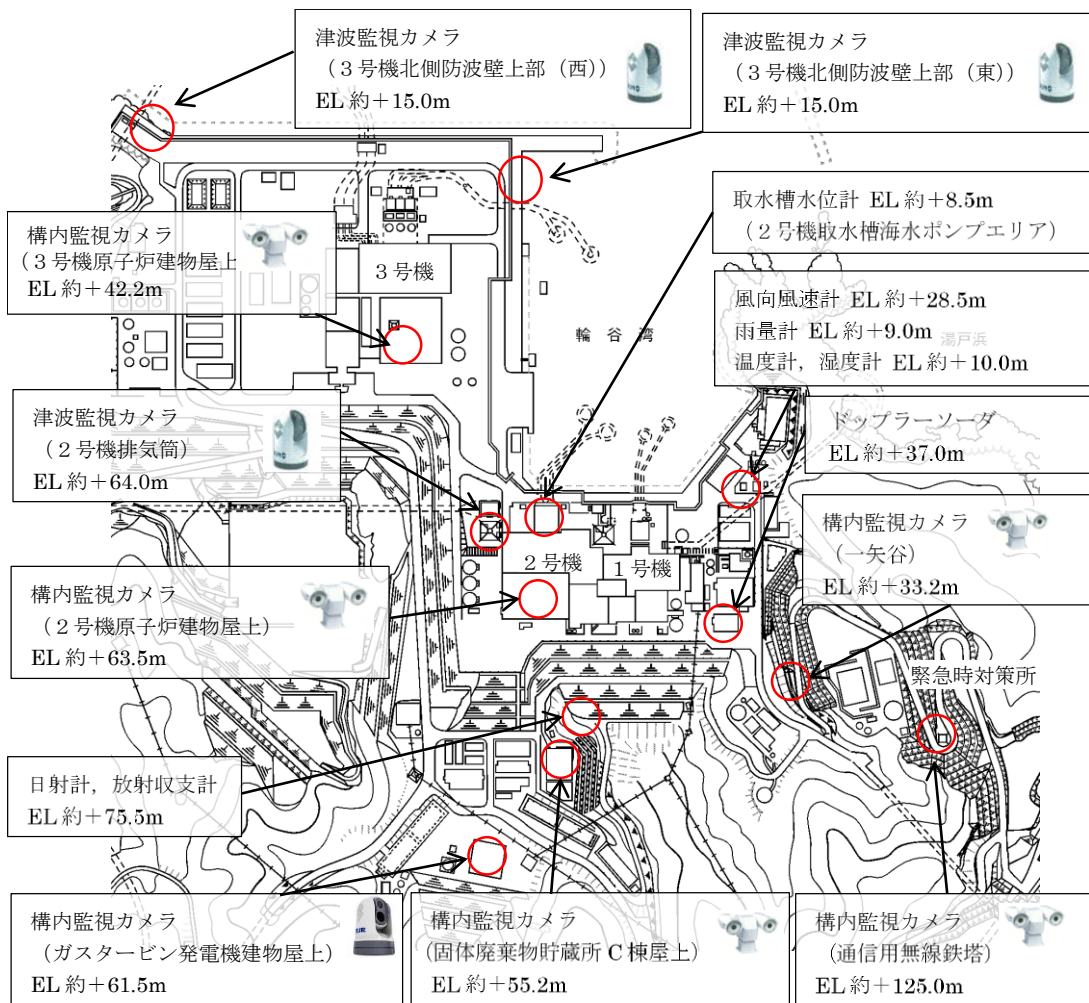


図 3-2 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

### 3.2 監視カメラについて

監視カメラは、津波監視カメラ及び構内監視カメラにて構成する。

津波監視カメラは、遠方からの津波の接近を適切に監視できる位置及び方向に設置するとともに、敷地前面における津波の来襲状況を適切に監視できる位置及び方向に設置する。また、津波監視カメラは基準津波の影響を受けない高所に3台（2号機排気筒、3号機北側防波壁上部（東）及び3号機北側防波壁上部（西））設置するとともに、監視に必要な要件を満足する仕様とする。

表 3-1 に津波監視カメラの概要を示す。

また、構内監視カメラは、自然現象等の監視強化のため2号機原子炉建物屋上、3号機原子炉建物屋上、通信用無線鉄塔、固体廃棄物貯蔵所C棟屋上、一矢谷及びガスタービン発電機建物屋上に設置し、津波監視カメラの監視可能範囲を補足する。表 3-2 及び表 3-3 に構内監視カメラの概要を示す。

監視カメラは、取付け部材、周辺の建物、設備等で死角となるエリアをカバーすることができるよう配慮して配置する。ただし、一部死角となるエリアがあるが、監視可能な領域の監視により、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を十分把握

可能である。監視カメラが監視可能な発電用原子炉施設及び周辺の構内範囲を図 3-3 に示す。

なお、可視光カメラによる監視が期待できない夜間の濃霧発生時や強雨時においては、赤外線カメラによる監視機能についても期待できない状況となることが考えられる。その場合は、監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータを監視することで、外部状況の把握に努めつつ、気象等に関する公的機関からの情報も参考とし、原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある自然現象等を把握する。

表 3-1 津波監視カメラの概要

	津波監視カメラ
外観 (イメージ)	
カメラ構成	可視光と赤外線のデュアルカメラ
ズーム	赤外線カメラ：デジタルズーム 2 倍以上
遠隔可動	水平可動：360°，垂直可動：±90°
暗視機能	可能（赤外線カメラ）
耐震設計	S クラス
供給電源	非常用電源（無停電交流電源） 代替交流電源設備
風荷重	風速（30m/s）による荷重を考慮
積雪荷重	積雪（100cm）による荷重を考慮
台数	2 号機排気筒 1 台 3 号機北側防波壁上部（東） 1 台 3 号機北側防波壁上部（西） 1 台

表 3-2 構内監視カメラの概要

	構内監視カメラ										
外観 (イメージ)											
カメラ構成	可視光と赤外線デュアルカメラ										
ズーム	可視光カメラ：2倍以上 赤外線カメラ：デジタルズーム2倍以上										
遠隔可動	水平可動：360°，垂直可動：±90°										
暗視機能	可能（赤外線カメラ）										
耐震設計	Cクラス										
供給電源	非常用電源										
台数	<table> <tr> <td>通信用無線鉄塔</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>2号機原子炉建物屋上</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>3号機原子炉建物屋上</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物貯蔵所C棟屋上</td> <td>1台</td> </tr> <tr> <td>一矢谷</td> <td>1台</td> </tr> </table>	通信用無線鉄塔	1台	2号機原子炉建物屋上	1台	3号機原子炉建物屋上	1台	固体廃棄物貯蔵所C棟屋上	1台	一矢谷	1台
通信用無線鉄塔	1台										
2号機原子炉建物屋上	1台										
3号機原子炉建物屋上	1台										
固体廃棄物貯蔵所C棟屋上	1台										
一矢谷	1台										



表 3-3 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の概要

	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）
外観 （イメージ）	
カメラ構成	可視光と赤外線デュアルカメラ
ズーム	可視光カメラ：2倍以上 赤外線カメラ：デジタルズーム2倍以上
遠隔可動	水平可動：360°，垂直可動：±90°
暗視機能	可能（赤外線カメラ）
耐震設計	Cクラス（S s 機能維持）
供給電源	非常用電源（無停電交流電源） 代替交流電源設備
風荷重	風速（30m/s）による荷重を考慮
積雪荷重	積雪（100cm）による荷重を考慮
台数	ガスタービン発電機建物屋上 1台

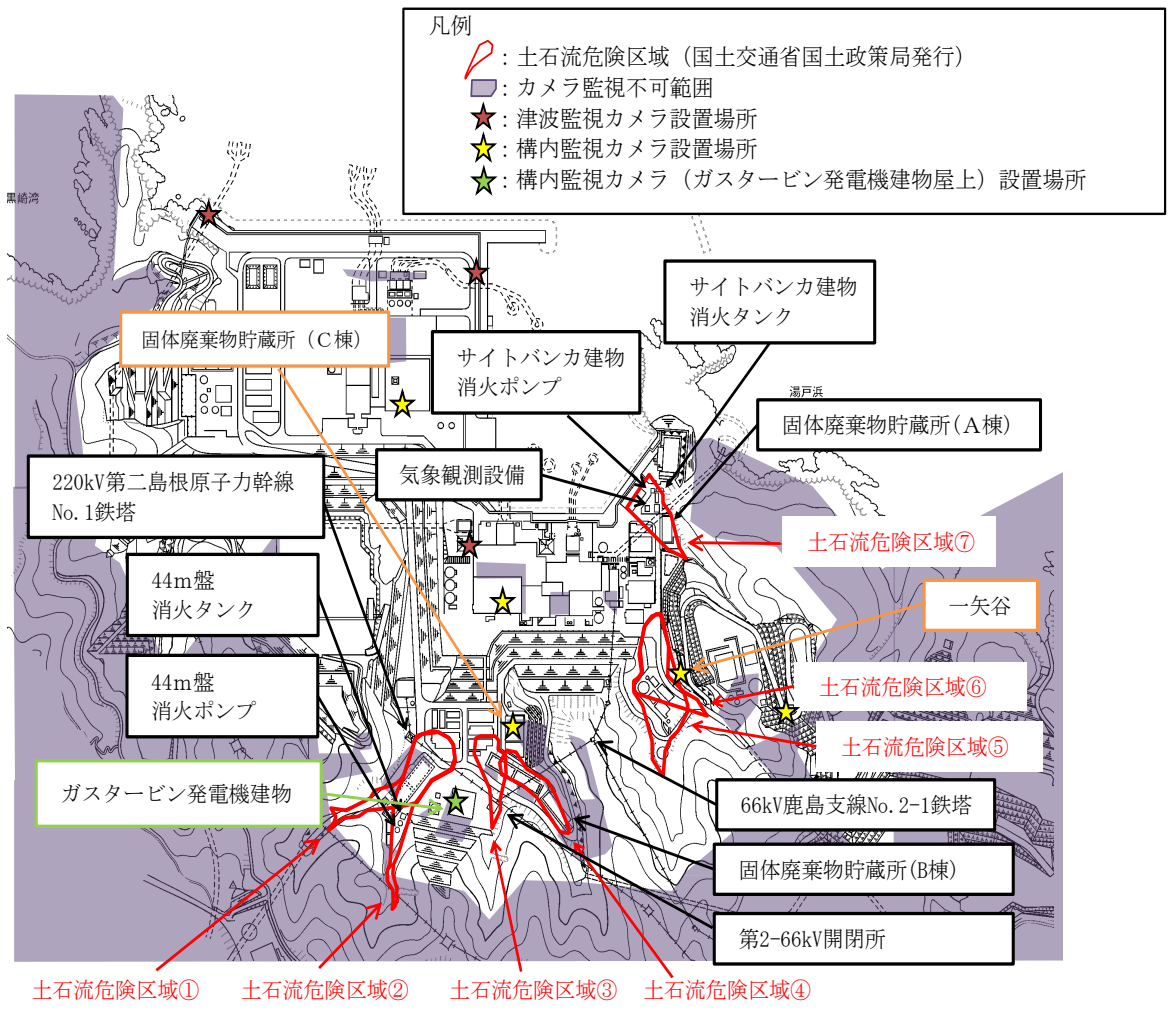


図 3-3 監視カメラの監視可能な範囲

### 3.3 監視カメラ映像サンプル

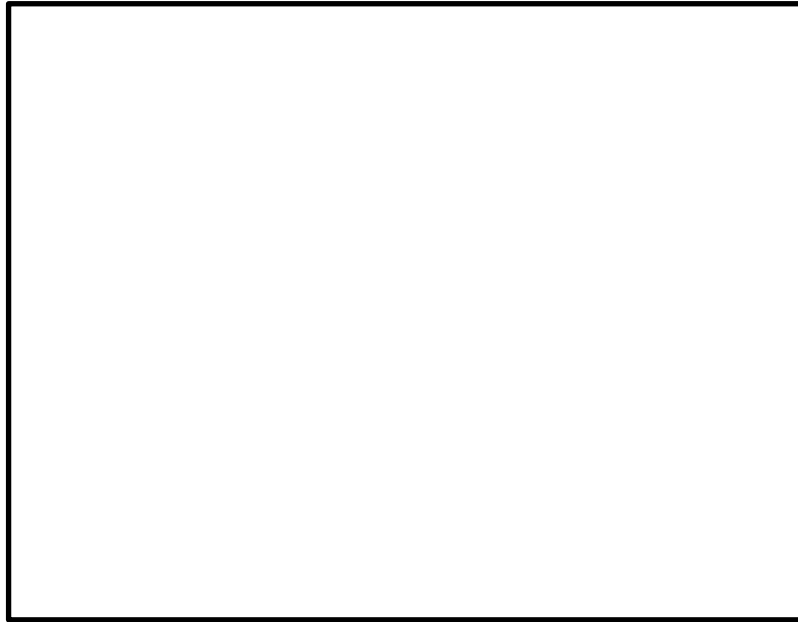
中央制御室において、監視カメラにより監視できる映像のサンプルを図 3-4、図 3-5 及び図 3-6 に示す。また、監視カメラの撮影方向を図 3-7 に示す



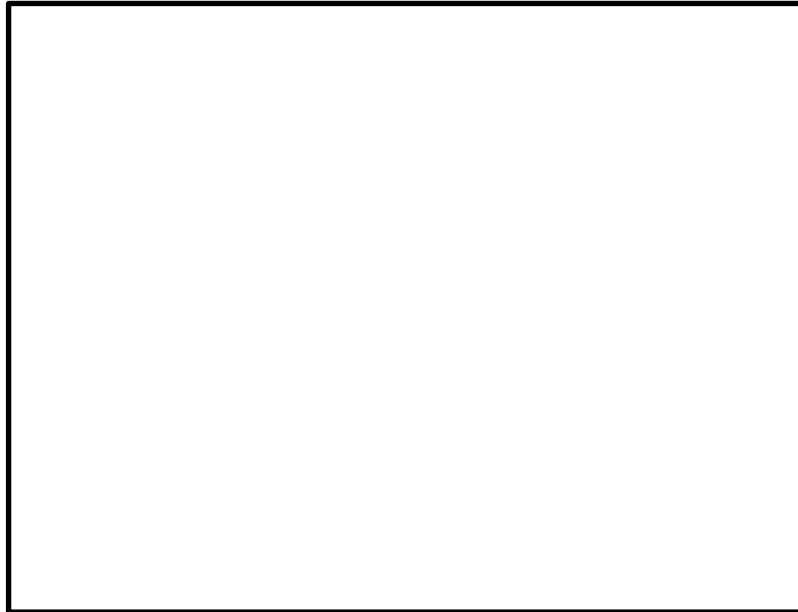
海方向（可視光）

海方向（赤外線）

図 3-4 中央制御室からの外部の状況把握イメージ  
(津波監視カメラの映像サンプル) (1 / 2)



(例) 津波監視カメラ（北側防波壁上部（東））にて北東方向

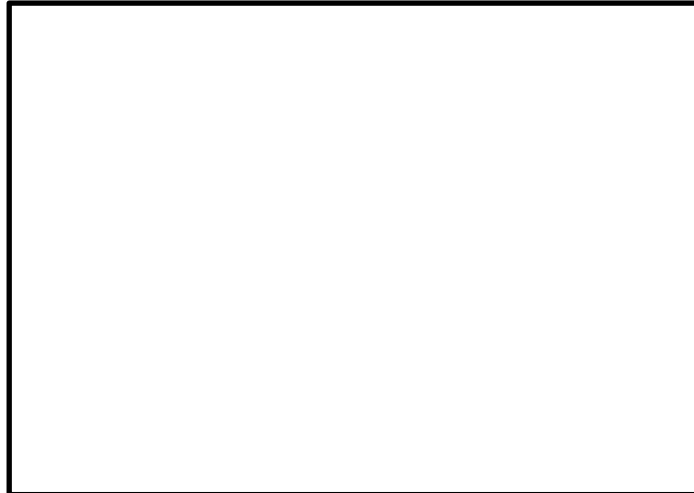


(例) 津波監視カメラ（北側防波壁上部（西））にて北方向

図 3-4 中央制御室からの外部の状況把握イメージ  
(津波監視カメラの映像サンプル) (2 / 2)



(例) 構内監視カメラ(通信用無線鉄塔)にて2号機原子炉施設方向



(例) 構内監視カメラ(2号機原子炉建物屋上)にて緊急時対策所方向



(例) 構内監視カメラ(3号機原子炉建物屋上)にて2号機原子炉施設方向

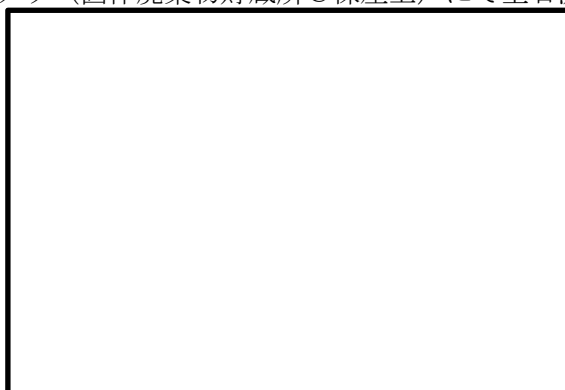
図3-5 中央制御室からの外部の状況把握イメージ  
(構内監視カメラの映像サンプル) (1/2)



(例) 構内監視カメラ（固体廃棄物貯蔵所C棟屋上）にて土石流危険区域①方向



(例) 構内監視カメラ（固体廃棄物貯蔵所C棟屋上）にて土石流危険区域②方向



(例) 構内監視カメラ（固体廃棄物貯蔵所C棟屋上）にて土石流危険区域④方向



(例) 構内監視カメラ（一矢谷）にて土石流危険区域⑥方向

図 3-5 中央制御室からの外部の状況把握イメージ  
(構内監視カメラの映像サンプル) (2 / 2)



(例) 構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上) にて  
輪谷貯水槽 (西 1 / 西 2) の南側方向



(例) 構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上) にて  
輪谷貯水槽 (西 1 / 西 2) の北側方向

図 3-6 中央制御室からの外部の状況把握イメージ  
(構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上) の映像サンプル)

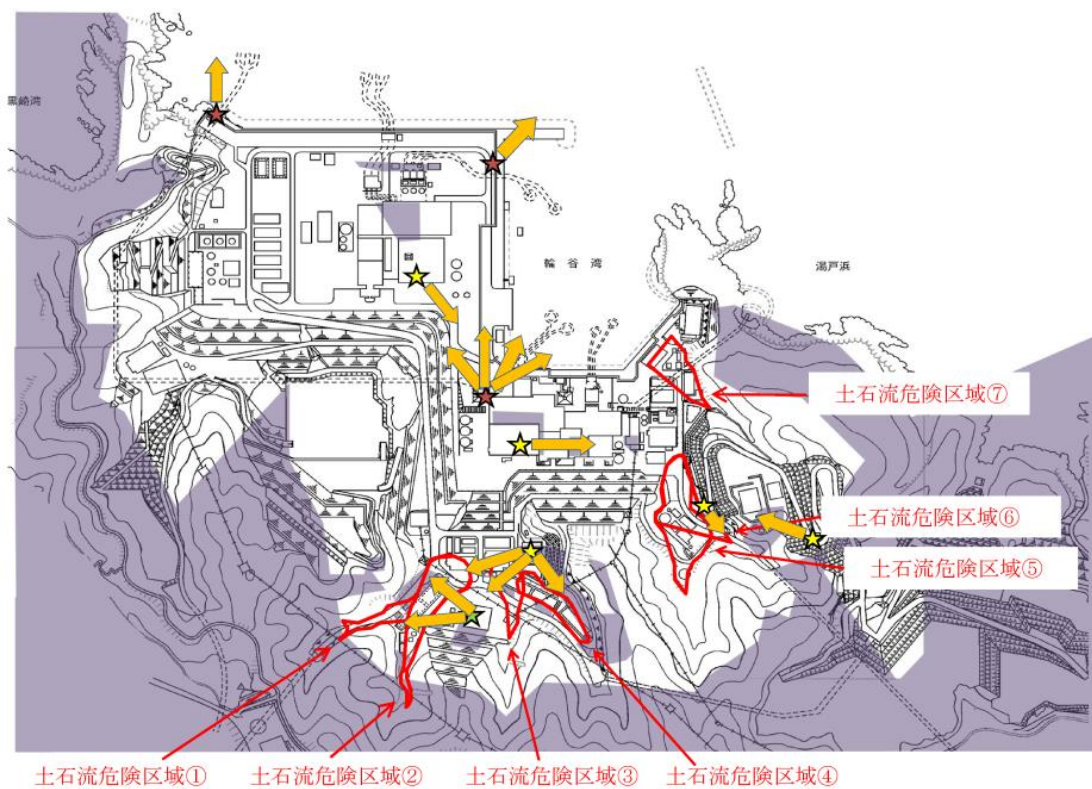


図 3-7 監視カメラの撮影方向



### 3.4 監視カメラにより把握可能な自然現象等

地震、津波並びに設置許可基準規則の解釈第6条に記載されている「想定される自然現象」及び「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」のうち、監視カメラにより把握可能な自然現象等を表3-4に示す。

表3-4 監視カメラにより中央制御室で把握可能な自然現象等

自然現象等	監視カメラにより把握できる 発電用原子炉施設の外の状況	(参考) 監視カメラ以外の設備等 による把握手段
地震	地震発生後の発電所構内及び原子炉施設への影響の有無	公的機関（地震速報）
津波	津波来襲の状況や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無	取水槽水位計 公的機関（津波警報・注意報）
風（台風）	風（台風）・竜巻（飛来物含む）による発電所及び原子炉施設への被害状況や設備周辺における影響の有無	気象観測設備（風向，風速） 公的機関（台風，竜巻注意報）
竜巻		
降水	発電所構内の排水状況や原子炉施設への影響の有無	気象観測設備（降水量） 公的機関（大雨警報）
積雪	積雪の有無や発電所構内及び屋外施設への積雪状況	気象観測設備（降水量） 公的機関（大雪警報）
落雷	発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無	公的機関（雷注意報）
地滑り・土石流	豪雨や地下水の浸透に伴う地滑り及び土石流の有無や原子炉施設への影響の有無	目視確認*1
火山	降下火砕物の有無や堆積状況	公的機関（噴火警報）
生物学的事象	海生生物（クラゲ等）の襲来による原子炉施設への影響	取水槽水位計*2
外部火災*3	火災状況，ばい煙の方向確認や発電所構内及び原子炉施設への影響	目視確認*1
船舶の衝突	発電所港湾施設等に衝突した船舶の状況確認及び原子炉施設への影響の有無	目視確認*1

\*1：建物外での状況確認

\*2：取水口が閉塞した場合，取水槽水位が下がるため把握可能

\*3：外部火災は「森林火災」及び「近隣工場等の火災」を含む。

### 3.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ

監視カメラ以外に中央制御室内にて状況把握が可能なパラメータを表 3-5 に示す。

表 3-5 監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータ

パラメータ	測定レンジ	測定レンジの考え方	
気温	-10~40°C	設計基準温度（低外気温）である-8.7°Cが把握できる設計としている。	
雨量	0~80 mm	設計基準降水量である 77.9 mm（1 時間値）を把握できる設計としている。	
風向 (EL28.5m, EL65m, EL130m)	全方位 (0~540°)	台風等の影響の接近と離散を把握できる設計としている。	
風速 (EL28.5m, EL65m, EL130m)	0~60m/s (EL28.5m) (10 分間平均値) 0~30m/s (EL65m, EL130m) (10 分間平均値)	設計基準風速である 30m/s（10 分間平均値）を把握できるものとする。	
日射量	0~1.429kW/m <sup>2</sup>	大気安定度を識別できる設計とする。	
放射収支量	-0.257~0.1kW/m <sup>2</sup>		
取水槽水位	EL-9.3~10.7m	基準津波による津波高さ（下降側）である EL-6.5m を把握可能な設計としている。なお、設計基準を超える津波による原子炉施設への影響を把握するための設備としては監視カメラを用いる設計とする。	
空間線量率 (モニタリングポスト No. 1~6)	低レンジ	10~10 <sup>5</sup> nGy/h	「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値（10 <sup>8</sup> nGy/h）を満足する設計とする。
	高レンジ	10~10 <sup>8</sup> nGy/h	

#### 4. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計について

##### 4.1 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要

外気から中央制御室への空気の取り込みを停止した場合に、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ため、中央制御室に酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備する。酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要を表 4-1 に示す。

表 4-1 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要

機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度計 	検知原理	ガルバニ電池式
	測定範囲	0.0～25.0vol%
	精度	±0.5vol%
	電源	電源：乾電池（単三×2本） 測定可能時間：約 15000 時間 （乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	個数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	赤外線式
	測定範囲	0～10000ppm
	精度	±500ppm
	電源	電源：乾電池（単四×2本） 測定可能時間：約 7 時間 （乾電池切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	個数	1 個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する。）

#### 4.2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の管理

中央制御室における酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度管理は、労働安全衛生法及び JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程」に基づき、酸素濃度が 18%を下回るおそれがある場合、又は二酸化炭素濃度が 0.5%を上回るおそれがある場合に、外気をフィルタにて浄化しながら取り入れる運用としている。

なお、法令要求等における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の基準値は以下のとおりである。

酸素濃度の人体への影響についてを表 4-2 に、二酸化炭素濃度の人体への影響を表 4-3 に示す。

##### (1) 酸素濃度

酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）	
（定義）	
第二条	この省令において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。
一	酸素欠乏空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。
（換気）	
第五条	事業者は、酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は、当該作業を行う場所の空気中の酸素の濃度を <u>十八パーセント以上</u> （第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあつては、空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上、かつ、硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし、爆発、酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は、この限りでない。

表 4-2 酸素濃度の人体への影響について

（〔出典〕厚生労働省ホームページ抜粋）

酸素濃度	症状等
21%	通常 of 空気状態
18%	安全限界だが連続換気が必要
16%	頭痛, 吐き気
12%	目まい, 筋力低下
8%	失神昏倒, 7~8 分以内に死亡
6%	瞬時に昏倒, 呼吸停止, 死亡

## (2) 二酸化炭素濃度

JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程」

(一部抜粋)

### 【付属書解説 2.5.2】 事故時の外気の取り込み

中央制御室換気空調設備の隔離が長期に亘る場合には、中央制御室内のCO<sub>2</sub>濃度の上昇による運転員の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。

#### (1) 許容CO<sub>2</sub>濃度

事務所衛生基準規則（昭和47年労働省令第43号，最終改正平成16年3月30日厚生労働省令第70号）により，事務室内のCO<sub>2</sub>濃度は100万分の5000（0.5%）以下と定められており，中央制御室のCO<sub>2</sub>濃度もこれに準拠する。

したがって，中央制御室居住性の評価にあたっては，上記濃度（0.5%）を許容濃度とする。

表 4-3 二酸化炭素濃度の人体への影響について

（[出典]消防庁 二酸化炭素設備の安全対策について（通知）平成8年9月20日）

二酸化炭素濃度	症状等
<2%	はっきりした影響は認められない
2%～3%	呼吸深度の増加，呼吸数の増加
3～4%	頭痛，めまい，悪心，知覚低下
4～6%	上記症状，過呼吸による不快感
6～10%	意識レベルの低下，その後意識喪失へ進む，ふるえ，けいれんなどの付随運動を伴うこともある
10%<	意識喪失，その後短時間で生命の危険あり

中央制御室の機能に関する説明書に係る補足説明資料

重大事故等時の中央制御室の機能

# 重大事故等時の中央制御室の機能

## 目 次

1. 重大事故等時の中央制御室の機能について	1
1.1 重大事故等時の監視操作設備	1
1.1.1 設計方針	1
1.1.2 構成と機能分担	1
1.1.2.1 構成	1
1.1.2.2 機能分担	2
1.1.3 設計上の考慮事項	3
1.1.4 その他の中央制御室設計について	5
1.2 誤操作の防止	14
1.2.1 誤操作防止に係る設計方針について	14
1.2.2 表示機能について	24
1.2.2.1 重大事故操作盤の表示の例	25
1.2.3 操作機能について	26
1.2.3.1 重大事故操作盤の操作の例	27
1.2.4 警報表示機能	32
1.2.4.1 重大事故操作盤の警報表示の例	32
1.2.5 ソフトウェア故障の考慮について	34
1.2.5.1 冗長化構成	34
1.2.5.2 ソフトウェアの機能喪失時における補機の手動操作手順	34
2. 重大事故等時の監視操作設備に係る設計上の考慮事項の補足について	35
2.1 各運転状態で使用する中央制御室の監視操作設備	35
2.2 常時起動とする設計について	37
2.3 表示パラメータ及びSBO時に監視可能なパラメータ	37
2.4 設計基準事故対処設備との分離及び切替について	41
2.4.1 中央監視操作盤に関する分離設計	41
2.5 重大事故等時の監視操作設備の設置場所について	43

## 1. 重大事故等時の中央制御室の機能について

島根原子力発電所第2号機では、重大事故等時の中央制御室における監視操作設備として、重大事故等対処設備として兼用する設計基準事故対処設備（以下「DB兼SA設備」という。）の制御盤と新たに設置する重大事故等対処設備（以下「SA設備」という。）の制御盤（以下「SA用制御盤」という。）を用いる設計とする。

また、中央制御室の制御盤に係る設計基準事故対処設備としての要求事項及び設計方針に準じて、誤操作防止、電源の確保、試験・検査、信頼性及び環境条件等を考慮した設計とすることで、重大事故等を収束するために中央制御室で必要な監視及び操作が可能な設計とする。

本資料では、重大事故等時に運転員が中央制御室にて監視及び操作するための各設備の機能及び設計等について説明する。

### 1.1 重大事故等時の監視操作設備

#### 1.1.1 設計方針

重大事故等時には、原則として中央制御室における監視及び操作が可能な設計とする。

中央制御室の制御盤のうち、DB兼SA設備の制御盤である中央監視操作盤及びその他制御盤は、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も使用しており、重大事故等時においても引き続き使用する。SA設備の制御盤である重大事故操作盤及び重大事故監視盤は、通常運転時、異常な過渡変化時及び設計基準事故時には使用せず、重大事故等時においてのみ使用する。ただし、重大事故等発生時において、発生初期の監視操作を速やかに実施する観点から、通常運転時より起動しておく設計とする。

重大事故操作盤には、デジタル制御装置を適用し、耐震性を有したVDU\*を使用したタッチオペレーション方式による監視及び操作が可能な設計とする。

また、重大事故等のうち全交流動力電源喪失（以下「SBO」という。）を考慮し、SA用制御盤への給電は直流電源とすることでSBO時においても重大事故操作盤にて必要な監視及び操作を中央制御室で継続可能な設計とする。

注記\*：ビジュアルディスプレイユニット（Visual Display Unit）

#### 1.1.2 構成と機能分担

##### 1.1.2.1 構成

中央監視操作盤及びその他制御盤は、DB兼SA設備のパラメータ及び補機類をハードウェア器具により監視及び操作が可能な設計とする。

重大事故操作盤は、原則として、重大事故等時に対処するために監視することが必要なパラメータ及び補機類（ただし、中央監視操作盤及びその他制御盤で監視するパラメータ及び操作する補機を除く）をVDUにより監視及び操作が可能な設計とし、VDUは重大事故操作盤に2台設置する。重大事故制御盤はデジタル制



御装置により構成し、重大事故変換器盤等を経由した SA 設備のパラメータ、プロセス計装盤を経由しアイソレータにより電氣的に分離された DB 兼 SA 設備のパラメータ等を入力し、重大事故等時の監視及び操作に必要な処理を行う。

重大事故監視盤は、重大事故等時に対処するために監視することが必要な SA 設備のパラメータをハードウェア器具により監視が可能な設計とする。

重大事故等時における中央制御室の監視操作設備の構成概略を図 1-1 に示す。

#### 1.1.2.2 機能分担

重大事故等時における中央監視操作盤、その他制御盤、重大事故操作盤及び重大事故監視盤の機能分担について、(1)パラメータ監視及び(2)補機操作の2つの観点で述べる。

##### (1) パラメータ監視

中央監視操作盤及びその他制御盤では、DB 兼 SA 設備のパラメータを監視可能な設計とする。

重大事故操作盤では、重大事故等時に対処するために監視することが必要な DB 兼 SA 設備のパラメータ及び SA 設備のパラメータの双方を監視可能な設計とする。

重大事故監視盤では、重大事故等時に対処するために監視することが必要な SA 設備のパラメータを監視可能な設計とする。

なお、重大事故等時に対処するために必要な情報は、安全パラメータ表示システム (SPDS) (「1, 2, 3号機共用 (SPDS データ収集サーバは1, 2号機共用)」(以下同じ。)) でも監視可能とする。

##### (2) 補機操作

中央監視操作盤及びその他制御盤では、DB 兼 SA 設備の補機操作が可能な設計とする。

重大事故操作盤では、SA 設備の補機操作及び DB 兼 SA 設備の補機操作が可能な設計とする。

上記を踏まえ、重大事故等時における中央制御室の監視操作設備の機能分担を表 1-1 に整理する。

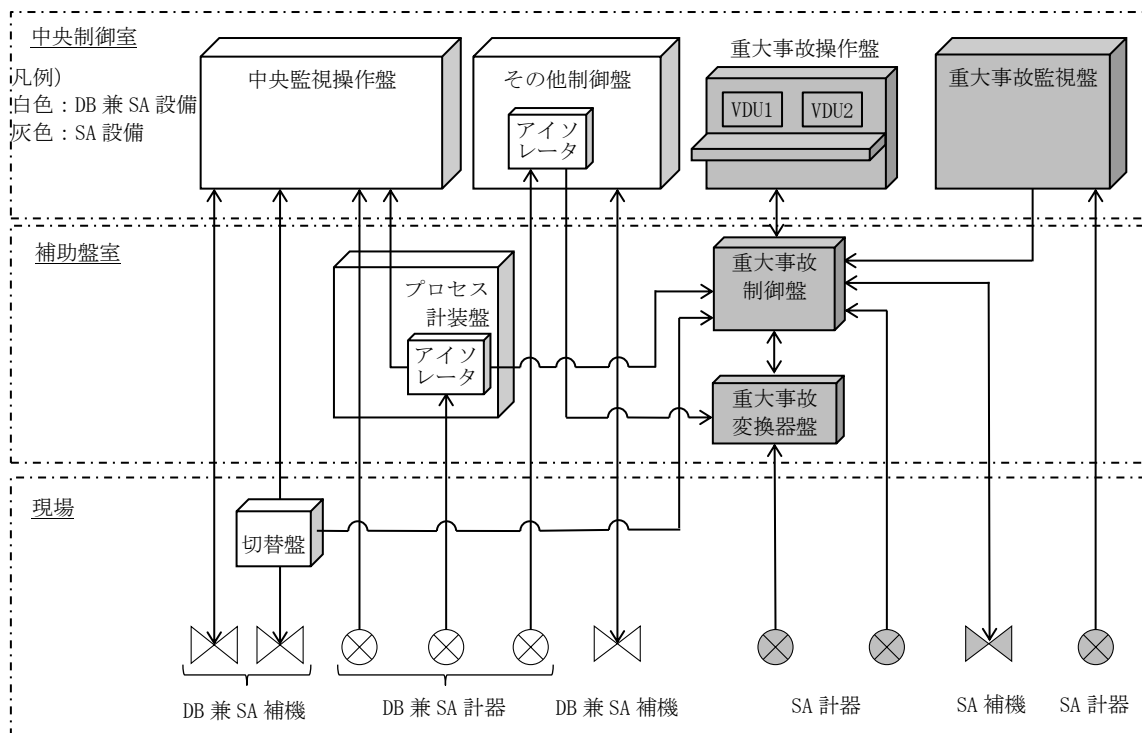


図 1-1 重大事故等時における中央制御室の監視操作設備の構成概略

表 1-1 重大事故等時における中央制御室の監視操作設備の機能分担

盤名称	監視	操作
中央監視 操作盤	DB兼SA設備のパラメータ  【例】・残留熱除去ポンプ出口流量 ・低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	DB兼SA設備の補機 (ハードウェア操作器) 【例】・残留熱除去ポンプ ・主蒸気系逃がし安全弁
その他制 御盤	DB兼SA設備のパラメータ  【例】・出力領域計装	DB兼SA設備の補機 (ハードウェア操作器) 【例】・非常用ガス処理系排風機
重大事故 操作盤	DB兼SA設備及びSA設備のパラメータ  【例】・残留熱除去ポンプ出口圧力 ・高圧原子炉代替注水流量	DB兼SA設備及びSA設備の補機 (タッチオペレーション) 【例】・残留熱除去系注水弁 ・高圧原子炉代替注水弁
重大事故 監視盤	SA設備のパラメータ  【例】・燃料プールエリア放射線 モニタ (高レンジ) (SA)	—

### 1.1.3 設計上の考慮事項

中央監視操作盤，その他制御盤，重大事故操作盤及び重大事故監視盤については，次の各条件を考慮した設計とする。その他に考慮した事項については，「2.

重大事故等時の監視操作設備に係る設計上の考慮事項の補足について」に示す。

(1) 誤操作防止に対する考慮

中央監視操作盤，その他制御盤，重大事故操作盤及び重大事故監視盤は，誤操作防止を考慮した設計とする。

特に，重大事故操作盤においては，タッチオペレーションを行ううえでの人間工学的観点を検討し運転員の誤操作を防止する設計とする。タッチオペレーションに対する誤操作防止の詳細については，「1.2 誤操作防止」で述べる。

(2) 電源に関する考慮

中央監視操作盤，その他制御盤，重大事故操作盤及び重大事故監視盤は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備の交流電源及び常設直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備の直流電源から給電され，重大事故等時においても機能を喪失しない設計とする。

重大事故等時に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電に失敗しSBOが継続した場合には，負荷低減のため不要な直流負荷を切離し，常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備から給電することにより，中央制御室で必要な監視及び操作を継続可能な設計とする。常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備の蓄電池の枯渇により直流設備への給電ができない場合は，可搬型直流電源設備から給電する。

また，重大事故操作盤及び重大事故監視盤は重大事故等時にのみ使用するが，重大事故等が発生した初期において運転員による監視及び操作を速やかに実施する観点から，常時起動とし通常運転時から給電する設計とする。

設計基準事故及び重大事故等の各運転状態で使用する設備については，「2.1 各運転状態で使用する中央制御室の監視操作設備」に示す。常時起動とする設計については，「2.2 常時起動とする設計について」に示す。

(3) 試験及び検査に関する考慮

中央監視操作盤，その他制御盤，重大事故操作盤及び重大事故監視盤は，各盤で監視又は操作を行う器具及び機器等の試験及び検査が行える設計とする。

(4) 信頼性に関する考慮

中央監視操作盤，その他制御盤，重大事故操作盤及び重大事故監視盤は，高い信頼性を有する設計とする。なお，更なる信頼性向上に資する自主対策として，重大事故操作盤には，ソフトウェアの機能喪失時にハードウェア器具により補機操作回路に信号を入力可能な設計を採用するとともに，必要な手順を整備することとする。詳細な手順は「1.2.5 ソフトウェア故障の考慮について」に示す。

また，自己診断機能によりデジタル制御装置やネットワークの異常を検知可能な設計とする。

(5) 環境条件に関する考慮

環境条件については、下記の各条件を考慮した設計とする。

a. 耐震性に対する考慮

添付書類VI-2-6-7-2「計測装置の盤の耐震性についての計算書」による。

b. 耐サージ性に対する考慮

添付書類VI-1-1-7「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」の「2.3 環境条件等 (3) 電磁的障害」による。

c. 温度、湿度に対する考慮

添付書類VI-1-1-7「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」の「2.3 環境条件等 (1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重」による。

d. 火災に対する考慮

添付書類VI-1-1-7「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」の「2.3 環境条件等 (4) 周辺機器等からの悪影響」による。

e. 放射線に対する考慮

添付書類VI-1-1-7「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」の「2.3 環境条件等 (1) 環境圧力、環境温度及び湿度による影響、放射線による影響、屋外の天候による影響（凍結及び降水）並びに荷重、(5) 設置場所における放射線の影響」による。

1.1.4 その他の中央制御室設計について

(1) 制御盤配置

- ・中央制御室の監視操作エリアは、すべての運転状態において運転員がそれぞれの運転タスクを行えるよう区分等を考慮する。
- ・中央制御室の監視操作エリアは、運転員相互の視認性及び運転員間のコミュニケーションを考慮して配置する。

(2) 照明設備及び換気設備

中央制御室には、重大事故等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として照明設備及び換気設備を設置する。これらの設備については、重大事故等が発生した場合においても、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備からの給電を可能とする。

ガスタービン発電機の容量は、重大事故等対策の有効性評価で考慮している事象の

うち、最大負荷を要求される事象に対して、十分な容量を確保している。

照明については、全交流動力電源喪失発生からガスタービン発電機による給電が開始されるまでの間、直流非常灯に加え、満充電から8時間無充電で点灯するLEDライト（三脚タイプ）を配備しており、ガスタービン発電機から給電を再開するまでの間（事故発生後約70分以内）の照明は確保できる。

ガスタービン発電機による給電が開始された後については、中央制御室内の非常用照明にて照明は確保できる。

- ・非常用照明 照度：700ルクス（ベンチ盤操作部エリア設計値）  
300ルクス（鉛直にある計器面設計値）
- ・直流非常灯 照度：20ルクス以上（「JIS Z 9125（2007）屋内作業場の照度基準」において、通常の照明状態における人の顔を識別できる照度）

中央制御室の全照明が消灯した場合には、ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備から給電できるLEDライト（三脚タイプ）により必要な照度を確保する。仮に、これらの照明が活用できない場合においても必要な照度を確保できるよう、ヘッドライト等の資機材を中央制御室に配備する。

表1-2に中央制御室に配備しているLEDライト（三脚タイプ）及び資機材の概要を示す。

中央制御室の全照明が消灯した場合に使用するLEDライト（三脚タイプ）は、2個使用する。個数はシミュレーション施設を用いて監視操作に必要な照度を確保できることを確認しているとともに、操作箇所に応じてLEDライト（三脚タイプ）の向きを変更することにより、照度を確保できることを確認している。（図1-2 参照）

LEDライト（三脚タイプ）の照度は、シミュレーション施設を用いて、中央制御室にて制御盤から約6mの位置に設置した場合を想定した実測値として、中央制御室の全照明が消灯した状態の制御盤にて、平均で20ルクス以上の照度を確保している。

また、中央制御室待避室にて使用するLEDライト（ランタンタイプ）は、2個使用する。個数は、シミュレーションにて監視及び中央制御室空気供給系流量調節弁の操作に必要な照度を確保できることを確認しているとともに、操作箇所に応じてLEDライト（ランタンタイプ）を移動することにより、照度を確保できることを確認している。（図1-3参照）

LEDライト（ランタンタイプ）の照度は、シミュレーションにて、中央制御室待避室の中央制御室空気供給系流量調節弁から約3mの位置に設置した場合を想定した実測値として、室内照明全消灯状態にて、平均で20ルクス以上の照度を確保している。

また、換気設備は、ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備が起動するまでの間は起動しないが、居住性に係る被ばく評価においては、保守的に、全交流動力電源喪失後、2時間後に起動することを条件として評価しており、必要な居住環境が確保されていることを確認している。（図1-4～図1-8参照）

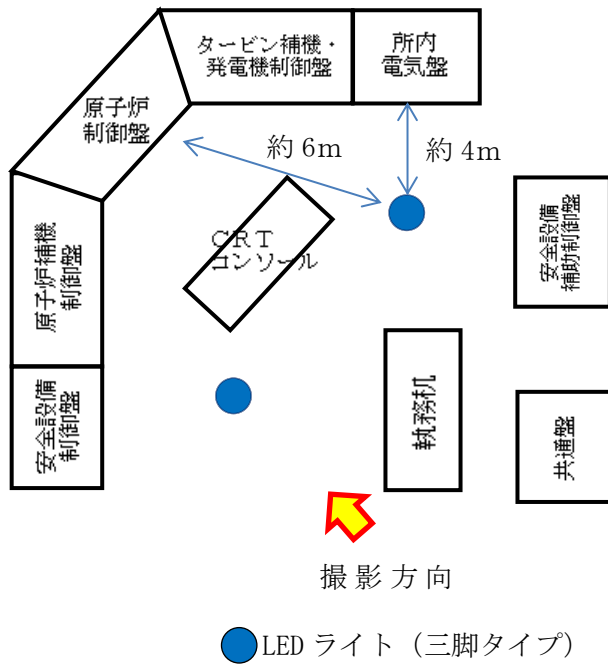
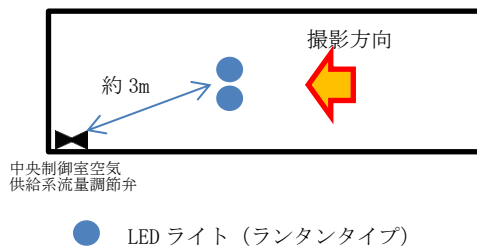


図 1-2 シミュレーション施設における LED ライト (三脚タイプ) 確認状況



(シミュレーション)

図 1-3 シミュレーションにおける LED ライト (ランタンタイプ) 確認状況

表 1-2 中央制御室に配備している LED ライト（三脚タイプ）及び資機材の概要

機器名称及び外観	数量	仕様
<p>LED ライト（三脚タイプ）</p> 	<p>2 個 (予備 1 個)</p>	<p>電源：交流 100V* 点灯可能時間：8 時間（蓄電池）</p>
<p>懐中電灯</p>  <p>(写真はイメージ)</p>	<p>9 個 (予備 2 個)</p>	<p>電源：乾電池（単三） 点灯可能時間：約 11 時間</p>
<p>ヘッドライト</p>  <p>(写真はイメージ)</p>	<p>9 個 (予備 2 個)</p>	<p>電源：乾電池 （単四×3） 点灯可能時間：約 20 時間</p>
<p>LED ライト (ランタンタイプ)</p>  <p>(写真はイメージ)</p>	<p>8 個 (予備 4 個)</p>	<p>電源：乾電池（単一×4） 点灯可能時間：約 7 時間</p>

注記\*：常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電可能

- ・通常時，中央制御室送風機により中央制御室の換気を行う。

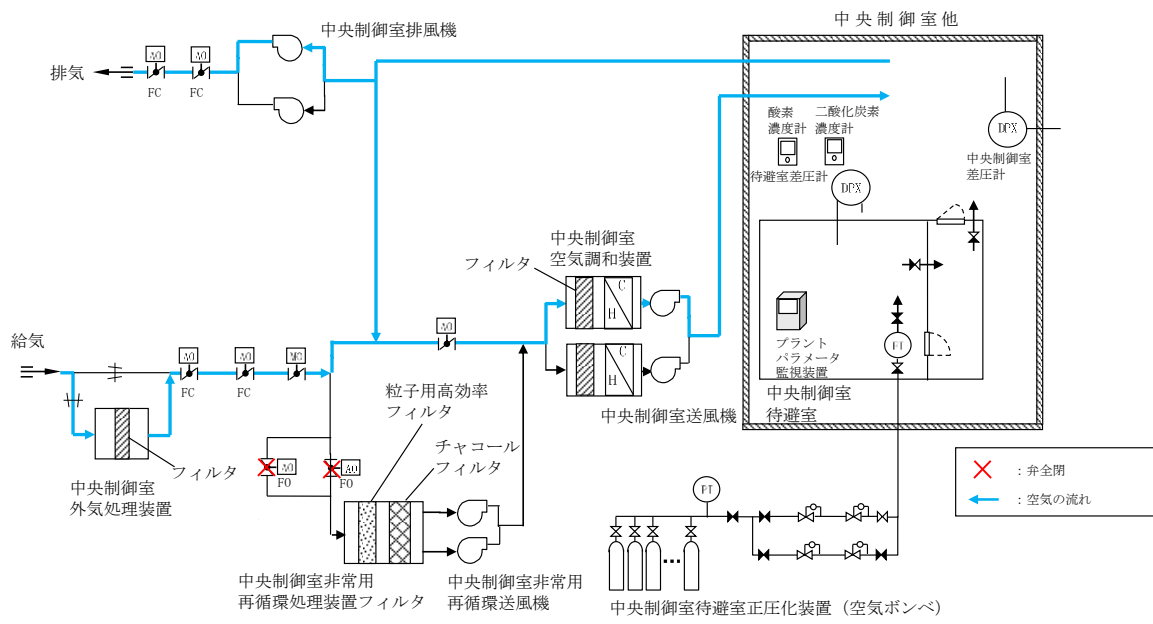


図1-4 中央制御室空調換気系の概要図 (通常時)



- ・設計基準事故時等には外気との連絡口を遮断し，中央制御室送風機により，中央制御室非常用再循環処理装置フィルタを通る系統隔離運転とし，運転員等を放射線被ばくから防護する。
- ・また，外気との遮断が長期にわたり室内の環境が悪くなった場合には，外気を浄化しながら取り入れる外気連続少量取入モードとすることが可能である。

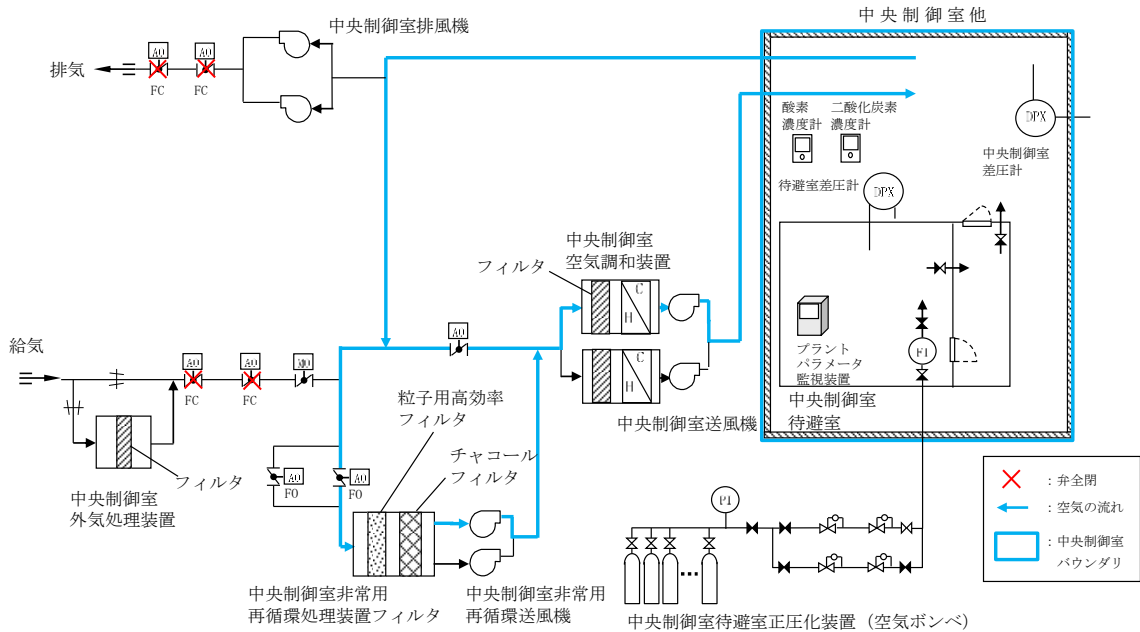


図1-5 中央制御室空調換気系の概要図（系統隔離運転）

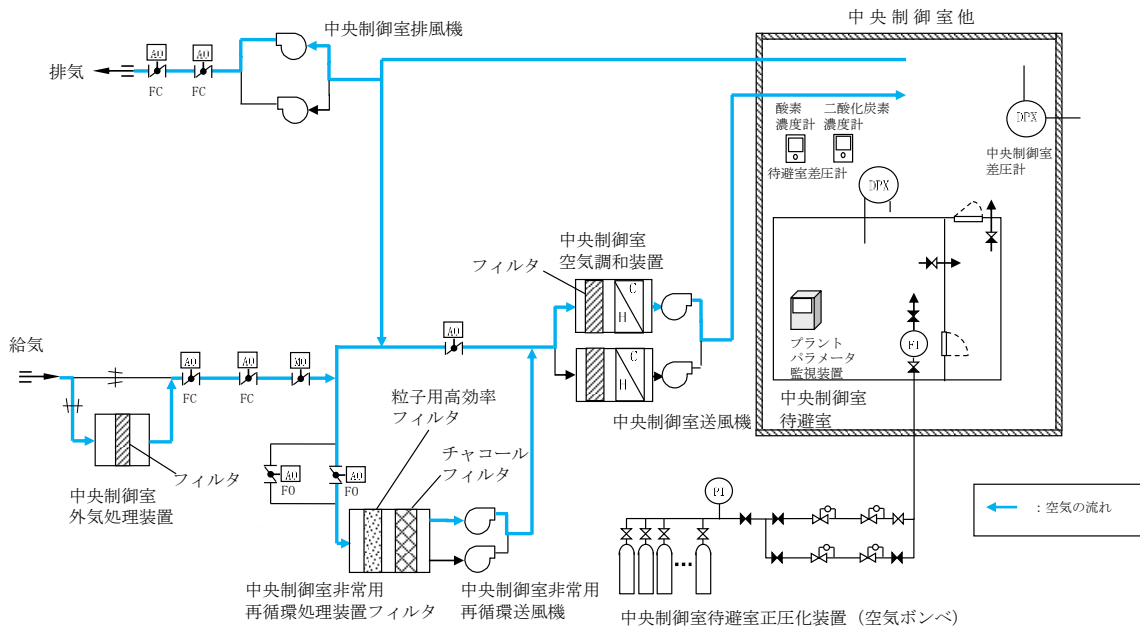


図1-6 中央制御室空調換気系の概要図（外気連続少量取入モード）

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合には、中央制御室非常用再循環処理装置フィルタにより浄化した外気を、中央制御室バウンダリ内に給気し中央制御室バウンダリを正圧化することで、運転員を放射線被ばくから防護する。

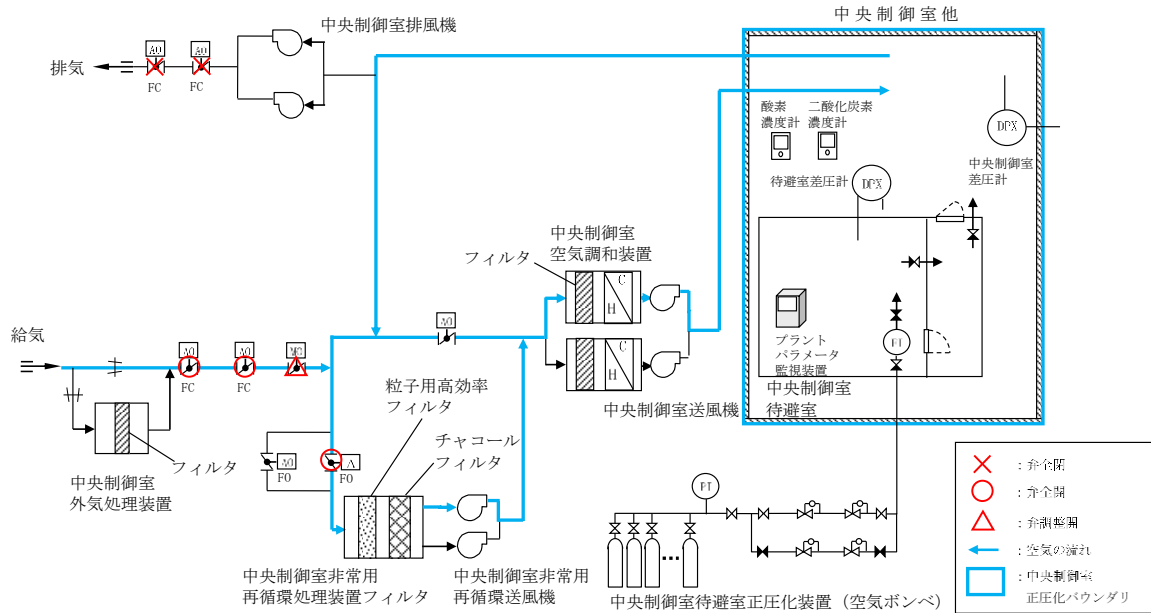


図1-7 中央制御室空調換気系の概要図 (加圧運転 (プルーム通過前及びプルーム通過後) )

- ・さらに、炉心の著しい損傷が発生した後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合においては、中央制御室を中央制御室換気系の系統隔離運転により外気から隔離し、中央制御室内への放射性物質の取り込みを低減するとともに、中央制御室待避室を空気ポンベにより正圧化することで、放射性物質の中央制御室待避室内への流入を防ぎ、中央制御室にとどまる運転員等の被ばくを低減させることが可能である。

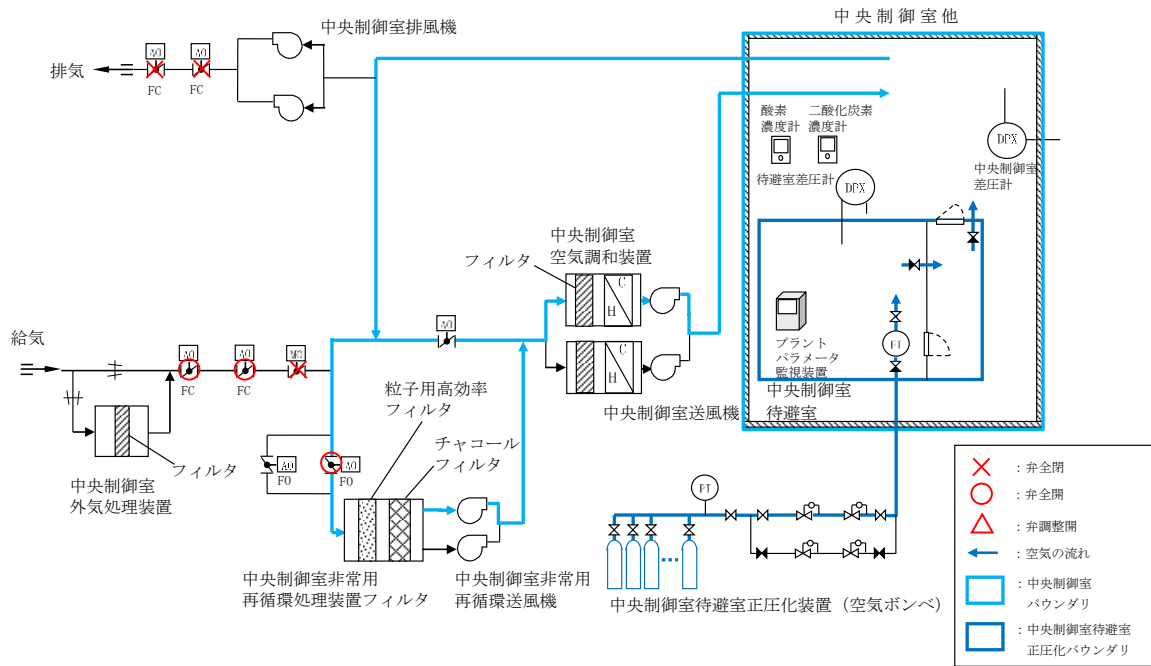


図1-8 中央制御室空調換気系の概要図（系統隔離運転（プルーム通過時））

### 【設備仕様】

- ・ 中央制御室送風機  
台数：1（予備 1）  
容量：120,000m<sup>3</sup> /h/台
- ・ 中央制御室非常用再循環送風機  
台数：1（予備 1）  
容量：32,000m<sup>3</sup> /h/台
- ・ 中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）  
本数：15（予備 35）  
容量：約 50L/本

(3) 中央制御室の環境に影響を与える可能性のある事象に対する考慮

中央制御室の環境に影響を与える可能性のある事象として、想定される起因事象と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できる設計とするための対応については、補足説明資料「設計基準事故時の中央制御室の機能」における「表 1-1 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応」及び「表 1-2 中央制御室以外に同時にもたらされる環境条件への対応」に示す。

## 1.2 誤操作の防止

### 1.2.1 誤操作防止に係る設計方針について

#### (1) 監視・操作対象

重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータを表1-3に、操作対象システムを表1-4に示す。

表 1-3 重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータ (1/8)

分類	No.	パラメータ名	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	備考
原子炉圧力容器内の温度	1	原子炉圧力容器温度 (S A)	—	—	○	
	2	原子炉圧力	—	—	○	
	3	原子炉圧力 (S A)	—	—	○	
	4	原子炉水位 (広帯域)	—	—	○	
	5	原子炉水位 (燃料域)	—	—	○	
	6	原子炉水位 (S A)	—	—	○	
	7	残留熱除去系熱交換器入口温度	—	—	○	
原子炉圧力容器内の圧力	1	原子炉圧力	—	—	○	
	2	原子炉圧力 (S A)	—	—	○	
	3	原子炉水位 (広帯域)	—	—	○	
	4	原子炉水位 (燃料域)	—	—	○	
	5	原子炉水位 (S A)	—	—	○	
	6	原子炉圧力容器温度 (S A)	—	—	○	
原子炉圧力容器内の水位	1	原子炉水位 (広帯域)	—	—	○	
	2	原子炉水位 (燃料域)	—	—	○	
	3	原子炉水位 (S A)	—	—	○	
	4	高圧原子炉代替注水流量	—	—	○	
	5	代替注水流量 (常設)	—	—	○	
	6	低圧原子炉代替注水流量	—	—	○	
	7	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	—	—	○	
	8	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	○	—	—	

表 1-3 重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータ (2/8)

分類	No.	パラメータ名	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	備考
原子炉圧力容器内の水位	9	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	○	—	—	
	10	残留熱除去ポンプ出口流量	○	—	—	
	11	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	○	—	—	
	12	残留熱代替除去系原子炉注水流量	—	—	○	
	13	原子炉圧力	—	—	○	
	14	原子炉圧力 (S A)	—	—	○	
	15	サプレッションチェンバ圧力 (S A)	—	—	○	
原子炉圧力容器への注水量	1	高圧原子炉代替注水流量	—	—	○	
	2	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	○	—	—	
	3	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	○	—	—	
	4	代替注水流量 (常設)	—	—	○	
	5	低圧原子炉代替注水流量	—	—	○	
	6	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	—	—	○	
	7	残留熱除去ポンプ出口流量	○	—	—	
	8	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	○	—	—	
	9	残留熱代替除去系原子炉注水流量	—	—	○	
	10	サプレッションプール水位 (S A)	—	—	○	
	11	低圧原子炉代替注水槽水位	—	—	○	
	12	原子炉水位 (広帯域)	—	—	○	
	13	原子炉水位 (燃料域)	—	—	○	
	14	原子炉水位 (S A)	—	—	○	

表 1-3 重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータ (3/8)

分類	No.	パラメータ名	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	備考
原子炉格納容器への注水量	1	代替注水流量 (常設)	—	—	○	
	2	格納容器代替スプレイ流量	—	—	○	
	3	ペDESTAL代替注水流量	—	—	○	
	4	ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	—	—	○	
	5	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	—	—	○	
	6	低圧原子炉代替注水槽水位	—	—	○	
	7	ドライウエル圧力 (S A)	—	—	○	
	8	サプレッションチェンバ圧力 (S A)	—	—	○	
	9	ドライウエル水位	—	—	○	
	10	サプレッションプール水位 (S A)	—	—	○	
	11	ペDESTAL水位	—	—	○	
	12	残留熱代替除去系原子炉注水流量	—	—	○	
	13	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	—	—	○	
原子炉格納容器内の温度	1	ドライウエル温度 (S A)	—	—	○	
	2	ペDESTAL温度 (S A)	—	—	○	
	3	ペDESTAL水温度 (S A)	—	—	○	
	4	サプレッションチェンバ温度 (S A)	—	—	○	
	5	サプレッションプール水温度 (S A)	—	—	○	
	6	ドライウエル圧力 (S A)	—	—	○	
	7	サプレッションチェンバ圧力 (S A)	—	—	○	



表 1-3 重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータ (4/8)

分類	No.	パラメータ名	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	備考
原子炉格納容器内の圧力	1	ドライウエル圧力 (S A)	—	—	○	
	2	サプレッションチェンバ圧力 (S A)	—	—	○	
	3	ドライウエル温度 (S A)	—	—	○	
	4	ペDESTAL温度 (S A)	—	—	○	
	5	サプレッションチェンバ温度 (S A)	—	—	○	
原子炉格納容器内の水位	1	ドライウエル水位	—	—	○	
	2	サプレッションプール水位 (S A)	—	—	○	
	3	ペDESTAL水位	—	—	○	
	4	代替注水流量 (常設)	—	—	○	
	5	低圧原子炉代替注水流量	—	—	○	
	6	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	—	—	○	
	7	格納容器代替スプレイ流量	—	—	○	
	8	ペDESTAL代替注水流量	—	—	○	
	9	ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	—	—	○	
	10	低圧原子炉代替注水槽水位	—	—	○	
原子炉格納容器内の水素濃度	1	格納容器水素濃度 (B系)	—	—	○	
	2	格納容器水素濃度 (S A)	—	—	○	
原子炉格納容器内の放射線量率	1	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	—	○	○	
	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッションチェンバ)	—	○	○	
未臨界の維持又は監視	1	中性子源領域計装	—	○	—	
	2	中間領域計装	—	○	—	
	3	出力領域計装	—	○	—	

表 1-3 重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータ (5/8)

分類	No.	パラメータ名	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	備考
最終ヒートシンクの確保 (残留熱代替除去系)	1	サプレッションプール水温度 (S A)	—	—	○	
	2	残留熱除去系熱交換器出口温度	—	—	○	
	3	残留熱代替除去系原子炉注水流量	—	—	○	
	4	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	—	—	○	
	5	サプレッションプール水位 (S A)	—	—	○	
	6	原子炉水位 (広帯域)	—	—	○	
	7	原子炉水位 (燃料域)	—	—	○	
	8	原子炉水位 (S A)	—	—	○	
	9	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	—	—	○	
	10	サプレッションチェンバ温度 (S A)	—	—	○	
	11	ドライウェル温度 (S A)	—	—	○	
	12	原子炉圧力容器温度 (S A)	—	—	○	
最終ヒートシンクの確保 (格納容器フィルタベント系)	1	スクラバ容器水位	—	—	○	
	2	スクラバ容器圧力	—	—	○	
	3	スクラバ容器温度	—	—	○	
	4	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)	—	—	○	重大事故監視盤でも監視可能
	5	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)	—	—	○	重大事故監視盤でも監視可能
	6	第1ベントフィルタ出口水素濃度	—	—	○	
	7	ドライウェル圧力 (S A)	—	—	○	
	8	サプレッションチェンバ圧力 (S A)	—	—	○	
	9	格納容器水素濃度 (B系)	—	—	○	
	10	格納容器水素濃度 (S A)	—	—	○	

表 1-3 重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータ(6/8)

分類	No.	パラメータ名	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	備考
最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)	1	残留熱除去系熱交換器入口温度	—	—	○	
	2	残留熱除去系熱交換器出口温度	—	—	○	
	3	残留熱除去ポンプ出口流量	○	—	—	
	4	原子炉圧力容器温度 (S A)	—	—	○	
	5	サプレッションプール水温度 (S A)	—	—	○	
	6	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	○	—	—	
	7	残留熱除去ポンプ出口圧力	—	—	○	
格納容器バイパスの監視 (原子炉圧力容器内の状態)	1	原子炉水位 (広帯域)	—	—	○	
	2	原子炉水位 (燃料域)	—	—	○	
	3	原子炉水位 (S A)	—	—	○	
	4	原子炉圧力	—	—	○	
	5	原子炉圧力 (S A)	—	—	○	
	6	原子炉圧力容器温度 (S A)	—	—	○	
格納容器バイパスの監視 (原子炉格納容器内の状態)	1	ドライウエル温度 (S A)	—	—	○	
	2	ドライウエル圧力 (S A)	—	—	○	
	3	サプレッションチェンバ圧力 (S A)	—	—	○	
格納容器バイパスの監視 (原子炉建物内の状態)	1	残留熱除去ポンプ出口圧力	—	—	○	
	2	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	○	—	—	
	3	原子炉圧力	—	—	○	
	4	原子炉圧力 (S A)	—	—	○	

表 1-3 重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータ(7/8)

分類	No.	パラメータ名	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	備考
水源の確保	1	低圧原子炉代替注水槽水位	—	—	○	
	2	サプレッションプール水位 (S A)	—	—	○	
	3	高圧原子炉代替注水流量	—	—	○	
	4	代替注水流量 (常設)	—	—	○	
	5	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	○	—	—	
	6	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	○	—	—	
	7	残留熱除去ポンプ出口流量	○	—	—	
	8	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	○	—	—	
	9	残留熱代替除去系原子炉注水流量	—	—	○	
	10	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	○	—	—	
	11	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	○	—	—	
	12	残留熱除去ポンプ出口圧力	—	—	○	
	13	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	○	—	—	
	14	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	—	—	○	
	15	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	—	—	○	
	16	原子炉水位 (広帯域)	—	—	○	
	17	原子炉水位 (燃料域)	—	—	○	
	18	原子炉水位 (S A)	—	—	○	
原子炉建物内の水素濃度	1	原子炉建物水素濃度	—	—	○	
	2	静的触媒式水素処理装置入口温度	—	—	○	
	3	静的触媒式水素処理装置出口温度	—	—	○	

表 1-3 重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータ(8/8)

分類	No.	パラメータ名	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	備考
原子炉格納容器内の酸素濃度	1	格納容器酸素濃度 (B系)	—	—	○	
	2	格納容器酸素濃度 (SA)	—	—	○	
	3	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	—	○	○	
	4	格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッションチェンバ)	—	○	○	
	5	ドライウエル圧力 (SA)	—	—	○	
	6	サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	—	—	○	
燃料プールの監視	1	燃料プール水位 (SA)	—	—	○	
	2	燃料プール水位・温度 (SA)	—	—	○	
	3	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA)	—	—	○	重大事故監視盤でも監視可能
	4	燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA)	—	—	○	重大事故監視盤でも監視可能

表1-4 重大事故等時の監視操作設備の操作対象系統

機器操作設置場所	操作対象系統
中央監視操作盤	ATWS緩和設備 主蒸気系 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 等
その他制御盤	中央制御室空調換気系 非常用ガス処理系 燃料プール冷却系 等
重大事故操作盤	ペDESTAL代替注水系 残留熱代替除去系 高圧原子炉代替注水系 低圧原子炉代替注水系 格納容器代替スプレイ系 格納容器フィルタベント系 常設代替交流電源設備 等

(2) 盤面機器表示機能，操作機能及び警報機能

中央監視操作盤，その他制御盤，重大事故操作盤及び重大事故監視盤は，中央制御室の制御盤が設計基準事故対処設備として考慮している誤操作防止設計を踏襲し，盤面機器及び盤面表示（操作器，指示計，警報）をシステムごとにグループ化した配列等を行うことで，重大事故等時においても運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができるものとする。

1.2.2 表示機能について

(1) 運転員に必要な情報は，理解しやすい表示方法とする。

（例）補機／弁等のシンボルの形状・状態変化の統一

(2) VDUを用いる場合は，表示画面は運転員の慣習に適合した情報表示とする。

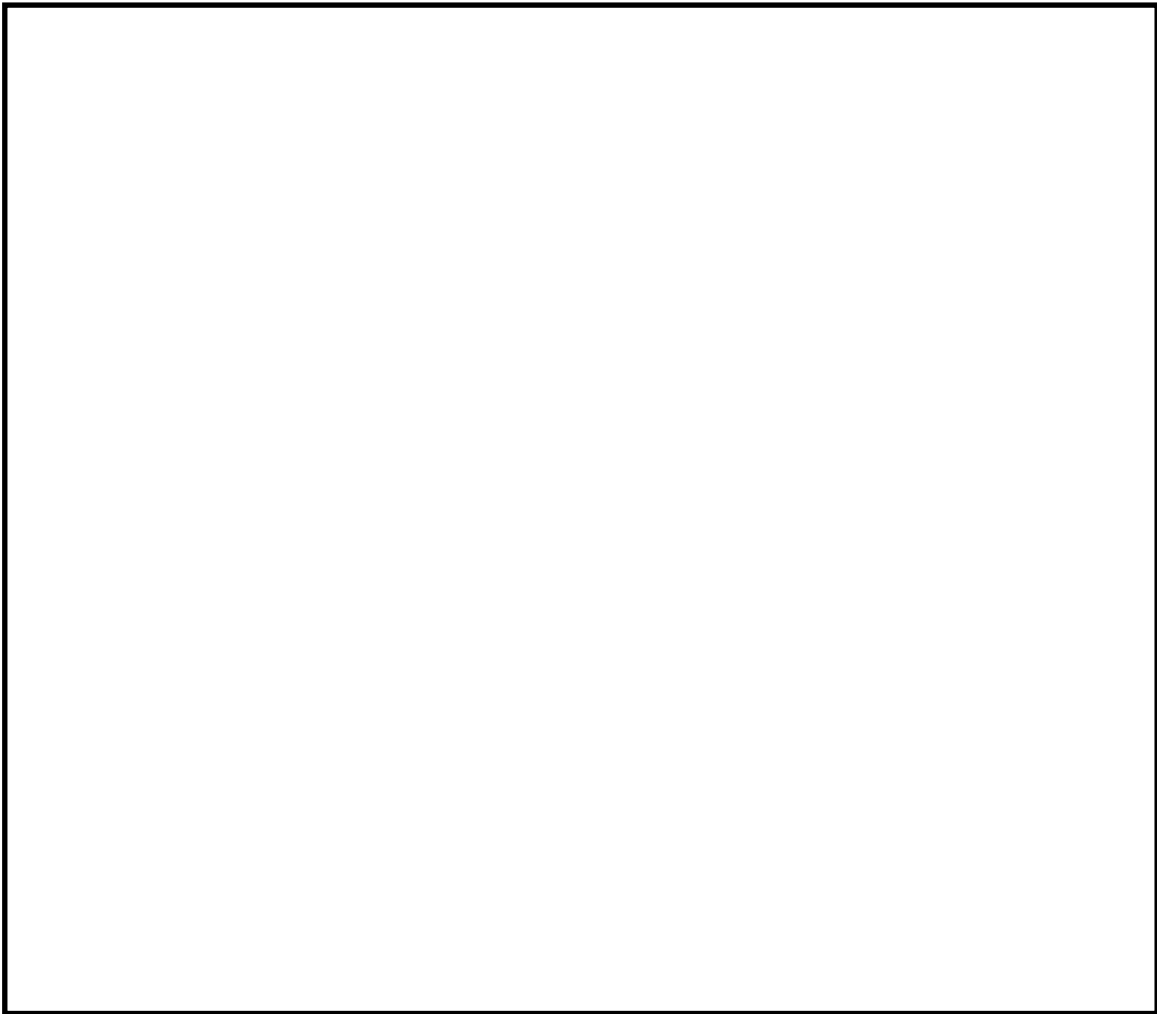
（例）機器を上からA/B/Cの順に表示

(3) VDUを用いる場合は，事故時等，監視操作範囲が複数の系統に渡るタスクでは，処置に則した監視情報と操作器を極力1画面に表示する。

(4) 操作器は，標準的な形状を設け，釦の配置位置や大きさ等可能な限り統一することで，誤操作防止を図る。

以下，VDUを用いた場合の表示機能について画面例を用いて説明する。ハードウェア器具を用いる中央監視操作盤，その他制御盤の表示機能については，補足説明資料「設計基準事故時の中央制御室の機能」における「2. 誤操作防止対策」に準じることとする。

### 1.2.2.1 重大事故操作盤の表示の例



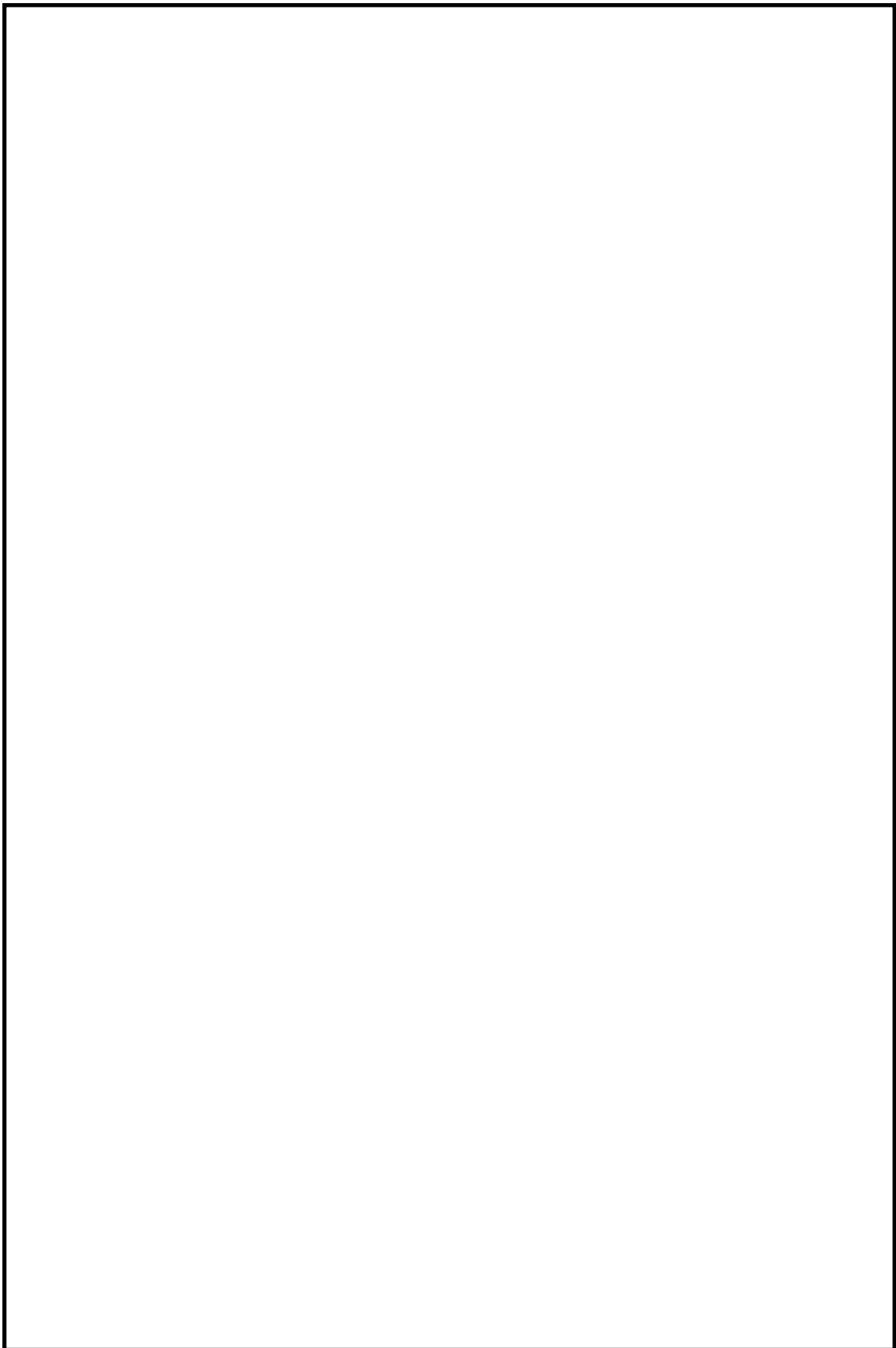


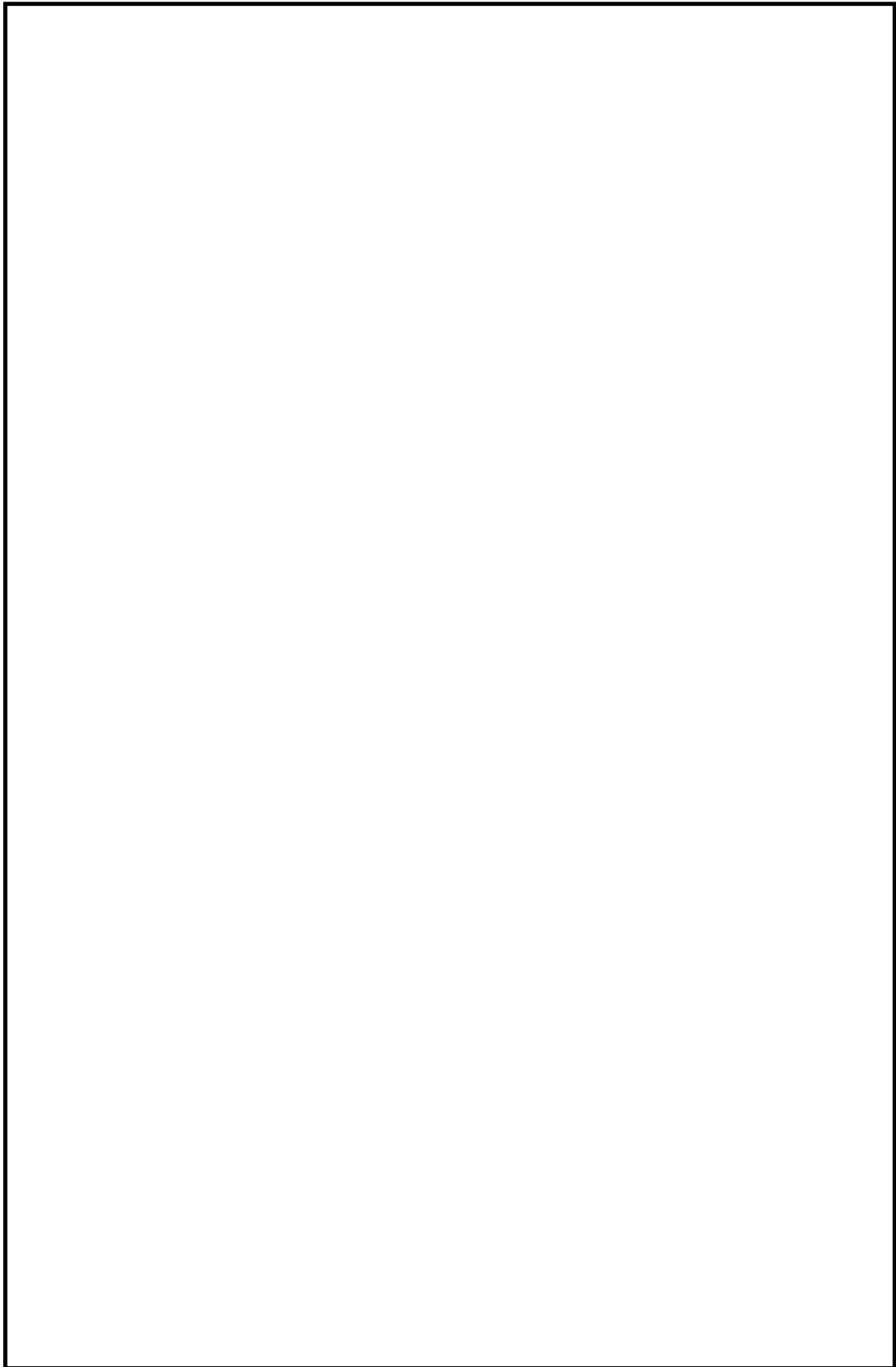
### 1.2.3 操作機能について

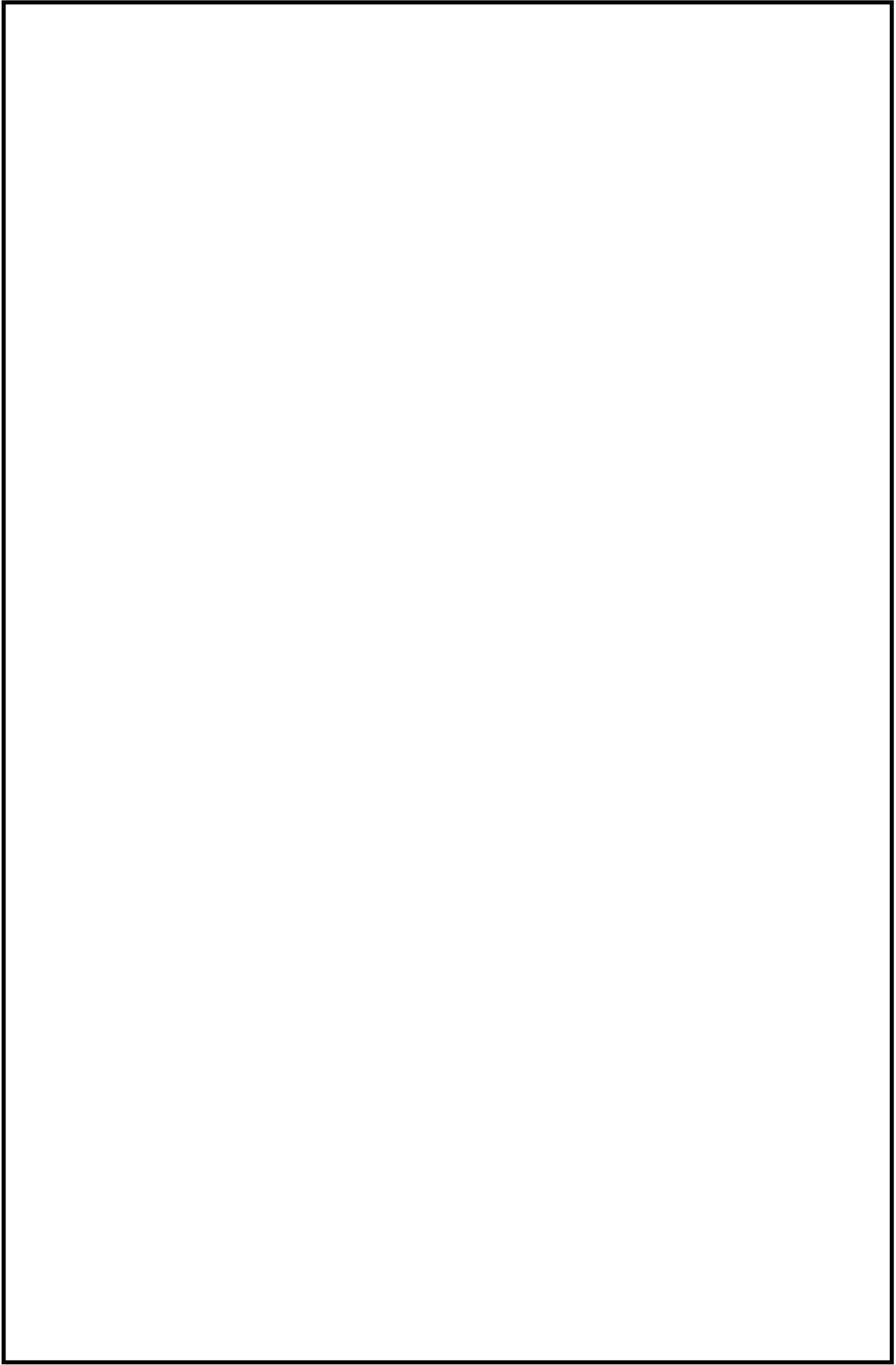
- (1) 操作器は運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致したものとする。  
(例) 操作器内の釦は左が「切（閉）」，右が「入（開）」
- (2) 操作器は，色，形状，大きさのコーディングや操作方法に一貫性を持たせる設計とする。
- (3) VDUを用いる場合は，画面のタッチ領域は十字カーソル等とし，タッチ可能な領域を識別するとともに，操作信号を出力するタッチ領域は十分な大きさを確保し，隣接するタッチ領域とも距離を離す。
- (4) VDUを用いる場合は，操作信号を出力する操作器は，操作器をアクティブにした状態でないと操作器の操作が行えないようにする。

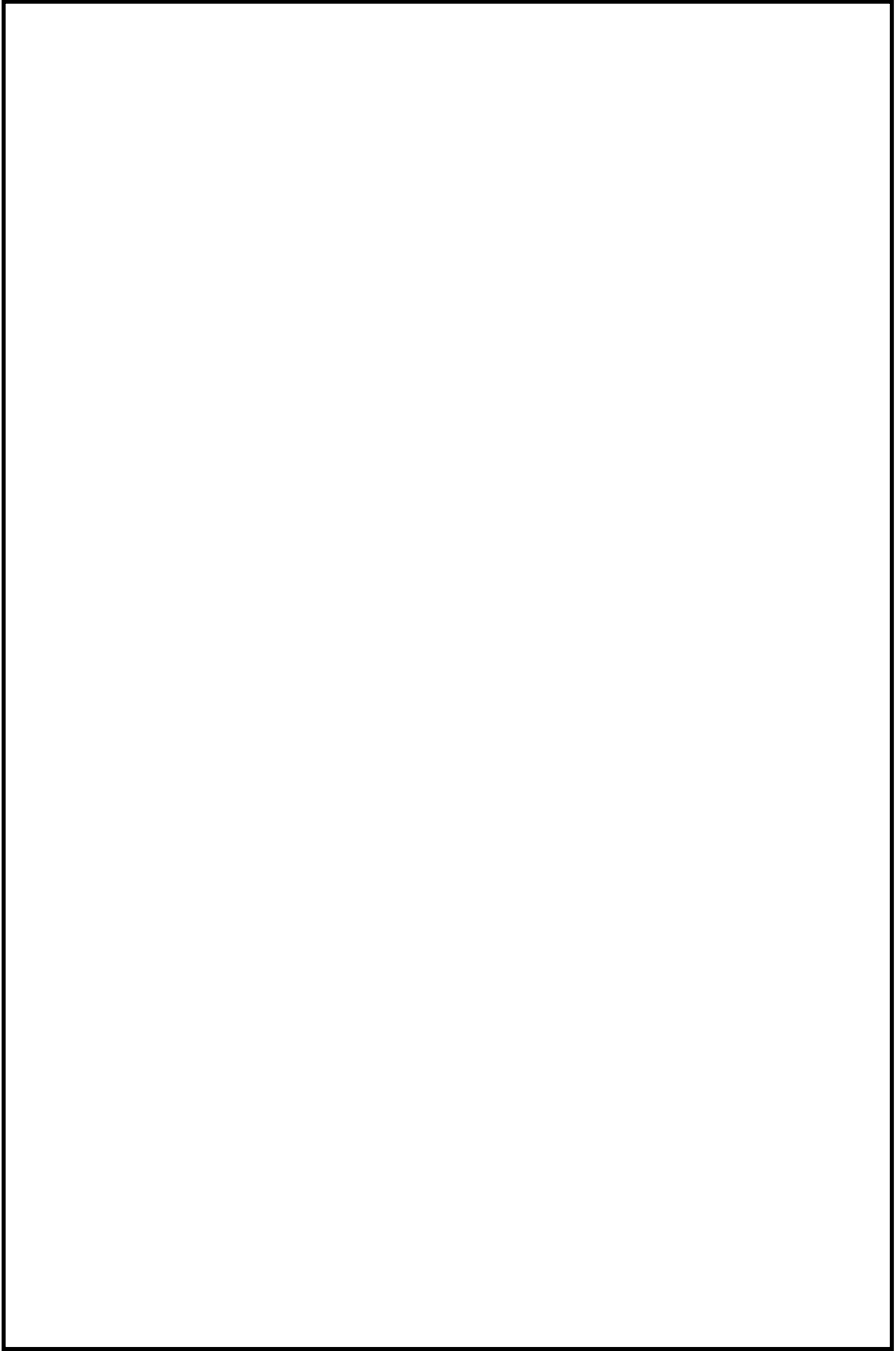
以下，VDUを用いた場合の操作機能について画面例を用いて説明する。ハードウェア器具を用いる中央監視操作盤及びその他制御盤の操作機能については，補足説明資料「設計基準事故時の中央制御室の機能」における「2. 誤操作防止対策」に準拠することとする。

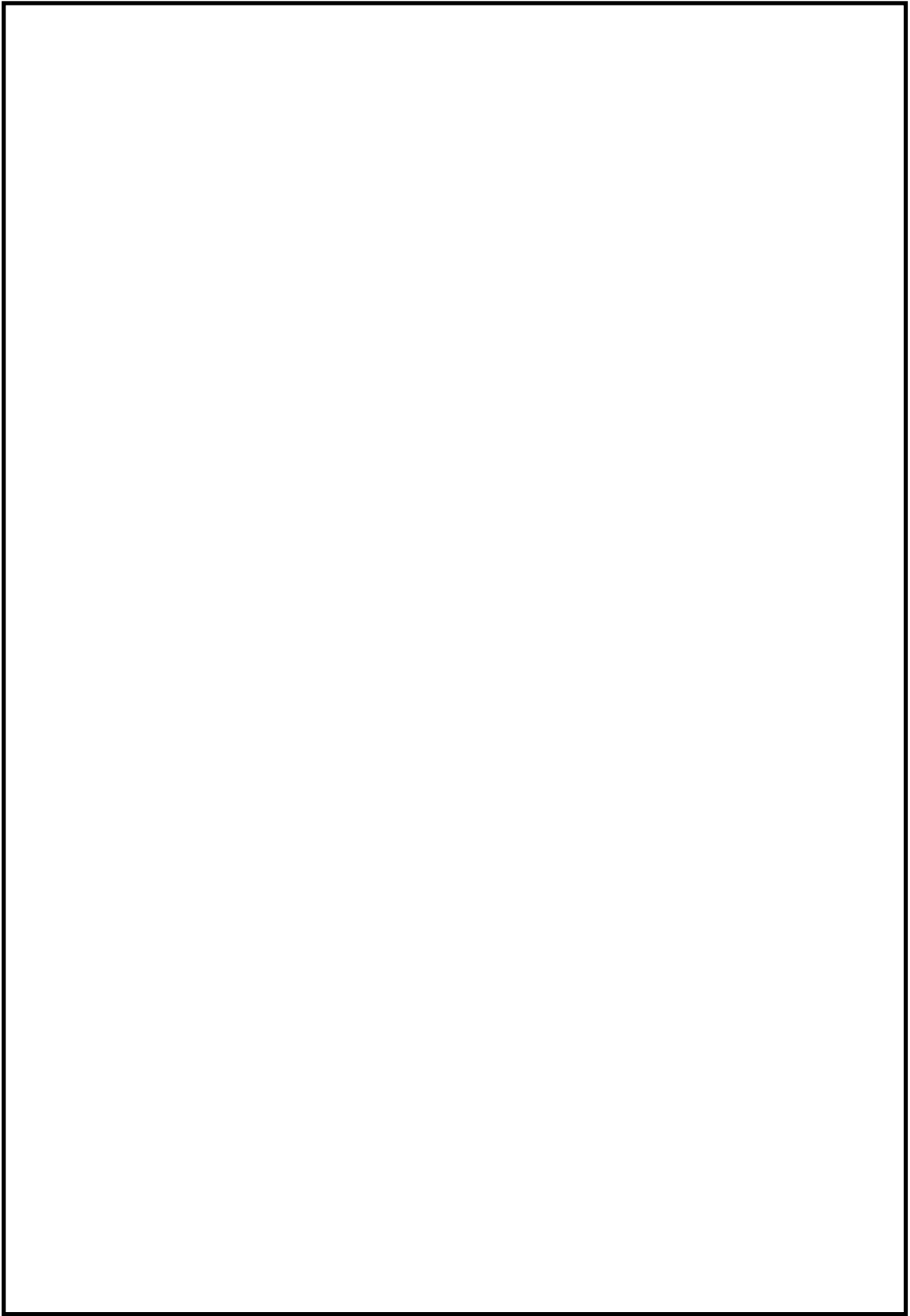
### 1.2.3.1 重大事故操作盤の操作の例











#### 1.2.4 警報表示機能

警報発信時は、吹鳴音を吹鳴させ、中央監視操作盤の代表警報及びVDUの警報を点滅表示させる。また、警報の重要度・緊急度を確実かつ容易に識別・判断できるように色による識別を行う。

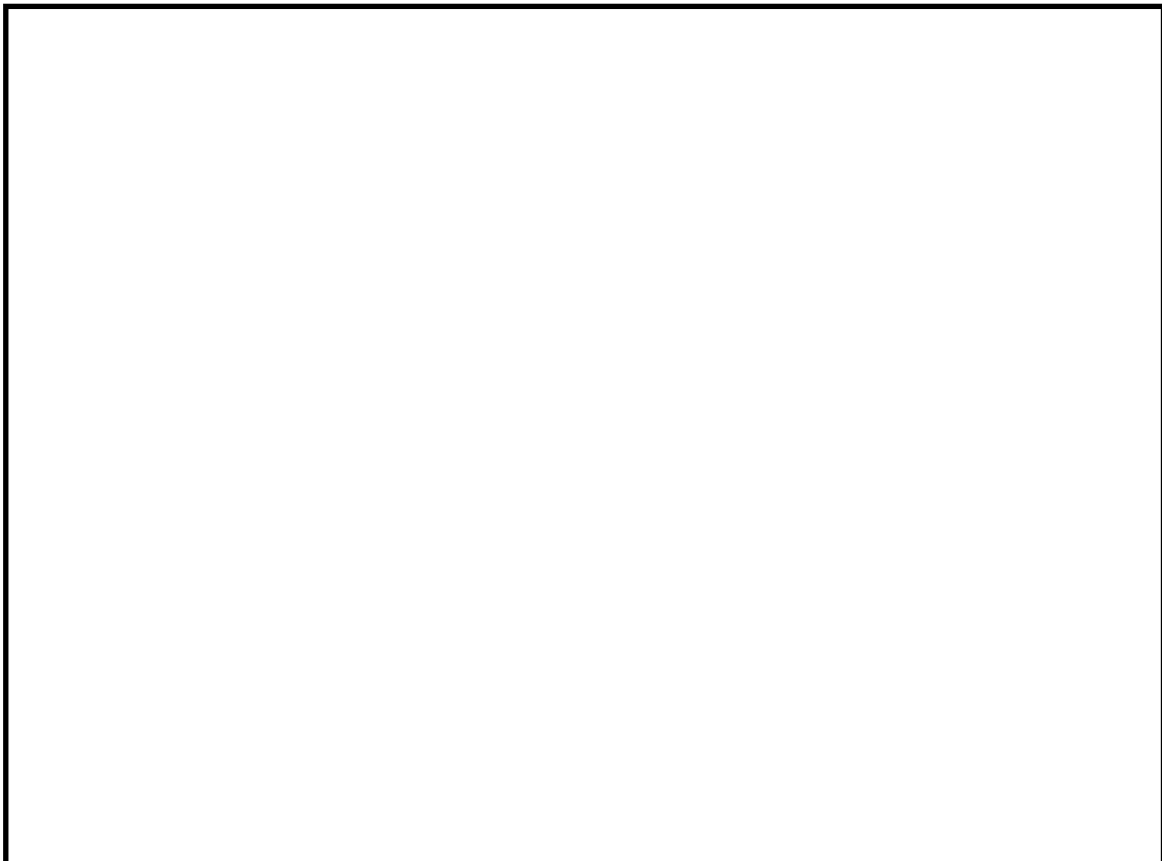
警報の重要度は警報の色により識別可能とする。

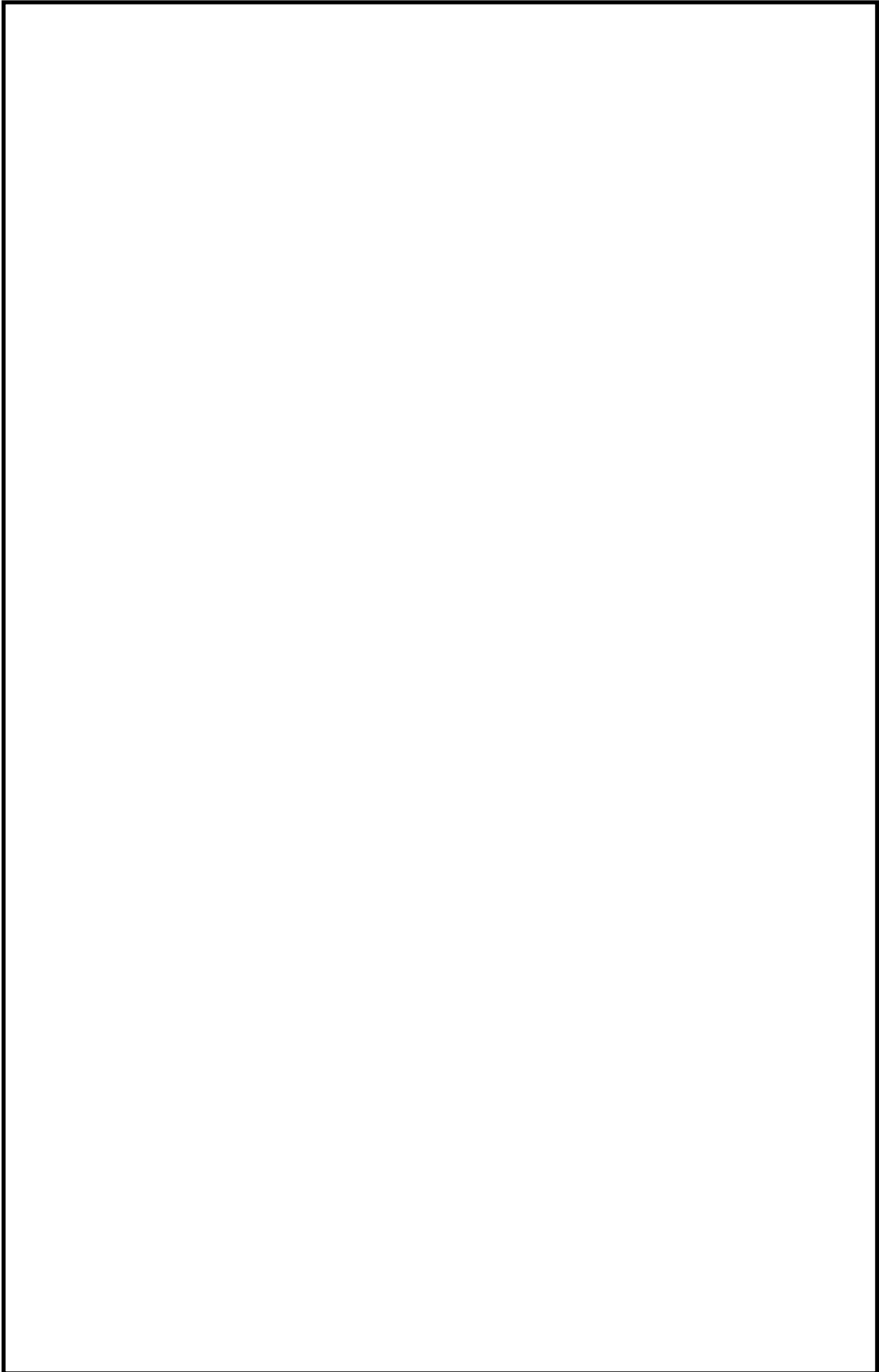
- ・重故障：「赤」 系統機能の喪失・低下を伴う系統異常による警報
- ・軽故障：「黄」 重故障以外の系統異常による警報

警報発信時において、警報確認操作を実施した後は、警報の点滅表示を連続点灯に切り替えるとともに、ブザー吹鳴を停止する設計とする。

以下、VDUを用いた場合の警報表示機能について画面例を用いて説明する。ハードウェア器具を用いる中央監視操作盤及びその他制御盤の操作機能については、補足説明資料「設計基準事故時の中央制御室の機能」における「2. 誤操作防止対策」に準じることとする。

##### 1.2.4.1 重大事故操作盤の警報表示の例







## 1.2.5 ソフトウェア故障の考慮について

### 1.2.5.1 冗長化構成

重大事故操作盤には、使用実績豊富なソフトウェアを採用することとしており、重大事故等時における補機操作には問題ないと考えているが、更なる信頼性向上に資する自主対策として、デジタル制御装置は多重化し、VDUについても相互バックアップ機能を設けることにより単一故障に対して機能喪失しないように考慮した設計とする。万が一、ソフトウェアが機能喪失しても、ハードウェア器具により補機操作回路に信号を入力可能な設計を採用するとともに、必要な手順を整備することとする。

手動信号入力の対象補機は、表1-4において重大事故操作盤の操作対象となっている系統の補機である。

具体的な手順を1.2.5.2 に示す。

### 1.2.5.2 ソフトウェアの機能喪失時における補機の手動操作手順

重大事故操作盤での補機操作ができなくなった場合の手段として、ハードウェア器具により補機の操作信号をソフトウェアを介さずに入力する手順を整備する。

#### (1) 手順着手の判断基準

補機に給電中の状態で、制御盤のソフトウェアが機能喪失し重大事故操作盤のFD画面で補機操作ができない場合。

#### (2) 操作手順

- a. 制御盤の補機への出力信号の状態を確認する。
- b. 手動操作が必要な補機に対応する制御盤内のスイッチを操作し、補機の操作信号を手動で直接入力する。

## 2. 重大事故等時の監視操作設備に係る設計上の考慮事項の補足について

### 2.1 各運転状態で使用する中央制御室の監視操作設備

設計基準事故時及び重大事故等時の各運転状態において使用する、中央制御室の監視操作設備について、以下に述べる。

#### (1) 設計基準事故時 (DBA)

設計基準事故対処設備の監視操作を主に中央監視操作盤及びその他制御盤を用いて行う。

#### (2) 重大事故等時 (SA)

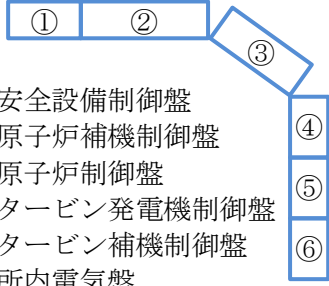

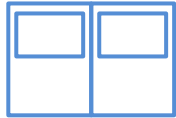
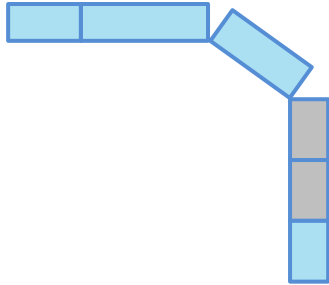

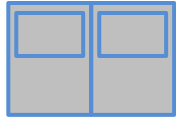
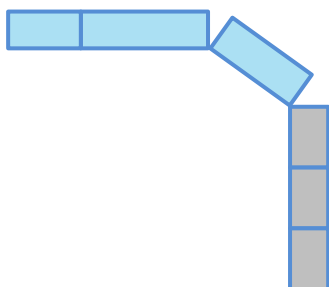

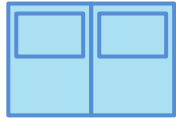
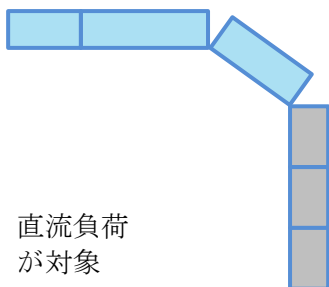

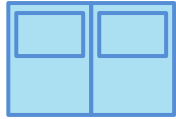
DB 兼 SA 設備の監視操作を中央監視操作盤、その他制御及び重大事故操作盤を用いて行い、SA 設備の監視操作は重大事故操作盤及び重大事故監視盤を用いて行う。

SBO を伴う SA 時に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備の起動に失敗した場合、負荷低減のため中央制御室以外での不要直流負荷切離しを行い、常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電により、中央監視操作盤、その他制御盤、重大事故操作盤及び重大事故監視盤を用いて直流負荷の DB 兼 SA 設備及び SA 設備の監視操作を行う。

常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備の蓄電池の枯渇により直流設備への給電ができない場合は、可搬型直流電源設備から給電する。

上記を整理した結果を表 2-1 に示す。

表 2-1 各運転状態で使用する監視操作設備

運転状態	当該の運転状態で使用する設備 (使用する設備：水色 使用しない設備：灰色)			電源
	中央監視操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤及び 重大事故監視盤	
	 <p>①安全設備制御盤 ②原子炉補機制御盤 ③原子炉制御盤 ④タービン発電機制御盤 ⑤タービン補機制御盤 ⑥所内電気盤</p>			
① DBA				非常用交 流電源設 備
② SA (SBO 時以外)				常設代替 交流電源 設備 又は 可搬型代 替交流電 源設備
③ SA (SBO 時)	 <p>直流負荷 が対象</p>	 <p>直流負荷 が対象</p>	 <p>直流負荷 が対象</p>	常設直流 電源設備 及び 常設代替 直流電源 設備 又は 可搬型代 替直流電 源設備

## 2.2 常時起動とする設計について

重大事故等は、起因事象により突然発生する場合や設計基準事故から事象進展した結果生じる場合があるため、重大事故等時にのみ使用する監視操作設備であっても、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も使用可能な状態にしておかなければ、起動操作や機器の起動中には機能を発揮できず、重大事故等発生初期における運転員の監視操作が速やかに行えない可能性がある。

したがって、重大事故操作盤及び重大事故監視盤は、重大事故等が生じると同時に機能を発揮できるように常時起動とする設計とする。

重大事故等対処設備の使用を開始する時期（例）を表 2-2 に示す。

表 2-2 重大事故等対処設備の使用を開始する時期（例）

設備分類	補機 (ポンプ類, 弁等)	補機 (動力電源)	監視操作設備
設備例	低圧原子炉代替注水ポンプ	常設代替交流電源設備 又は可搬型代替交流電源設備	重大事故操作盤
設備の使用を開始する時期	重大事故等時において、事象進展に伴い低圧原子炉代替注水系等が必要になった時	外部電源及び非常用交流電源を喪失した時	重大事故等発生と同時
起動に係わる基本設計	必要時起動	必要時起動	常時起動

## 2.3 表示パラメータ及び SBO 時に監視可能なパラメータ

重大事故等時の監視操作設備の表示パラメータ及び SBO 時において中央制御室で監視可能なパラメータを表 2-3 に示す。

表 2-3 重大事故等時の監視操作設備の表示パラメータ及び SBO 時において中央制御室で監視可能なパラメータ (1/3)

No.	パラメータ名	設備区分 (検出器)	ERSS 伝送パラ メータ*	SPDSへ のバックア ップ対象	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	SBO 時 監視可能 パラメータ	備考
1	原子炉压力容器温度 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	
2	原子炉圧力	DB 兼 SA	○	○	—	—	○	○	
3	原子炉圧力 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	
4	原子炉水位 (広帯域)	DB 兼 SA	○	○	—	—	○	○	
5	原子炉水位 (燃料域)	DB 兼 SA	○	○	—	—	○	○	
6	原子炉水位 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	
7	高圧原子炉代替注水流量	SA	—	○	—	—	○	○	
8	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	DB 兼 SA	○	○	○	—	—	○	
9	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	DB 兼 SA	○	○	○	—	—	—	
10	残留熱除去ポンプ出口流量	DB 兼 SA	○	○	○	—	—	—	
11	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	DB 兼 SA	○	○	○	—	—	—	
12	代替注水流量 (常設)	SA	○	○	—	—	○	○	
13	低圧原子炉代替注水流量	SA	○	○	—	—	○	○	
14	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	SA	○	○	—	—	○	○	
15	格納容器代替スプレイ流量	SA	○	○	—	—	○	○	
16	ペDESTAL代替注水流量	SA	○	○	—	—	○	○	
17	ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	SA	○	○	—	—	○	○	
18	残留熱代替除去系原子炉注水流量	SA	—	○	—	—	○	○	
19	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	SA	—	○	—	—	○	○	
20	ドライウェル温度 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	
21	ペDESTAL温度 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	
22	ペDESTAL水温度 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	

注記\*：原子力事業者防災業務計画の修正に合わせ、必要に応じて適宜見直す。

表 2-3 重大事故等時の監視操作設備の表示パラメータ及び SBO 時において中央制御室で監視可能なパラメータ (2/3)

No.	パラメータ名	設備区分 (検出器)	ERSS 伝送パラ メータ*	SPDSへ のバックア ップ対象	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	SBO 時 監視可能 パラメータ	備考
23	サプレッションチェンバ温度 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	
24	サプレッションプール水温度 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	
25	ドライウエル圧力 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	
26	サプレッションチェンバ圧力 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	
27	サプレッションプール水位 (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	
28	ドライウエル水位	SA	—	○	—	—	○	○	
29	ペDESTAL水位	SA	—	○	—	—	○	○	
30	格納容器水素濃度 (B系)	DB 兼 SA	○	○	—	—	○	—	
31	格納容器水素濃度 (SA)	SA	—	○	—	—	○	—	
32	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	DB 兼 SA	○	○	—	○	○	○	
33	格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッションチェンバ)	DB 兼 SA	○	○	—	○	○	○	
34	中性子源領域計装	DB 兼 SA	○	○	—	○	—	—	
35	中間領域計装	DB 兼 SA	○	○	—	○	—	—	
36	出力領域計装	DB 兼 SA	—	○	—	○	—	—	
37	スクラバ容器水位	SA	—	○	—	—	○	○	
38	スクラバ容器圧力	SA	—	○	—	—	○	○	
39	スクラバ容器温度	SA	—	○	—	—	○	○	
40	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)	SA	—	○	—	—	○	○	重大事故監視盤でも監視可能
41	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)	SA	—	○	—	—	○	○	重大事故監視盤でも監視可能
42	第1ベントフィルタ出口水素濃度	SA	—	○	—	—	○	○	

注記\*：原子力事業者防災業務計画の修正に合わせ、必要に応じて適宜見直す。

表 2-3 重大事故等時の監視操作設備の表示パラメータ及び SBO 時において中央制御室で監視可能なパラメータ (3/3)

No.	パラメータ名	設備区分 (検出器)	ERSS 伝送パラ メータ*	SPDSへ のバックア ップ対象	中央監視 操作盤	その他 制御盤	重大事故 操作盤	SBO 時 監視可能 パラメータ	備考
43	残留熱除去系熱交換器入口温度	DB 兼 SA	—	○	—	—	○	○	
44	残留熱除去系熱交換器出口温度	DB 兼 SA	—	○	—	—	○	○	
45	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	DB 兼 SA	—	○	○	—	—	—	
46	高圧炉心スプレィポンプ出口圧力	DB 兼 SA	—	○	○	—	—	—	
47	残留熱除去ポンプ出口圧力	DB 兼 SA	—	○	—	—	○	○	
48	低圧原子炉代替注水槽水位	SA	—	○	—	—	○	○	
49	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	SA	—	○	—	—	○	○	
50	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	DB 兼 SA	—	○	○	—	—	○	
51	低圧炉心スプレィポンプ出口圧力	DB 兼 SA	—	○	○	—	—	—	
52	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	SA	—	○	—	—	○	○	
53	原子炉建物水素濃度	SA	—	○	—	—	○	—	
54	静的触媒式水素処理装置入口温度	SA	—	○	—	—	○	○	
55	静的触媒式水素処理装置出口温度	SA	—	○	—	—	○	○	
56	格納容器酸素濃度 (B系)	DB 兼 SA	○	○	—	—	○	—	
57	格納容器酸素濃度 (SA)	SA	—	○	—	—	○	—	
58	燃料プール水位・温度 (SA)	DB 兼 SA	—	○	—	—	○	○	
59	燃料プール水位 (SA)	SA	—	○	—	—	○	—	
60	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	重大事故監視盤 でも監視可能
61	燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA)	SA	—	○	—	—	○	○	重大事故監視盤 でも監視可能

注記\* : 原子力事業者防災業務計画の修正に合わせ、必要に応じて適宜見直す。

## 2.4 設計基準事故対処設備との分離及び切替について

重大事故操作盤は，設計基準事故対処設備の中央監視操作盤と物理的，電氣的に分離し，他の設備に悪影響を及ぼさないよう独立した設計とする。

### 2.4.1 中央監視操作盤に関する分離設計

重大事故操作盤へ出力するDB兼SA設備のパラメータについては，重大事故操作盤の故障の影響を設計基準事故対処設備に与えないようアイソレータを用いることで，電氣的分離を図りつつ，信号の取り出しが可能な設計とする。また，重大事故操作盤へのアイソレータからの信号取り出しの配線については，設計基準事故対処設備の配線等と独立した設計とする。

また，アイソレータは，常時給電可能な設計とする。

分離設計の概念図を図2-1に，アイソレータの概念図を図2-2に示す。

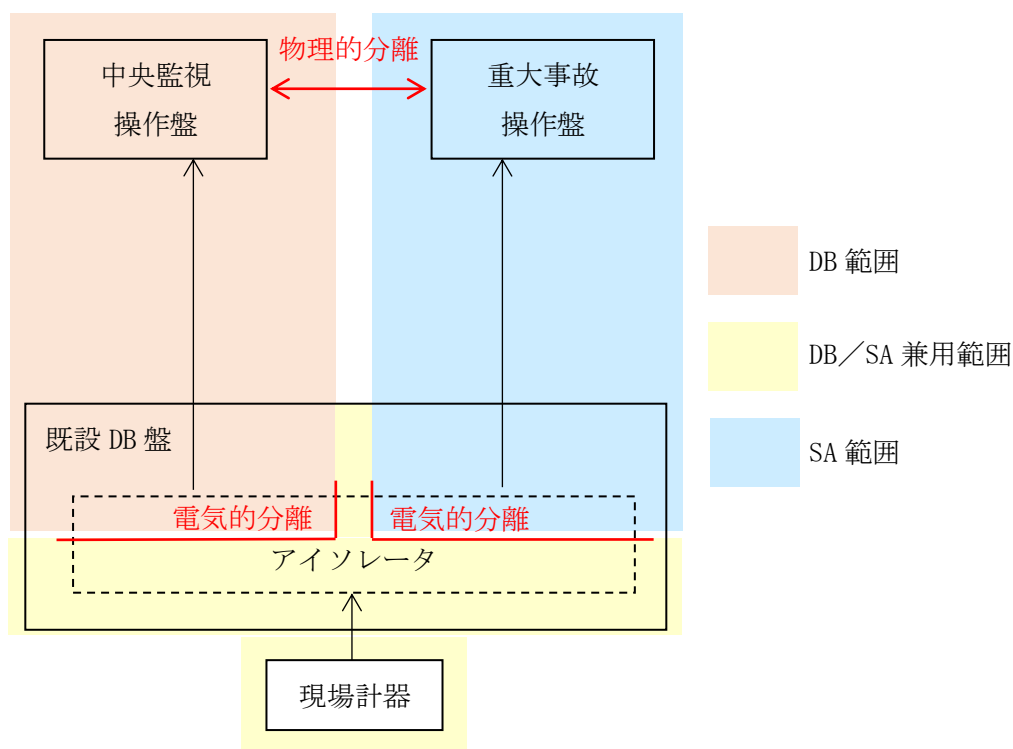


図 2-1 分離設計の概念図



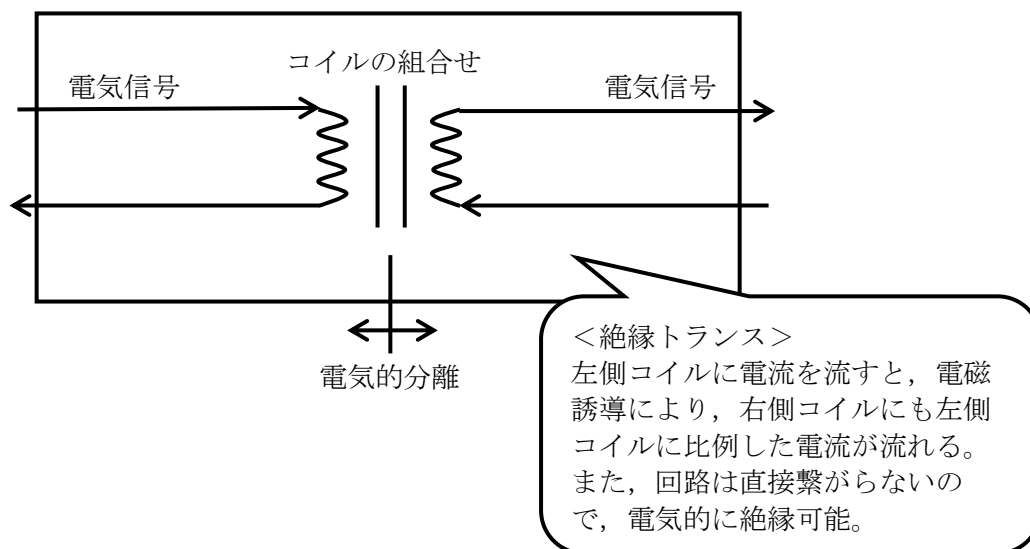


図 2-2 アイソレータの概念図

## 2.5 重大事故等時の監視操作設備の設置場所について

中央監視操作盤，その他制御盤，重大事故操作盤及び重大事故監視盤の設置場所は中央制御室とする。具体的な設置場所を図2-3に示す。

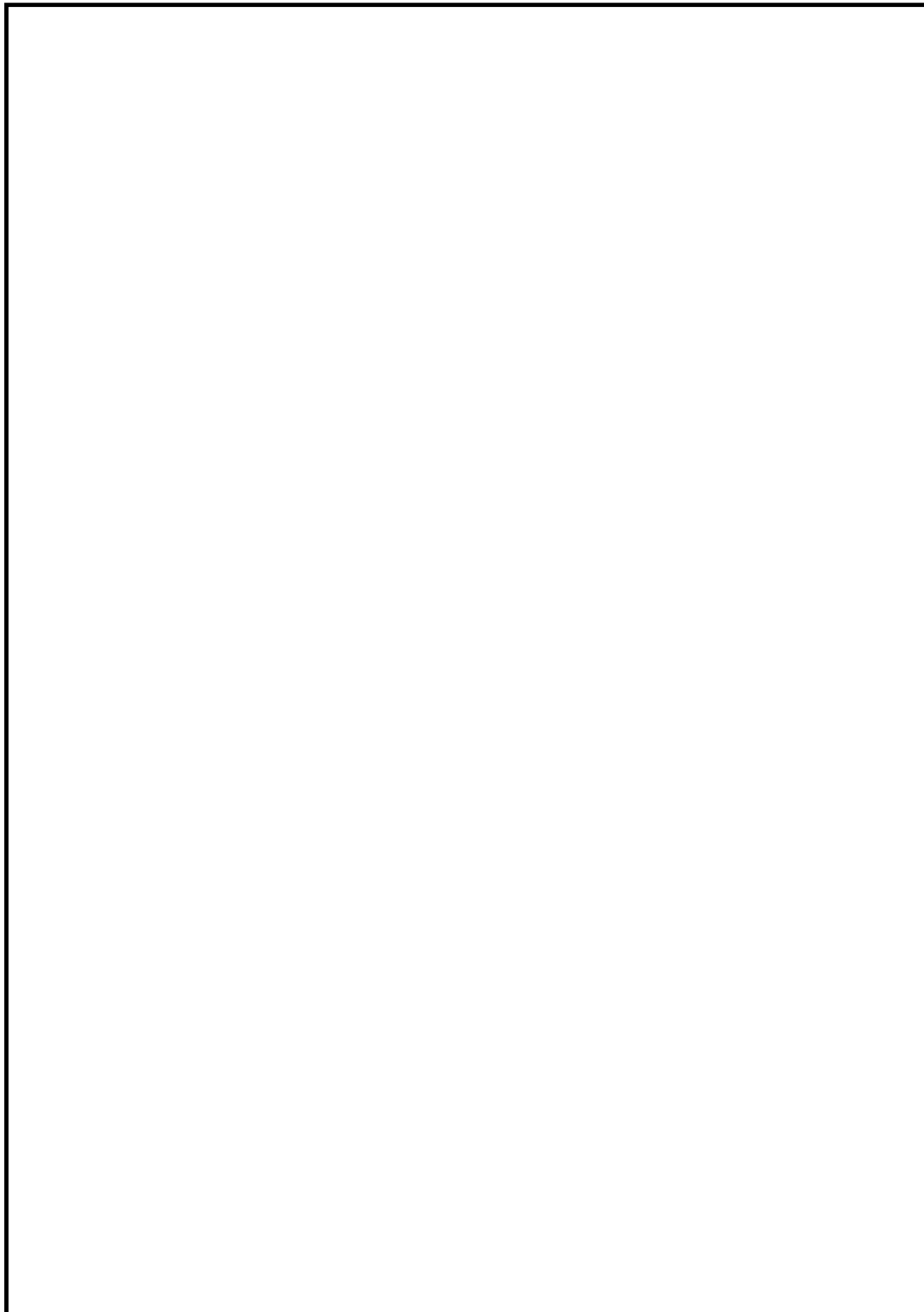


図2-3 重大事故等時の監視操作設備の設置場所

中央制御室の機能に関する説明書及び緊急時対策所の機能に関する説明書に係る補足説明資料（有毒ガス防護に係る補足説明資料）

## 目 次

1. 「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」への適合状況について .....	1
2. 固定源及び可動源の特定について .....	46
3. 他の有毒化学物質等との反応により発生する有毒ガスの考慮について .....	131
4. 受動的に機能を発揮する設備について .....	133
5. 有毒ガス影響評価に使用する気象条件について .....	137
6. 原子炉施設周辺の建物影響による拡散の影響について .....	139
7. 可動源に対する防護措置の詳細について .....	147

## 1. 「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」への適合状況について

### 1.1 はじめに

中央制御室及び緊急時対策所の有毒ガス防護に係る影響評価について、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」（平成 29 年 4 月 5 日原子力規制委員会）への適合状況を表 1-1 に示す。

表 1-1 有毒ガス防護に係る影響評価ガイドへの適合状況について

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>1. 総則</p> <p>1.1 目的</p> <p>本評価ガイドは、設置許可基準規則<sup>1</sup>第26条第3項等に関し、実用発電用原子炉及びその附属施設（以下「実用発電用原子炉施設」という。）の敷地内外（以下単に「敷地内外」という。）において貯蔵又は輸送されている有毒化学物質から有毒ガスが発生した場合に、1.2に示す原子炉制御室、緊急時制御室及び緊急時対策所（以下「原子炉制御室等」という。）内並びに重大事故等対処上特に重要な操作を行う地点（1.3（11）参照。以下「重要操作地点」という。）にとどまり対処する必要のある要員に対する有毒ガス防護の妥当性<sup>2</sup>を審査官が判断するための考え方の一例を示すものである。</p> <p>1.2 適用範囲</p> <p>本評価ガイドは、実用発電用原子炉施設の表1に示す有毒ガス防護対象者の有毒ガス防護に関して適用する。</p> <p>また、研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設並びに再処理施設については、本評価ガイドを参考にし、施設の特性に応じて判断する。</p> <p>なお、火災・爆発による原子炉制御室等の影響評価は、原子力規制委員会が別に定める「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」<sup>参1</sup>及び「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」<sup>参2</sup>による。</p>	<p>1.1 目的</p> <p>（目的については省略）</p> <p>1.2 適用範囲 → 評価ガイドどおり</p> <p>中央制御室、緊急時対策所、重要操作地点における有毒ガス防護対象者を評価対象としている。</p> <p>なお、火災（大型航空機衝突に伴う火災を含む）・爆発による影響評価は本評価では対象外とする。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド

原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況

表1 有毒ガス防護対象者

場所	有毒ガス防護対象者	本評価ガイドでの略称		
原子炉制御室 緊急時制御室	運転員	運 転 ・ 初 動 要 員	運 転 ・ 指 示 要 員	運 転 ・ 対 処 要 員
緊急時対策所	指示要員 <sup>3</sup> のうち初動対応を行う者（解説-1）			
	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 <sup>4</sup> のうち初動対応を行う者（解説-1）			
	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員			
重要操作地点	重大事故等に対処するために必要な要員 <sup>5</sup>			
	重大事故等対処上特に重要な操作を行う要員 <sup>6</sup>			

（解説-1）初動対応を行う者

設計基準事故等の発生初期に、緊急時対策所において、緊急時組織の指揮、通報連絡及び要員招集を行う者であり、指揮、通報連絡及び要員招集のため、夜間及び休日も敷地内に常駐する者をいう。

1.3 用語の定義

(1) IDLH (Immediately Dangerous to Life or Health) 値

NIOSH<sup>7</sup>で定められている急性の毒性限度（人間が30分間ばく露された場合、その物質が生命及び健康に対して危険な影響を即時に与える、又は避難能力を妨げるばく露レベルの濃度限度値）をいう<sup>参3</sup>。

(2) インリーク

換気空調設備のフィルタを經由しないで原子炉制御室等内に流入する空気をいう。

1.3 用語の定義

ガイドに基づき用語の定義を用いる。

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>(3) インリーク率</p> <p>「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」<sup>※4</sup>の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」において定められた空気流入率で、換気空調設備のフィルタを経由しないで原子炉制御室等内に流入する単位時間当たりの空気量と原子炉制御室等バウンダリ内の体積との比をいう。</p> <p>(4) 可動源</p> <p>敷地内において輸送手段(例えば、タンクローリー等)の輸送容器に保管されている、有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質をいう。</p> <p>(5) 緊急時制御室</p> <p>設置許可基準規則第42条等に規定する特定重大事故等対処施設の緊急時制御室をいう。</p> <p>(6) 緊急時対策所</p> <p>設置許可基準規則第34条等に規定する緊急時対策所をいう。</p> <p>(7) 空気呼吸具</p> <p>高圧空気容器(以下「空気ボンベ」という。)から減圧弁等を通して、空気を面体<sup>8</sup>に供給する器具のうち顔全体を覆う自給式のブレッシャデマンド型のものをいう。</p> <p>(8) 原子炉制御室</p> <p>設置許可基準規則第26条等に規定する原子炉制御室をいう。</p> <p>(9) 原子炉制御室等バウンダリ</p>	



有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>有毒ガスの発生時に、原子炉制御室等の換気空調設備によって、給・排気される区画の境界によって取り囲まれている空間全体をいう。</p> <p>(10) 固定源</p> <p>敷地内外において貯蔵施設（例えば、貯蔵タンク、配管ライン等）に保管されている、有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質をいう。</p> <p>(11) 重要操作地点</p> <p>重大事故等対処上、要員が一定期間とどまり特に重要な操作を行う屋外の地点のことで、常設設備と接続する屋外に設けられた可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続を行う地点をいう。</p> <p>(12) 有毒ガス</p> <p>気体状の有毒化学物質（国際化学安全性カード<sup>9</sup>等において、人に対する悪影響が示されている物質）及び有毒化学物質のエアロゾルをいう（有毒化学物質から発生するもの及び他の有毒化学物質等との化学反応によって発生するものを含む。）。</p> <p>(13) 有毒ガス防護判断基準値</p> <p>技術基準規則解釈<sup>10</sup>第38条13、第46条2及び第53条3等に規定する「有毒ガス防護のための判断基準値」であって、有毒ガスの急性ばく露に関し、中枢神経等への影響を考慮し、運転・対処要員の対処能力（情報を収集発信する能力、判断する能力、操作する能力等）に支障を来さないと想定される濃度限度値をい</p>	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>う。</p> <p>2. 有毒ガス防護に係る妥当性確認の流れ</p> <p>敷地内の固定源及び可動源並びに敷地外の固定源の流出に対して、運転・対処要員に対する有毒ガス防護の妥当性を確認する。確認の流れを図1に示す。</p> <p>表2に、対象発生源（有毒ガス防護対象者の吸気中の有毒ガス濃度<sup>11</sup>の評価値が有毒ガス防護判断基準値を超える発生源をいう。以下同じ。）と有毒ガス防護対象者との関係を示す。（解説・2）</p> <p>（解説・2）有毒ガス防護対象者と発生源の関係</p> <p>① 原子炉制御室及び緊急時制御室の運転員</p> <p>原子炉制御室及び緊急時制御室の運転員については、対象発生源の有無に関わらず、有毒ガスに対する防護を求めることとした。</p> <p>② 対象発生源から発生する有毒ガス及び予期せず発生する有毒ガス（対象発生源がない場合を含む。）に係る有毒ガス防護対象者</p> <p>▶ 対象発生源から発生する有毒ガスに係る有毒ガス防護対象者</p> <p>敷地内外の固定源については、特定されたハザードがあるため、設計基準事故時及び重大事故時（大規模損壊時を含む。）に有毒ガスが発生する可能性を考慮し、運転・対処要員</p>	<p>2. 有毒ガス防護に係る妥当性確認の流れ → 評価ガイドどおり敷地内の固定源及び可動源並びに敷地外の固定源に対して、別添図1-1のフローに従い評価している。</p> <p>有毒ガス影響評価にあたっては、防護対象者を評価ガイド表2のとおりに設定している。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>を有毒ガス防護対象者とする事とした。</p> <p>ただし、ブルーム通過中及び重大事故等対処上特に重要な操作中において、敷地内に可動源が存在する（有毒化学物質の補給を行う）ことが想定し難いことから、当該可動源に対しては、運転・指示要員以外については有毒ガス防護対象者としなくてもよい事とした。</p> <p>➤ 予期せず発生する有毒ガス（対象発生源がない場合を含む。）に係る有毒ガス防護対象者</p> <p>特定されたハザードはない場合でも、通常運転時に有毒ガスが発生する可能性を考慮し、運転・初動要員を有毒ガス防護対象者とする事とした。</p> <p>また、当該有毒ガス防護対象者は、設計基準事故時及び重大事故時（大規模損壊時を含む。）にも、通常運転時と同様に防護される必要がある。</p>	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド

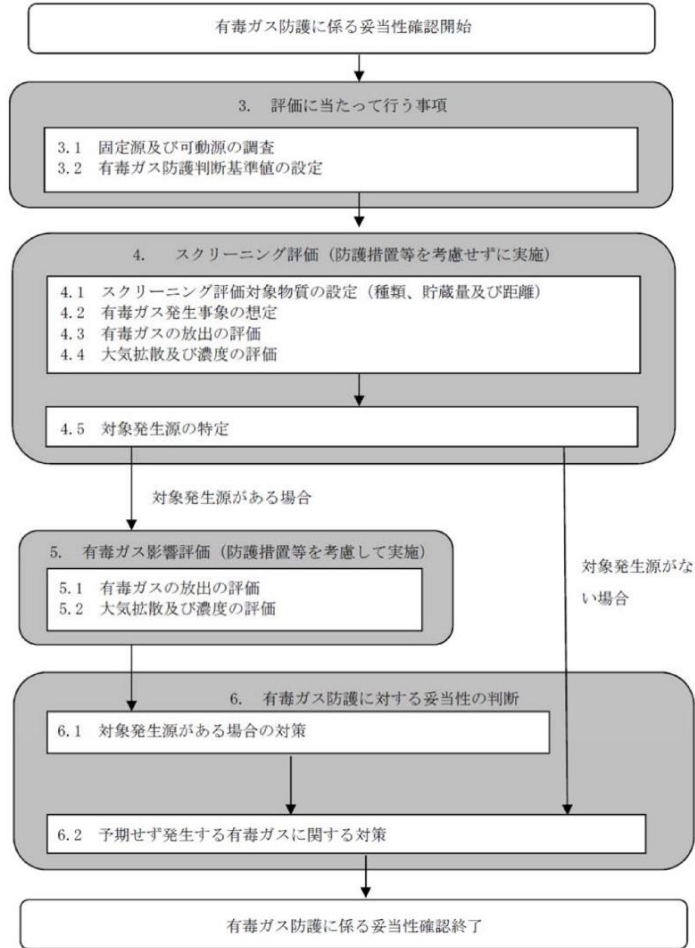
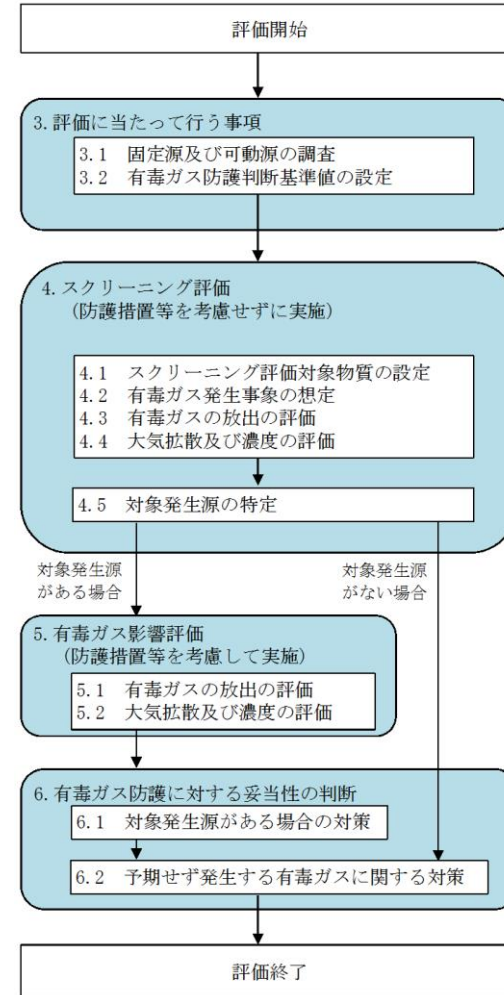


図1 妥当性確認の全体の流れ

原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況



別添図1-1 → 評価ガイドどおり

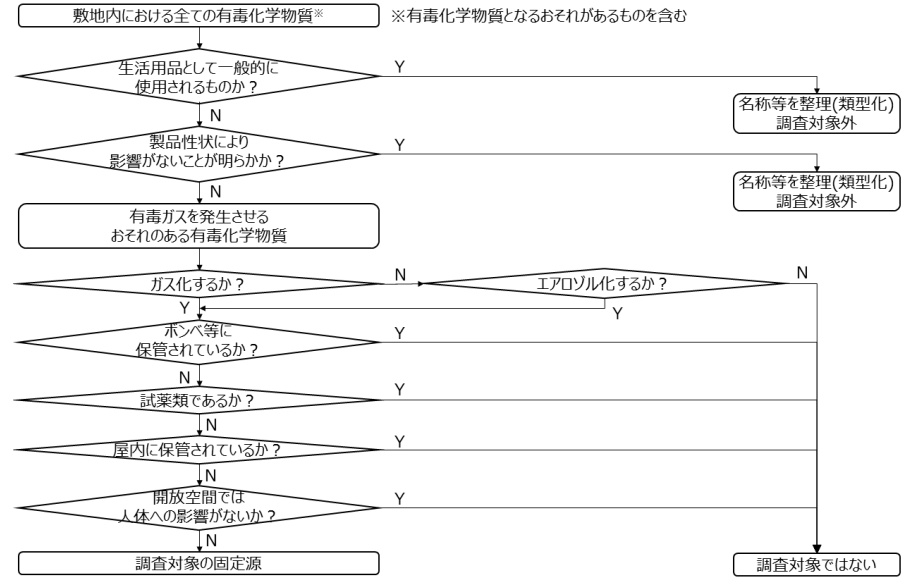
有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況										
<p style="text-align: center;">表2 有毒ガス防護対象者と対象発生源の関係</p> <table border="1" data-bbox="241 320 1039 421"> <thead> <tr> <th rowspan="2">有毒ガス 防護対象者</th> <th colspan="2">対象発生源がある場合</th> <th rowspan="2">予期せず発生する有毒ガス (対象発生源がない場合を含む。)</th> </tr> <tr> <th>敷地内外の固定源</th> <th>敷地内の可動源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>運転・対処要員</td> <td>運転・指示要員</td> <td>運転・初動要員</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 評価に当たって行う事項</p> <p>3.1 固定源及び可動源の調査</p> <p>(1) 敷地内の固定源及び可動源並びに原子炉制御室から半径10km以内にある敷地外の固定源を調査対象としていることを確認する。 (解説-3)</p> <p>1) 固定源</p> <p>① 敷地内に保管されている全ての有毒化学物質</p>	有毒ガス 防護対象者	対象発生源がある場合		予期せず発生する有毒ガス (対象発生源がない場合を含む。)	敷地内外の固定源	敷地内の可動源		運転・対処要員	運転・指示要員	運転・初動要員	<p>表2 有毒ガス防護対象者と対象発生源の関係 → 評価ガイドのとおり</p> <p>敷地内外の固定源は、運転・対処要員を防護対象者としている。 敷地内の可動源は、運転・指示要員を防護対象者としている。 予期せず発生する有毒ガスは、運転・初動要員を防護対象者としている。</p> <p>3. 評価に当たって行う事項</p> <p>3.1 固定源及び可動源の調査</p> <p>3.1(1) → 評価ガイドのとおり</p> <p>敷地内の固定源及び可動源並びに中央制御室等から半径10km以内にある敷地外固定源を調査対象としている。なお、固定源及び可動源については、評価ガイドの定義等に従う。</p> <p>1) 固定源</p> <p>① 敷地内の固定源は、以下のように調査した。</p> <p>調査対象とする有毒化学物質は、「(1.2) 有毒ガス」の定義中に「有毒化学物質（国際科学安全性カード等において、人に対する悪影響が示されている物質）」と定義されていることから、「人に対する悪影響が示されている物質」として「(1.3) 有毒ガス防護判断基準値」の定義における「有毒ガス等の急性ばく露に関し、中枢神経への影響を考慮し、」に記載されている「中枢神経影響」だけでなく、対処能力を損なう要因として、中枢神経影響だけでなく急性の致死影響及び呼吸障害（呼吸器への影響）も考慮した。</p>
有毒ガス 防護対象者		対象発生源がある場合			予期せず発生する有毒ガス (対象発生源がない場合を含む。)						
	敷地内外の固定源	敷地内の可動源									
	運転・対処要員	運転・指示要員	運転・初動要員								

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>② 敷地外に保管されている有毒化学物質のうち、運転・対処要員の有毒ガス防護の観点から、種類及び量によって影響があるおそれのある有毒化学物質</p> <p>a) 原子炉制御室から半径10kmより遠方であっても、原子炉制御室から半径10km近傍に立地する化学工場において多量に保有されている有毒化学物質は対象とする。</p> <p>b) 地方公共団体が定めた「地域防災計画」等の情報（例えば、有毒化学物質を使用する工場、有毒化学物質の貯蔵所の位置、物質の種類・量）を活用してもよい。ただし、これらの情報によって保管されている有毒化学物質が特定できない場合は、事業所の業種等を考慮して物質を推定するものとする。</p>	<p>また、参照する情報源は、定義に記載されている「国際化学安全性カード」のみではなく、急性毒性の観点で国内法令にて規制されている物質及び化学物質の有害性評価等の世界標準システムを参照とすることで、網羅的に抽出することとした。（別添 別紙1）</p> <p>発電所構内で有毒化学物質を含むものを整理したうえで、生活用品については、日常に存在するものであり、運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられることから、調査対象外と整理した。</p> <p>また、製品性状として、固体や潤滑油のように、有毒ガスを発生させるおそれがないものについては、調査対象外と整理した。</p> <p>② 敷地外の固定源は、運転・対処要員の有毒ガス防護の観点から、種類及び量によって影響があるおそれのある有毒化学物質を調査対象とすべく、「地域防災計画」のみではなく、届出義務のある対象法令を選定し、取扱量の観点及び発電所の立地から「毒物及び劇物取締法」、「消防法」及び「高圧ガス保安法」に対して調査を実施した。（別添 別紙2）</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>2) 可動源 敷地内で輸送される全ての有毒化学物質</p> <p>(2) 有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法その他の理由により調査対象外としている場合には、その根拠を確認する。(解説-4)</p>	<p>2) 可動源 敷地内の可動源は、敷地内の固定源と同様に整理を実施した。 具体的には、有毒化学物質として抽出する化学物質は同じで、生活用品や性状等により、運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と判断できるものは調査対象外と整理した。</p> <p>3.1(2) → 評価ガイドのとおり 性状等により人体への影響がないと判断できるもの以外は、有毒化学物質の性状・保管状況（揮発性及びエアロゾル化の可能性、ボンベ保管、配備量、建物内保管）に基づき、漏えい時に大気中に多量に放出されるおそれのないものを整理した。また、性状から密閉空間のみで影響があるものは調査対象外としている。(別紙2-5)</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド

原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況



別添図 2-1 固定源の特定フロー

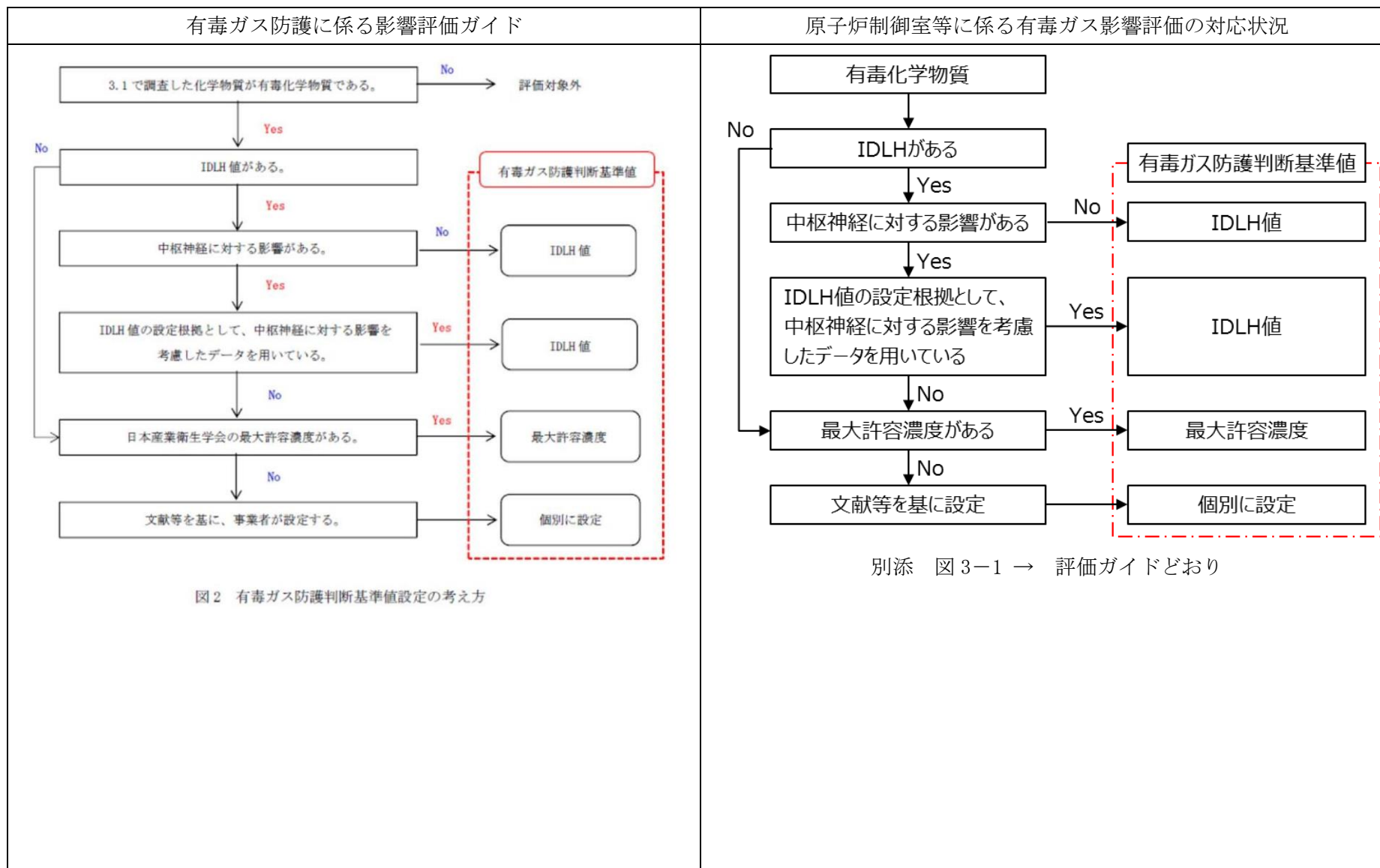


有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>(3) 調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－有毒化学物質の名称</li> <li>－有毒化学物質の貯蔵量</li> <li>－有毒化学物質の貯蔵方法</li> <li>－原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係（距離、高さ、方位を含む。）</li> <li>－防液堤の有無（防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防</li> </ul>	<p style="text-align: center;">敷地内における全ての有毒化学物質※ ※有毒化学物質となるおそれがあるものを含む</p> <pre> graph TD     Start[敷地内における全ての有毒化学物質※] --&gt; Q1{生活用品として一般的に使用されるものか?}     Q1 -- Y --&gt; Out1[名称等を整理(類型化)調査対象外]     Q1 -- N --&gt; Q2{製品性状により影響がないことが明らかか?}     Q2 -- Y --&gt; Out2[名称等を整理(類型化)調査対象外]     Q2 -- N --&gt; Box1[有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質]     Box1 --&gt; Q3{ガス化するか?}     Q3 -- Y --&gt; Q4{ポンプ等で運搬されるか?}     Q3 -- N --&gt; Q5{エアロソル化するか?}     Q4 -- Y --&gt; Q5     Q4 -- N --&gt; Q6{試薬類であるか?}     Q5 -- Y --&gt; Q6     Q5 -- N --&gt; Out3[調査対象ではない]     Q6 -- Y --&gt; Q7{開放空間では人体への影響がないか?}     Q6 -- N --&gt; Out3     Q7 -- Y --&gt; Out3     Q7 -- N --&gt; End[調査対象の可動源]   </pre> <p style="text-align: center;">別添図 2-2 可動源の特定フロー</p> <p>3.1(3) → 評価ガイドのとおり</p> <p>調査対象としている固定源及び可動源に対して、名称、貯蔵量、貯蔵方法、位置関係、防液堤の有無及び有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備を示している。</p> <p>(敷地内固定源：別添 表 2-2, 2-3, 可動源：別添 表 2-5, 敷地外固定源：別添 表 2-6)</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>液堤の内面積及び廃液処理槽の有無）（解説-5）</p> <p>—電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備（例えば、防液堤内のフロート等）（解説-5）</p> <p>（解説-3）調査対象とする地理的範囲</p> <p>「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」（火災発生時の地理的範囲を発電所敷地から半径10kmに設定。）及び米国規制ガイド（有毒化学物質の地理的範囲を原子炉制御室から5マイル（約8km）に設定。）<sup>参5</sup>を参考として設定した。</p> <p>（解説-4）調査対象外とする場合</p> <p>貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出しても、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがないと説明できる場合。（例えば、使用場所が限定されていて貯蔵量及び使用量が少ない試薬等）</p> <p>（解説-5）対象発生源特定のためのスクリーニング評価の際に考慮してもよい設備</p> <p>有毒ガスが発生した際に、受動的に機能を発揮する設備については、考慮してもよいこととする。例えば、防液堤は、防液堤が破損する可能性があったとしても、更地となるような壊れ方はせず、堰としての機能を発揮すると考えられる。また、防液堤内のフロートや電源、人的操作等を必要としない中和槽等の設備は、</p>	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>有毒ガス発生の抑制等の機能が恒常的に見込めると考えられる。このことから、対象発生源特定のためのスクリーニング評価（以下単に「スクリーニング評価」という。）においても、これらの設備は評価上考慮してもよい。</p> <p>3. 2 有毒ガス防護判断基準値の設定</p> <p>1)～6)の考えに基づき、発電用原子炉設置者が有毒ガス防護判断基準値を設定していることを確認する。（図2参照）</p> <p>1) 3. 1 で調査した化学物質が有毒化学物質であるかを確認する。有毒化学物質である場合は、2)による。そうでない場合には、評価の対象外とする。</p> <p>2) 当該有毒化学物質にIDLH値があるかを確認する。ある場合は3)に、ない場合は5)による。</p> <p>3) 当該有毒化学物質に中枢神経に対する影響があるかを確認する。ある場合は4)に、ない場合は当該IDLH値を有毒ガス防護判断基準値とする。</p> <p>4) IDLH値の設定根拠として、中枢神経に対する影響も考慮したデータを用いているかを確認する。用いている場合は、当該IDLH値を有毒ガス防護判断基準値とする。用いていない場合は、5)による。</p> <p>5) 日本産業衛生学会の定める最大許容濃度<sup>12</sup>があるか確認する。ある場合は、当該最大許容濃度を有毒ガス防護判断基準値とする。ない場合は、6)による。</p> <p>6) 文献等を基に、発電用原子炉設置者が有毒ガス防護判断基準値</p>	<p>3.2 有毒ガス防護判断設定基準値の設定 → 評価ガイドのとおり固定源及び可動源として特定した物質「塩酸」、「アンモニア」は、図2のフローに従い有毒ガス防護判断基準値を設定している。</p> <p>1) 有毒化学物質を抽出しており、2)へ移行。</p> <p>2) 「塩酸」、「アンモニア」は、IDLH 値があるため、3)へ。</p> <p>3) 「塩酸」、「アンモニア」は、中枢神経影響がないことから、IDLH 値を有毒ガス防護判断基準値とする。</p> <p>4) 以降 該当する物質はない。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>を適切に設定する。</p> <p>設定に当たっては、次の複数の文献等に基づき、物質ごとに、運転・対処要員の対処能力に支障を来さないと想定される限界濃度を、有毒ガス防護判断基準値として発電用原子炉設置者が適切に設定していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－ 化学物質総合情報提供システム Chemical Risk Information Platform(CHRIP)<sup>13</sup></li> <li>－ 産業中毒便覧<sup>14</sup></li> <li>－ 有害性評価書<sup>15</sup></li> <li>－ 許容濃度等の提案理由<sup>16</sup>、許容濃度の暫定値の提案理由<sup>10</sup></li> <li>－ 化学物質安全性（ハザード）評価シート<sup>17</sup></li> </ul> <p>また、「適切に設定している」とは、設定に際し、最低限、次の①～③を行っていることをいう。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 人に対する急性ばく露影響のデータを可能な限り用いていること</li> <li>② 中枢神経に対する影響がある有毒化学物質については、人の中枢神経に対する影響に関するデータを参考に行っていること</li> <li>③ 文献の最新版を踏まえていること</li> </ol> <p>図3に、文献等に基づき有毒ガス防護判断基準値を設定する場合の考え方の例を示す。</p>	<ol style="list-style-type: none"> <li>① ICSC の短期ばく露の影響を参照している。</li> <li>② 「塩酸」, 「アンモニア」は、いずれも中枢神経に影響がある物質ではないことを確認している。</li> <li>③ ICSC は各物質毎の最新更新年月版, IDLH は 1994 年版を参照した。</li> </ol>



有毒ガス防護に係る影響評価ガイド

		エタノールアミン	ヒドラジン
国際化学物質安全性カード		蒸気は眼、皮膚及び気道を刺激する。中枢神経系に影響を与えることがある。意識が低下することがある。	吸入すると眼や気道に腐食の影響が現われてから、肺水腫を引き起こすことがある。肝臓、中枢神経系に影響を与えることがある。ばく露すると、死に至ることがある。
IDLH	基準値	30ppm	50ppm
	致死 (LC) データ	1時間のLC <sub>50</sub> 値 (モルモット) が233ppm等 [Treon et al. 1957]	1時間のLC <sub>50</sub> 値 (マウス) が252ppm等 [Comstock et al. 1954], [Jacobson et al. 1955]
人体のデータ		なし	なし

(例1) 及び (例2) 参照

(例1) ヒドラジン

出典	記載内容
NIOSH IDLH	50ppm: 哺乳動物の急性吸入毒性データを基に設定
日本産業衛生学会 最大許容濃度	なし
産業中毒便覧	人体に対する影響についての記載無し
有害性評価書 許容濃度の提案理由	対象: 作業員 427人 (6か月以上作業従事者) 状況・量: ばく露期間 1945-1971年 再現ばく露濃度 78人・1-10ppm(時々100ppm) 残り: 1ppm以下 結果: 発がんリスクの増加なし。肺がん、他のタイプのがん、その他の原因による死亡率も期待値以内。
化学物質安全性 (ハザード) 評価シート	爆発事故 経皮あるいは吸入により暴露 全身の22%にやけどを負い、14時間後に昏睡状態になり、血尿、呼吸障害を示した。

10ppmを有毒ガス防護判断基準値とする。

(例2) エタノールアミン

出典	記載内容
NIOSH IDLH	30ppm: 哺乳動物の急性吸入毒性データを基に設定
日本産業衛生学会 最大許容濃度	なし
産業中毒便覧	人体に対する影響についての記載無し
有害性評価書	対象: 作業員 2人 (2か月間隔で事故発生) 状況・量: エタノールアミンの漏出液にばく露 結果: 喉の痛みと頭痛が確認された。
許容濃度の提案理由	12名の被験者の嗅覚試験の結果 2.6ppm (95%信頼限界 2-3.3ppm) 50%が探知しえた濃度 (アンモニア臭、かび臭、異物感)。それ以下は刺激を感じず。それ以下は刺激を感じず。 25ppm
化学物質安全性 (ハザード) 評価シート	2名の労働者 高濃度の蒸気に偶発的にばく露 頭痛、吐き気、脱力、めまい、指先のしびれ、胸の痛み。

25ppmを有毒ガス防護判断基準値とする。

図3 文献等に基づき有毒ガス防護判断基準値を設定する場合の考え方の例

原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況

別添 表3-2 → 評価ガイドどおり (塩酸)

	記載内容	
国際化学物質安全性カード (短期ばく露の影響) (ICSC: 0163, 11月 2016)	急速に気化すると、凍傷を引き起こすことがある。眼、皮膚及び気道に対して、腐食性を示す。本ガスを吸入すると、喘息様反応 (RADS) を引き起こすことがある。曝露すると、のどが腫れ、窒息を引き起こすことがある。高濃度で吸入すると、眼や上気道に腐食の影響が現われてから、肺水腫を引き起こすことがある。高濃度を吸入すると、肺炎を引き起こすことがある。肺水腫の症状は、2~3時間経過するまで現われない場合が多く、安静を保たないと悪化する。従って、安静と経過観察が不可欠である。	
IDLH (1994)	基準値	50 ppm
	致死 (LC) データ	1時間のLC <sub>50</sub> 値 (マウス) 1,108 ppm等 [ Wohlslagel et al. 1976]
人体のデータ	IDLH値50ppmはヒトの急性吸入毒性データに基づいている。[Flury and Zernik 1931; Henderson and Haggard 1943; Tab Biol Per 1933]	
	IDLH値があるが 中枢神経に対する影響が明示されていない。	

IDLH 値の 50ppm を有毒ガス防護判断基準値とする

IDLH (1994) : 有毒ガス防護判断基準値設定の直接的根拠

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況																
	<p style="text-align: center;">別添 表 3-2 → 評価ガイドどおり (アンモニア)</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th colspan="2" style="background-color: #ADD8E6;"></th> <th style="background-color: #ADD8E6;">記載内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">国際化学物質安全性カード (短期ばく露の影響) (ICSC:0414、10月 2013)</td> <td>この液体が急速に気化すると、凍傷を引き起こすことがある。本物質は眼 皮膚および気道に対して、腐食性を示す。曝露すると、のどが腫れ、窒息を引き起こすことがある。吸入すると 眼や気道に腐食の影響が現われてから肺水腫を引き起こすことがある。</td> </tr> <tr> <td rowspan="3" style="vertical-align: middle;">IDLH (1994)</td> <td style="text-align: center;">基準値</td> <td>300 ppm</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">致死 (LC) データ</td> <td>1時間のLC<sub>50</sub>値 (マウス) が4,230 ppm等[Kapeghian et al. 1982]</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">人体のデータ</td> <td>IDLH値300ppmはヒトの急性吸入毒性データに基づいている。[Henderson and Haggard 1943; Silverman et al 1946] 最大短時間ばく露許容値は 0.5-1時間で300-500ppmであると報告されている。[Henderson and Haggard 1943] 500ppmに30分間暴露された7人の被験者において呼吸数の変化及び中等度から重度の刺激が報告されている。[Silverman et al 1946]</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>IDLH値があるが中枢神経に対する影響が明示されていない。</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;">↓</p> <div style="text-align: center; border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;">IDLH 値の 300ppm を有毒ガス防護判断基準値とする</div> <p style="text-align: center; margin-top: 10px;"> <span style="border: 2px dashed red; padding: 2px;"> </span> : 有毒ガス防護判断基準値設定の直接的根拠   </p>			記載内容	国際化学物質安全性カード (短期ばく露の影響) (ICSC:0414、10月 2013)		この液体が急速に気化すると、凍傷を引き起こすことがある。本物質は眼 皮膚および気道に対して、腐食性を示す。曝露すると、のどが腫れ、窒息を引き起こすことがある。吸入すると 眼や気道に腐食の影響が現われてから肺水腫を引き起こすことがある。	IDLH (1994)	基準値	300 ppm	致死 (LC) データ	1時間のLC <sub>50</sub> 値 (マウス) が4,230 ppm等[Kapeghian et al. 1982]	人体のデータ	IDLH値300ppmはヒトの急性吸入毒性データに基づいている。[Henderson and Haggard 1943; Silverman et al 1946] 最大短時間ばく露許容値は 0.5-1時間で300-500ppmであると報告されている。[Henderson and Haggard 1943] 500ppmに30分間暴露された7人の被験者において呼吸数の変化及び中等度から重度の刺激が報告されている。[Silverman et al 1946]			IDLH値があるが中枢神経に対する影響が明示されていない。
		記載内容															
国際化学物質安全性カード (短期ばく露の影響) (ICSC:0414、10月 2013)		この液体が急速に気化すると、凍傷を引き起こすことがある。本物質は眼 皮膚および気道に対して、腐食性を示す。曝露すると、のどが腫れ、窒息を引き起こすことがある。吸入すると 眼や気道に腐食の影響が現われてから肺水腫を引き起こすことがある。															
IDLH (1994)	基準値	300 ppm															
	致死 (LC) データ	1時間のLC <sub>50</sub> 値 (マウス) が4,230 ppm等[Kapeghian et al. 1982]															
	人体のデータ	IDLH値300ppmはヒトの急性吸入毒性データに基づいている。[Henderson and Haggard 1943; Silverman et al 1946] 最大短時間ばく露許容値は 0.5-1時間で300-500ppmであると報告されている。[Henderson and Haggard 1943] 500ppmに30分間暴露された7人の被験者において呼吸数の変化及び中等度から重度の刺激が報告されている。[Silverman et al 1946]															
		IDLH値があるが中枢神経に対する影響が明示されていない。															

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド

なお、空気中に n 種類の有毒ガス（他の有毒化学物質等との化学反応によって発生するものを含む。）がある場合は、それらの有毒ガスの濃度の、それぞれの有毒ガス防護判断基準値に対する割合の和が 1 より小さいことを確認する。

$$I < 1$$

$$I = \frac{C_1}{T_1} + \frac{C_2}{T_2} + \dots + \frac{C_i}{T_i} + \dots + \frac{C_n}{T_n}$$

$C_i$  : 有毒ガス  $i$  の濃度

$T_i$  : 有毒ガス  $i$  の有毒ガス防護判断基準値

4. スクリーニング評価

敷地内の固定源及び可動源並びに敷地外の固定源から有毒ガスが発生した場合、防護措置を考慮せずに、原子炉制御室等及び重要操作地点ごとにスクリーニング評価を行い、対象発生源を特定していることを確認する。表3に場所と対象発生源ごとのスクリーニング評価の要否を、4. 1～4. 5に、スクリーニング評価の手順の例を示す。

表 3 場所、対象発生源及びスクリーニング評価の要否に関する対応

場所	敷地内固定源	敷地外固定源	敷地内可動源
原子炉制御室	○	△	△
緊急時対策所	○	△	△
緊急時制御室	○	△	△
重要操作地点	△	×	×

凡例 ○ : スクリーニング評価が必要

△ : スクリーニング評価を行わず、対象発生源として 6. 1. 2 の対策を行ってもよい。

× : スクリーニング評価は不要

原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況

複数の有毒ガスを考慮する必要がある場合はない。

4. スクリーニング評価 → 評価ガイドのとおり

敷地内及び敷地外の固定源から有毒ガスが発生した場合、防護措置を考慮せずに中央制御室、緊急時対策所及び重要操作地点ごとにスクリーニング評価を行った。評価の結果、対象発生源はなかった。

なお、重要操作地点は、「(11) 重要操作地点」の定義「重大事故等対処上、要員が一定期間とどまり特に重要な操作を行う屋外の地点のことで、常設設備と接続する屋外に設けられた可搬型重大事故等対処設備（原子炉建物の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続を行う地点」として設定した。

敷地内の可動源は、スクリーニング評価を行わず、対象発生源として 6. 1. 2 の対策を行うこととしている。



有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>4. 1 スクリーニング評価対象物質の設定（種類、貯蔵量及び距離）</p> <p>3. 1 を基に、スクリーニング評価対象となった有毒化学物質の全てについて、貯蔵されている有毒化学物質の種類、貯蔵量及び距離が設定されているか確認する。</p> <p>4. 2 有毒ガスの発生事象の想定</p> <p>有毒ガスの発生事象として、①及び②をそれぞれ想定する。</p> <p>①敷地内外の固定源については、敷地内外の貯蔵容器全てが損傷し、当該全ての容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象</p> <p>②敷地内の可動源については、敷地内可動源の中で影響の最も大きな輸送容器が1基損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象</p> <p>有毒ガス発生事象の想定の妥当性を判断するに当たり、（1）及び（2）について確認する。</p> <p>（1）敷地内外の固定源</p> <p>① 原子炉制御室、緊急時制御室、緊急時対策所及び重要操作地点を評価対象としていること。</p>	<p>4.1 スクリーニング評価対象物質の設定 → 評価ガイドのとおり</p> <p>3.1 をもとに、スクリーニング対象となった有毒化学物質のすべてについて、貯蔵されている有毒化学物質の種類、貯蔵量及び距離が設定されている。（敷地内固定源：別添 表 2-2, 2-3, 可動源：別添 表 2-5, 敷地外固定源：別添 表 2-6）</p> <p>4.2 有毒ガスの発生事象の想定 → 評価ガイドのとおり</p> <p>① 敷地内外の固定源は、敷地内の貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量放出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定している。また、有毒ガス発生事象の想定の妥当性を判断するに当たり、中央制御室、緊急時対策所及び重要操作地点を評価対象としている。</p> <p>② 敷地内の可動源は、スクリーニング評価を行わずに、6.1.2の対策を行うこととしている。</p> <p>（1）敷地内外の固定源</p> <p>① 有毒ガス発生事象の想定を判断するに当たり、中央制御室、緊急時対策所及び重要操作地点を評価対象としている。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>② 敷地内外の貯蔵容器については、同時に全ての貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出すると仮定していること。</p> <p>(2) 敷地内の可動源</p> <p>① 原子炉制御室、緊急時制御室及び緊急時対策所を評価対象としていること。</p> <p>② 有毒ガスの発生事故の発生地点は、敷地内の実際の輸送ルート全てを考慮して決められていること。</p> <p>③ 輸送量の最大のもので、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出すると仮定していること。</p> <p>4. 3 有毒ガスの放出の評価</p> <p>固定源及び可動源ごとに、有毒ガスの単位時間当たりの大気中への放出量及びその継続時間が評価されていることを確認する。ただし、同じ種類の有毒化学物質が同一防液堤内に複数ある場合には、一つの固定源と見なしてもよい。</p> <p>有毒ガスの放出量評価の妥当性を判断するに当たり、1)～5)を確認する。</p> <p>1) 貯蔵されている有毒化学物質の性状に応じた、有毒ガスの大気中への放出形態になっていること（例えば、液体で保管されている場合、液体で放出されプールを形成し蒸発する等。）。</p>	<p>② 敷地内外の固定源は、敷地内の貯蔵容器が破損し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量放出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定している。</p> <p>(2) 敷地内の可動源 スクリーニング評価を実施しないため対象外。</p> <p>4.3 有毒ガスの放出の評価 → 評価ガイドどおり</p> <p>敷地内外の固定源について、有毒ガスの放出の評価にあたり、大気中への放出量及び継続時間を評価している。（中央制御室の機能に関する説明書及び緊急時対策所の機能に関する説明書 表 4-5）</p> <p>なお、同じ種類の有毒化学物質が同一防液堤内に複数ないことを確認している。</p> <p>1) 敷地内の固定源からの液体の漏えいにおいては、全量が堰に流出し、堰内でプールを形成し蒸発するとしている。敷地外の固定源からの漏えいは、固定源が冷媒で保管されていると特定しており、過去の事故事例から損傷形態を考慮すると、瞬時放出は考えにくく、現実的な破断口径による継続的な漏えい形態を想定する。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>2) 貯蔵されている有毒化学物質が液体で放出される場合、液体が広がる面積（例えば、防液堤の容積及び材質、排液口の有無、防液堤がない場合に広がる面積等）の妥当性が示されていること。</p> <p>3) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、有毒ガスの放出量評価モデルが適切に用いられていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－有毒化学物質の漏えい量</li> <li>－有毒化学物質及び有毒ガスの物性値（例えば、蒸気圧、密度等）</li> <li>－有毒ガスの放出率（評価モデルの技術的妥当性を含む。）</li> </ul> <p>4) 他の有毒化学物質等との化学反応によって有毒ガスが発生する可能性のある場合には、それを考慮していること。</p> <p>5) 放出継続時間については、終息活動が行われないものと仮定し、有毒ガスの発生が自然に終息するまでの時間を計算していること。</p>	<p>2) 敷地内固定源に対して、全量流出後に受動的に機能を発揮する設備として、堰を設定した。全量流出であっても堰内におさまることを確認し、開口部面積で蒸発することの妥当性を示している。</p> <p>3) 1) で想定する漏えい状態、全量漏えいを想定すること、有毒化学物質の物性値から、温度に応じた蒸発率にて開口部面積で蒸発すると想定した。</p> <p>4) 他の有毒化学物質との化学反応によって有毒ガスが発生することのないよう、貯蔵容器を配置していることを確認した。（添付資料5）</p> <p>5) 放出継続時間については、終息活動をしないと仮定したうえで、評価している。（中央制御室の機能に関する説明書及び緊急時対策所の機能に関する説明書 表4-5）</p>
<p>4.4 大気拡散及び濃度の評価</p> <p>下記の原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度の評価が行われ、運転・対処要員の吸気中の濃度が評価されていることを確認する。</p> <p>また、その際に、原子炉制御室等外評価点での濃度の有毒ガスが原子炉制御室等の換気空調設備の通常運転モードで、原子炉制御室等内に取り込まれると仮定していることを確認する。</p>	<p>4.4 大気拡散及び濃度の評価 → 評価ガイドどおり</p> <p>中央制御室等の外気取込口や重要操作地点での濃度評価を実施している。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>4. 4. 1 原子炉制御室等外評価点 原子炉制御室等の外気取入口が設置されている位置を原子炉制御室等外評価点としていることを確認する。</p> <p>4. 4. 2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 大気中へ放出された有毒ガスの原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度が評価されていることを確認する。 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価の妥当性を判断するに当たり、1)～6)を確認する。</p> <p>1) 次の項目から判断して、評価に用いる大気拡散条件（気象条件を含む。）が適切であること。 －気象データ（年間の風向、風速、大気安定度）は評価対象とする地理的範囲を代表していること。 －評価に用いた観測年が異常年でないという根拠が示されていること<sup>6</sup>。</p> <p>2) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、大気拡散モデルが適切に用いられていること。 －大気拡散の解析モデルは、検証されたものであり、かつ適用範囲内で用いられていること（選定した解析モデルの妥当性、不確かさ等が試験解析、ベンチマーク解析等により確認されていること。）。 3) 地形及び建屋等の影響を考慮する場合には、そのモデル化の妥当性が示されていること（例えば、三次元拡散シミュレーションモ</p>	<p>4. 4. 1 原子炉制御室等外評価点 → 評価ガイドどおり 中央制御室等の外気取入口が設置されている位置を中央制御室等外評価点としている。</p> <p>4. 4. 2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 → 評価ガイドどおり 大気中へ放出された有毒ガスの中央制御室等外評価点での濃度を評価している。（中央制御室の機能に関する説明書及び緊急時対策所の機能に関する説明書 表4-5）</p> <p>1) 評価に用いる大気拡散条件（気象条件を含む。）のうち、気象データ（年間の風向、風速、大気安定度）は評価対象とする地理的範囲を代表しており、評価に用いた観測年が異常年でないことを確認している。（添付資料5）</p> <p>2) 大気拡散の解析モデルは、有毒ガスの性状、放出形態等を考慮し、ガウスプルームモデルを用いている。ガウスプルームモデルは、検証されており、中央制御室居住性評価においても使用した実績がある。</p> <p>3) 建物等の影響は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき、考慮している。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>デルを用いる場合等)。</p> <p>4) 敷地内外に関わらず、複数の固定源から大気中へ放出された有毒ガスの重ね合わせを考慮していること。(解説-6)</p> <p>5) 有毒ガスの発生が自然に終息し、原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での有毒ガスの濃度がおおむね発生前の濃度となるまで計算していること。</p> <p>6) 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度は、年間の気象条件を用いて計算したもののうち、厳しい値が評価に用いられていること(例えば、毎時刻の原子炉制御室等外評価点での濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値が用いられていること等<sup>6)</sup>)。</p> <p>(解説-6) 敷地内外の複数の固定源からの有毒ガスの重ね合わせ            例えば、ガウスプルームモデルを用いる場合、評価点から見て、評価点と固定源とを結んだ直線が含まれる風上側の(16方位のうちの)1方位及びその隣接方位に敷地内外の固定源が複数ある場合、個々の固定源からの中心軸上の濃度の計算結果を合算することは保守的な結果を与えると考えられる。評価点と個々の固定源の位置関係、風向等を考慮した、より現実的な濃度の重ね合わせ評価を実施する場合には、その妥当性が示されていることを確認する。なお、敷地内可動源については、敷地内外の固定源との重ね合わせは考慮しなくてもよい。</p>	<p>4) 固定源が存在する16方位の1方位に対して、その隣接方位に存在する固定源からの大気中へ放出された有毒ガスの重ね合わせを考慮する。</p> <p>5) 放出継続時間については、終息活動をしないと仮定したうえで、蒸発率が一定として評価している。</p> <p>6) 中央制御室外評価点での濃度は、年間の気象条件を用いて計算したもののうち、毎時刻の中央制御室外評価点での濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値を用いている。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド

4. 4. 3 運転・対処要員の吸気中の濃度評価

運転・対処要員の吸気中の濃度として、原子炉制御室等については室内の濃度が、重要操作地点については4. 4. 2の濃度が、それぞれ評価されていることを確認する。

原子炉制御室等内及び重要操作地点の運転・対処要員の吸気中の濃度評価の妥当性を判断するに当たり、1)及び2)を確認する。

- 1) 原子炉制御室等外評価点の空気に含まれる有毒ガスが、原子炉制御室等の換気空調設備の通常運転モードによって原子炉制御室等内に取り込まれると仮定していること。
- 2) 敷地内の可動源の場合は、有毒化学物質ごとに想定された輸送ルート上で有毒ガス濃度を評価した結果の中で、最も高い濃度が選定されていること。(図4参照)

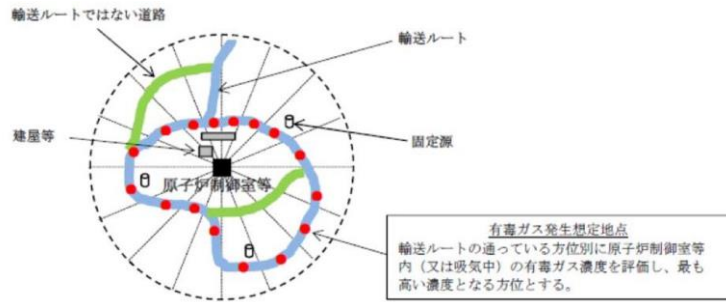


図4 敷地内可動源からの有毒ガス発生想定地点の例

原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況

4.4.3 運転・対処要員の吸気中の濃度評価 → 評価ガイドどおり  
原子炉制御室等については1)の評価をすることで室内の濃度を、重要操作地点に対しては操作地点における濃度を評価している。

敷地内の可動源は、スクリーニング評価を行わずに、6.1.2の対策を行うこととしている。

- 1) 中央制御室等の外気取込口が設置されている位置を中央制御室等外評価点としており、本地点における濃度を評価することで、室内濃度を評価できる。

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>4. 5 対象発生源の特定</p> <p>基本的にスクリーニング評価の結果に基づき、対象発生源が特定されていることを確認する。ただし、タンクの移設等を行う場合には、再スクリーニングの評価結果も確認する。</p> <p>5. 有毒ガス影響評価</p> <p>スクリーニング評価の結果、特定された対象発生源を対象に、防護措置等を考慮した有毒ガス影響評価が行われていることを確認する。</p> <p>5. 1 及び5. 2に有毒ガス影響評価の手順の例を示す。</p> <p>5. 1 有毒ガスの放出の評価</p> <p>特定した対象発生源ごとに、有毒ガスの単位時間当たりの大気中への放出量及びその継続時間が評価されていることを確認する。ただし、同じ種類の有毒化学物質が同一防液堤内に複数ある場合には、一つの固定源と見なしてもよい。</p> <p>有毒ガスの放出量評価の妥当性を判断するに当たり、1)～5)を確認する。</p> <p>1) 貯蔵されている有毒化学物質の性状に応じた、有毒ガスの大気中への放出形態になっていること（例えば、液体で保管されている場合、液体で放出されプールを形成し蒸発する等。）。</p> <p>2) 貯蔵されている有毒化学物質が液体で放出される場合、液体が広</p>	<p>4.5 対象発生源の特定 → 評価ガイドどおり</p> <p>敷地内外の固定源は、スクリーニング評価の結果に基づき、対象発生源がないことを確認している。</p> <p>（中央制御室の機能に関する説明書及び緊急時対策所の機能に関する説明書 表 4-5）</p> <p>5. 有毒ガス影響評価 → 評価ガイドどおり</p> <p>敷地内外の固定源は、対象発生源がないため、防護措置等を考慮した有毒ガス影響評価は不要である。</p> <p>敷地内の可動源は、スクリーニング評価を行わずに、6.1.2 の対策を行うこととしている。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>がる面積（例えば、防液堤の容積及び材質、排液口の有無、防液堤がない場合に広がる面積等）の妥当性が示されていること。</p> <p>3) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、有毒ガスの放出量評価モデルが適切に用いられていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－有毒化学物質の漏えい量</li> <li>－有毒化学物質及び有毒ガスの物性値（例えば、蒸気圧、密度等）</li> <li>－有毒ガスの放出率（評価モデルの技術的妥当性を含む。）</li> </ul> <p>4) 他の有毒化学物質等との化学反応によって有毒ガスが発生する場合には、それを考慮していること。</p> <p>5) 放出継続時間については、中和等の終息活動を行わない場合は、有毒ガスの発生が自然に終息するまでの時間を計算していること。終息活動を行う場合は、有毒ガスの発生が終息するまでの時間としてもよい。</p> <p>5. 2 大気拡散及び濃度の評価</p> <p>下記の原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度の評価が行われ、運転・対処要員の吸気中の濃度が評価されていることを確認する。</p> <p>また、その際に、原子炉制御室等外評価点での濃度の有毒ガスが原子炉制御室等の換気空調設備の運転モードに応じて、原子炉制御室等内に取り込まれると仮定していることを確認する。</p> <p>5. 2. 1 原子炉制御室等外評価点</p>	



有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>原子炉制御室等外評価点の設定の妥当性を判断するに当たり、原子炉制御室等の換気空調設備の隔離を考慮する場合、1)及び2)を確認する。(解説-7)</p> <p>1) 外気取入口から外気を取り入れている間は、外気取入口が設置されている位置を評価点としていること。</p> <p>2) 外気を遮断している間は、発生源から最も近い原子炉制御室等バウンダリ位置を評価点として選定していること。</p> <p>(解説-7) 原子炉制御室等外評価点の選定</p> <p>有毒ガスの発生時に外気を取り入れている場合には主に外気取入口を介して、また有毒ガスの発生時に外気を遮断している場合にはインリークによって、原子炉制御室等の属する建屋外から原子炉制御室等内に有毒ガスが取り込まれることが考えられる。このため、原子炉制御室等の換気空調設備の運転モードに応じて、評価点を適切に選定する。</p> <p>5. 2. 2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価</p> <p>大気中へ放出された有毒ガスの原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度が評価されていることを確認する。</p> <p>原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価の妥当性を判断するに当たり、1)～5)を確認する。</p> <p>1) 次の項目から判断して、評価に用いる大気拡散条件(気象条件を含む。)が適切であること。</p>	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>－気象データ（年間の風向、風速、大気安定度）は評価対象とする地理的範囲を代表していること。</p> <p>－評価に用いた観測年が異常年でないという根拠が示されていること<sup>参6</sup>。</p> <p>2) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、大気拡散モデルが適切に用いられていること。</p> <p>－大気拡散の解析モデルは、検証されたものであり、かつ適用範囲内で用いられていること（選定した解析モデルの妥当性、不確かさ等が試験解析、ベンチマーク解析等により確認されていること。）。</p> <p>3) 地形及び建屋等の影響を考慮する場合には、そのモデル化の妥当性が示されていること（例えば、三次元拡散シミュレーションモデルを用いる場合等）。</p> <p>4) 敷地内外に関わらず、複数の固定源から大気中へ放出された有毒ガスの重ね合わせを考慮していること。（解説-6）</p> <p>5) 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度は、年間の気象条件を用いて計算したもののうち、厳しい値が評価に用いられていること（例えば、毎時刻の原子炉制御室等外評価点での濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値が用いられていること等<sup>参6</sup>。）。</p> <p>5. 2. 3 運転・対処要員の吸気中の濃度評価</p> <p>運転・対処要員の吸気中の濃度として、原子炉制御室等については</p>	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>室内の濃度が、重要操作地点については5. 2. 2の濃度が、それぞれ評価されていることを確認する。</p> <p>原子炉制御室等内及び重要操作地点の運転・対処要員の吸気中の濃度評価の妥当性を判断するに当たり、1)～5)を確認する。</p> <p>1) 有毒ガスの発生時に、原子炉制御室等の換気空調設備の隔離を想定している場合には、外気を遮断した後は、インリークを考慮していること。また、その際に、設定したインリーク率の妥当性が示されていること。</p> <p>2) 原子炉制御室等内及び重要操作地点の濃度が最大となるまで計算していること。</p> <p>3) 原子炉制御室等内及び重要操作地点の濃度が有毒ガス防護判断基準値を超える場合には、有毒ガス防護判断基準値への到達時間を計算していること。</p> <p>4) 敷地内の可動源の場合、有毒化学物質ごとに想定された輸送ルート上で有毒ガス濃度を評価した結果の中で、最も高い濃度が選定されていること。(図2参照)</p> <p>5) 次に例示するような、敷地内の有毒化学物質の漏えい等の検出から対応までの適切な所要時間を考慮していること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－原子炉制御室等の換気空調設備の隔離を想定している場合は、換気空調設備の隔離完了までの所要時間。</li> <li>－原子炉制御室等の正圧化を想定している場合は、正圧化までの所要時間。</li> <li>－空気呼吸具若しくは同等品(酸素呼吸器等)又は防毒マスク(以</li> </ul>	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>下「空気呼吸具等」という。)の着用を想定している場合は、着用までの所要時間。</p> <p>6. 有毒ガス防護に対する妥当性の判断          運転・対処要員に対する有毒ガス防護の妥当性を判断するに当たり、6. 1 及び6. 2を確認する。</p> <p>6. 1 対象発生源がある場合の対策</p> <p>6. 1. 1 運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの最大濃度</p> <p>有毒ガス影響評価の結果、原子炉制御室等内及び重要操作地点の運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの最大濃度が、有毒ガス防護判断基準値を下回ることを確認する<sup>18</sup>。</p> <p>6. 1. 2 スクリーニング評価結果を踏まえて行う対策</p> <p>6. 1. 2. 1 敷地内の対象発生源への対応</p> <p>(1) 有毒ガスの発生及び到達の検出          有毒ガスの発生及び到達の検出について、1)及び2)を確認する。          (解説-8)</p>	<p>6. 有毒ガス防護に対する妥当性の判断</p> <p>6.1 対象発生源がある場合の対策</p> <p>6.1.1 運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの最大濃度 → 評価ガイドどおり</p> <p>敷地内外の固定源は、スクリーニング評価の結果、対象発生源がないため、防護措置等を考慮した有毒ガス影響評価は不要である。</p> <p>敷地内の可動源は、スクリーニング評価を行わずに、6.1.2の対策を行うこととしている。</p> <p>6.1.2 スクリーニング評価結果を踏まえて行う対策</p> <p>6.1.2.1 敷地内の対象発生源への対応</p> <p>敷地内の可動源に対しては、発電所敷地内へ入構する際、立会人等を入構箇所に派遣し、受入完了まで可動源に随行・立会を実施する手順及び実施体制を整備することとしている。</p> <p>(1) 有毒ガスの発生及び到達の検出 → 評価ガイドどおり</p> <p>敷地内外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源がないため、有毒ガスの発生及び到達の検出は不要で</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>1) 有毒ガスの発生の検出</p> <p>次の項目を踏まえ、敷地内の対象発生源（固定源）の近傍において、有毒ガスの発生又は発生の兆候を検出する装置が設置されていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－当該装置の選定根拠が示されていること。</li> <li>－検出までの応答時間が適切であること。</li> </ul> <p>2) 有毒ガスの到達の検出</p> <p>次の項目を踏まえ、原子炉制御室等の換気空調設備等において、有毒ガスの到達を検出するための装置が設置されていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－当該装置の選定根拠が示されていること。</li> <li>－有毒ガス防護判断基準値レベルよりも十分低い濃度レベルで検出できること。</li> <li>－検出までの応答時間が適切であること。</li> </ul> <p>(2) 有毒ガスの警報</p> <p>有毒ガスの警報について、①～④を確認する。(解説-8)</p> <p>① 原子炉制御室及び緊急時制御室に、前項(1)1)及び2)の検出装置からの信号を受信して自動的に警報する装置が設置されていること。</p> <p>② 緊急時対策所については、前項(1)2)の検出装置からの信号</p>	<p>ある。</p> <p>敷地内の可動源に対しては、人による認知が期待できることから、有毒ガスの発生及び到達の検出は不要である。</p> <p>1) 有毒ガスの発生の検出 → 評価ガイドどおり</p> <p>敷地内外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源がないため、有毒ガスの発生の検出は不要である。</p> <p>2) 有毒ガスの到達の検出 → 評価ガイドどおり</p> <p>敷地内外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源がないため、有毒ガスの到達の検出は不要である。</p> <p>(2) 有毒ガスの警報 → 評価ガイドどおり</p> <p>敷地内外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源がないため、有毒ガスの警報は不要である。</p> <p>敷地内の可動源に対しては、人による認知が期待できることから、検出する装置が不要のため、有毒ガスの警報も不要である。(評価ガイド解説-8)</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>を受信して自動的に警報する装置が設置されていること。</p> <p>③ 「警報する装置」は、表示ランプ点灯だけでなく同時にブザー鳴動等を行うことができること。</p> <p>④ 有毒ガスの警報は、原子炉制御室等の運転・対処要員が適切に確認できる場所に設置されていること（例えば、見やすい場所に設置する等）。</p> <p>(3) 通信連絡設備による伝達 通信連絡設備による伝達について、①及び②を確認する。</p> <p>① 既存の通信連絡設備により、有毒ガスの発生又は到達を検知した運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に有毒ガスの発生を知らせるための手順及び実施体制が整備されていること。</p> <p>② 敷地内で異臭等の異常が確認された場合には、これらの異常の内容を原子炉制御室又は緊急時制御室の運転員に知らせ、運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に知らせるための手順及び実施体制が整備されていること。</p> <p>(4) 防護措置 原子炉制御室等内及び重要操作地点において、運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護判断基準値を超えないよう、スクリーニング評価結果を踏まえ、必要に応じて1)～5)の防護措置を講じることを有毒ガス影響評価において前提としている場合には、妥当性の判断において、講じられた防護措置を確認する<sup>19)</sup>。</p>	<p>(3) 通信連絡設備による伝達 → 評価ガイドどおり 敷地内外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源がないため、通信連絡設備による伝達は不要である。 敷地内の可動源に対しては、通信連絡設備により、有毒ガスの発生又は到達を検知した運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に有毒ガスの発生を知らせるための手順及び実施体制を整備することとしている。また、敷地内で異臭等の異常が確認された場合には、これらの異常の内容を中央制御室の当直長に知らせ、運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に知らせるための手順及び実施体制を整備することとしている。</p> <p>(4) 防護措置 → 評価ガイドどおり 敷地内外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源でないため、防護措置は不要である。 敷地内の可動源に対しては、立会人等を確保し、異常の早期検知を行うとともに、異常発生時には換気空調設備の隔離を行うための手順及び実施体制を整備することとしている。また、中央制御室等に防護に必要な要員分の防護具を配備するとともに、</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>1) 換気空調設備の隔離</p> <p>防護措置として換気空調設備の隔離を講じる場合、①及び②を確認する。</p> <p>①対象発生源から発生した有毒ガスを原子炉制御室等の換気空調設備によって取り入れないように外気との連絡口は遮断可能であること。</p> <p>②隔離時の酸欠防止等を考慮して外気取り入れの再開が可能であること。</p> <p>2) 原子炉制御室等の正圧化</p> <p>防護措置として原子炉制御室等の正圧化を講じる場合は、①～④を確認する。</p> <p>①加圧ポンベによって原子炉制御室等を正圧化する場合、有毒ガスの放出継続時間を考慮して、加圧に必要な期間に対して十分な容量の加圧ポンベが配備されること。また、加圧ポンベの容量は、有毒ガスの発生時用に確保されること（放射性物質の放出時用等との兼用は不可。）。</p> <p>②中和作業の所要時間を考慮して、加圧ポンベの容量を確保してもよい。その場合は、有毒化学物質の広がり の想定が適切であること（例えば、敷地内可動源の場合、道路幅、傾斜等を考慮し広がり面積が想定されていること、敷地内固定源の</p>	<p>着用のための手順及び実施体制を整備することとしている。</p> <p>また、漏えい時には、有毒ガスの発生を終息させるための活動を速やかに行うための手順及び実施体制を整備することとしている。</p> <p>1) 換気空調設備の隔離 → 評価ガイドどおり</p> <p>① 敷地内の可動源に対しては、異常発生時に換気空調設備の隔離を行うための手順及び実施体制を整備することとしている。</p> <p>② 敷地内可動源からの有毒ガスの発生が終息したことを確認した場合は、速やかに外気取入れを再開することとしている。</p> <p>2) 原子炉制御室等の正圧化</p> <p>中央制御室等の正圧化は実施しない。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>場合、堰全体に広がることが想定されていること等)。</p> <p>③原子炉制御室等内の正圧が保たれているかどうか確認できる測定器が配備されること。</p> <p>④原子炉制御室等を正圧化するための手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>3) 空気呼吸具等の配備</p> <p>防護措置として空気呼吸具等及び防護服の配備を講じる場合は、①～④を確認する。</p> <p>なお、対象発生源の場合、有毒ガスが特定できるため、防毒マスクを配備してもよい。</p> <p>①空気呼吸具等及び防護服を着用する場合、運転操作に悪影響を与えないこと。空気呼吸具等及び防護服は、原子炉制御室等内及び重要操作地点にとどまる人数に対して十分な数が配備されること。</p> <p>②空気呼吸具等を使用する場合、有毒ガスの放出継続時間を考慮して、空気呼吸具等を着用している時間に対して十分な容量の空気ボンベ又は吸収缶（以下「空気ボンベ等」という。）が原子炉制御室等内又は重要操作地点近傍に適切に配備されること。</p>	<p>3) 空気呼吸具等の配備 → 評価ガイドどおり</p> <p>中央制御室等に防護に必要な要員分の防護具を配備するとともに、着用のための手順及び実施体制を整備することとしている。</p> <p>① 有毒ガス防護のために全面マスク等を着用した場合においても、操作に必要な視界が確保されることや相互のコミュニケーションが可能であること、また、操作に関する運転員の動作を阻害するものでないことを確認していることから、中央制御室での運転操作に支障を生じることはない。</p> <p>中央制御室等内にとどまる人数に対して十分な数を配備することとしている。可動源に対して、重要操作地点は防護不要。</p> <p>② 全面マスクを着用している時間に対して十分な数量の吸収缶を中央制御室等に配備することとしている。</p>



有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>なお、原子炉制御室等内又は重要操作地点近傍に全て配備できない場合には、継続的に供給できる手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>空気ポンプ等の容量については、次の項目を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－有毒ガス影響評価を基に、有毒ガスの放出継続時間に対して、容量が確保されること。</li> <li>－有毒ガス影響評価を行わない場合は、対象発生源の有毒化学物質保有量等から有毒ガスの放出継続時間を想定し、容量を確保してもよい。</li> <li>－中和作業の所要時間を考慮して、空気ポンプ等の容量を確保してもよい。その場合は、有毒化学物質の広がり の想定が適切であること（例えば、敷地内可動源の場合、道路幅、傾斜等を考慮し広がり面積が想定されていること、敷地内固定源の場合、堰全体に広がること が想定されていること等。）。</li> <li>－容量は、有毒ガスの発生時用に確保されること（空気の容量については、放射性物質の放出時用等との兼用は不可。ただし、空気ポンプ以外の器具（面体を含む。）は、兼用してもよい。）。</li> </ul> <p>③原子炉制御室等内及び重要操作地点の有毒ガス防護対象者の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護判断基準値以下となるように、運転・対処要員が空気呼吸具等の使用を開始できること。（解説・9）</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>－“5. 有毒ガス影響評価”は実施していない。</li> <li>－有毒化学物質保有量等から有毒ガスの放出継続時間は想定していない。</li> <li>－有毒ガスの発生を終息させるために希釈等の措置を行うこととしており、措置が完了するまでの時間を考慮した容量の吸収缶を配備することとしている。</li> <li>－吸収缶の容量は、有毒ガスの発生時用に確保することとしている。</li> </ul> <p>③④ 中央制御室等内の有毒ガス防護対象者の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護判断基準値以下となるように、運転・対処要員が全面マスクの使用を開始できるように実施体制及び手順を整備することとしている。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>④空気呼吸具等を使用するための手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>4) 敷地内の有毒化学物質の中和等の措置            防護措置として敷地内の有毒化学物質の中和等の措置を講じる場合、有毒ガスの発生を終息させるための活動（漏えいした有毒化学物質の中和等）を速やかに行うための手順及び実施体制が整備されることを確認する。（解説－10）</p> <p>5) その他            ①空気浄化装置を利用する場合には、その浄化能力に対する技術的根拠が示されていること。            ②インリーク率の低減のための設備（加圧設備以外）を利用する場合、設備設置後のインリーク率が示されていること。            ③その他の防護具等を考慮する場合は、その技術的根拠が示されていること。</p> <p>（解説-8）有毒ガスの発生及び到達を検出し警報する装置            ●有毒ガスの発生を検出する装置については、必ずしも有毒ガスの発生そのものではなく、有毒ガスの発生の兆候を検出することとしてもよい。例えば、検出装置として貯蔵タンクの液位計を用いており、当該液位計の故障等によって原子炉制御室及び緊急時制御室への信号が途絶えた場合、その信号の途絶を貯蔵タンクの損傷とみなし、有毒ガスの発生の兆候を検出したとし</p>	<p>4) 敷地内の有毒化学物質の中和等の措置            → 評価ガイドどおり            敷地内可動源からの漏えい時には、有毒ガスの発生を終息させるための活動を速やかに行うための手順及び実施体制を整備することとしている。</p> <p>5) その他            その他の防護措置は実施していない。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>てもよい。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●有毒ガスの到達を検出するための装置については、検出装置の応答時間を考慮し、防護措置のための時間的余裕が見込める場合は、可搬型でもよい。また、当該装置に警報機能がある場合は、その機能をもって有毒ガスの到達を警報する装置としてもよい。</li> <li>●敷地内可動源については、人による認知が期待できることから、発生及び到達を検出する装置の設置は求めないこととした。</li> <li>●有毒ガスが検出装置に到達してから、検出装置が応答し警報装置に信号を送るまでの時間について、その後の対応等に要する時間を考慮しても、必要な時間までに換気空調設備の隔離を行えるものであること。</li> </ul> <p>(解説-9) 米国におけるIDLHと空気呼吸具の使用との関係</p> <p>米国では、急性毒性の判断基準としてIDLHが用いられている。IDLH値の例を表4に示す。30分間のばく露を想定したIDLH値は、多数の有毒ガスについて空気呼吸具の選択のために策定されており、米国規制指針<sup>5</sup>において、有毒化学物質の漏えい等の検出から2分以内に空気呼吸具の使用を開始すべきとされ、解説<sup>7</sup>では、この2分という設定はIDLH値の使用における安全余裕を与えるものであるとされている。</p>	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド

原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況

表4 代表的な有毒化学物質に対するIDLH値の例

有毒化学物質	IDLH 値		有毒化学物質	IDLH 値	
	ppm <sup>a</sup>	mg/m <sup>3b</sup>		ppm <sup>a</sup>	mg/m <sup>3b</sup>
アクリロニトリル	85	184	硝酸	25	64
アンモニア	300	208	水酸化ナトリウム	—	10
エタノールアミン	30	75	スチレン	700	2980
塩化水素	50	75	トルエン	500	1883
塩素	10	29	ヒドラジン	50	66
オキシラン	800	1442	ベンゼン	500	1596
過酸化水素	75	104	ホルムアルデヒド	20	25
キシレン	900	3907	メタノール	6000	7872
シクロヘキサン	1300	4472	硫酸	—	15
1,1-ジクロロエタン	3000	12135	リン酸トリブチル	30	327

a: 標準温度 (25℃) 及び標準圧力 (1013.25hPa) における空気中の蒸気またはガス濃度  
 b: 空気中濃度 (ppm) から標準温度、標準圧力、有毒化学物質の分子量、気体定数を用いて換算した濃度

(解説-10) 有毒ガスばく露下で作業予定の要員について

有毒ガスの発生時に有毒ガスばく露下での作業 (漏えいした有毒化学物質の中和等) を行う予定の要員についても、手順及び実施体制を整備すべき対象に含まれることから、空気呼吸具等及び必要な作業時間分の空気ボンベ等の容量が配備されていることを確認する必要がある (6. 2の対策においては、防毒マスク及び吸収缶を除く。)

6. 1. 2. 2 敷地外の対象発生源への対応

(1) 敷地外からの連絡

敷地外で有毒ガスが発生した場合、その発生を原子炉制御室又は緊急時制御室内の運転員に知らせる仕組み (例えば、次の情報源から有毒ガスの発生事故情報を入手し、運転員に知らせるための手順

6.1.2.2 敷地外の対象発生源への対応 → 評価ガイドどおり

敷地外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源でないため、敷地外からの連絡、通信連絡設備による伝達及び防護措置は不要である。

敷地外の可動源は、6.1.2の対応は不要である。

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>及び実施体制)が整備されること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－消防、警察、海上保安庁、自衛隊</li> <li>－地方公共団体（例えば、防災有線放送、防災行政無線、防災メール、防災ラジオ等）</li> <li>－報道（例えば、ニュース速報等）</li> <li>－その他有毒ガスの発生事故に係る情報源</li> </ul> <p>(2) 通信連絡設備による伝達</p> <p>①敷地外からの連絡があった場合には、既存の通信連絡設備により、運転・対処要員に有毒ガスの発生を知らせるための手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>② 敷地外からの連絡がなくても、敷地内で異臭がする等の異常が確認された場合には、これらの異常の内容を原子炉制御室又は緊急時制御室の運転員に知らせ、運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に知らせるための手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>(3) 防護措置</p> <p>原子炉制御室等内及び重要操作地点において、運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護判断基準値を超えないよう、スクリーニング評価結果を基に、有毒ガス影響評価において、必要に応じて防護措置を講じることを前提としている場合には、妥当性の判断において、講じられた防護措置を確認する<sup>20</sup>。確認項目は、6. 1. 2. 1 (4)と同じとする。(解説-11)</p>	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>(解説-1 1) 敷地外において発生する有毒ガスの認知</p> <p>敷地外の対象発生源で、有毒ガスの種類が特定できるものについて、有毒ガス影響評価において、有毒ガスの到達と敷地外からの連絡に見込まれる時間の関係などにより、防護措置の一部として、当該発生源からの有毒ガスの到達を検出するための設備等を前提としている場合には、妥当性の判断において、講じられた防護措置を確認する。</p> <p>6. 2 予期せず発生する有毒ガスに関する対策</p> <p>対象発生源が特定されない場合においても、予期せぬ有毒ガスの発生（例えば、敷地外可動源から発生する有毒ガス、敷地内固定源及び可動源において予定されていた中和等の終息作業ができなかった場合に発生する有毒ガス等）を考慮し、原子炉制御室等に対し、最低限の対策として、(1)～(3)を確認する。(解説-1 2)</p> <p>(1) 防護具等の配備等</p> <p>① 運転・初動要員に対して、必要人数分の防護具等が配備されているとともに、防護のための手順及び実施体制が整備されていること。少なくとも、次のものが用意されていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－敷地内における必要人数分の空気呼吸具又は同等品（酸素呼吸器等）<sup>21</sup>の配備（着用のための手順及び実施体制を含む。）</li> <li>－一定量の空気ポンベの配備（例えば、6 時間分。なお、6. 1. 2. 1 (4) 3)において配備する空気ポンベの容量と兼用してもよい。）(解説-1 3)</li> </ul>	<p>6.2 予期せず発生する有毒ガスに関する対策</p> <p>予期せず発生する有毒ガスは、設置許可の中では重大事故時の技術的能力に整理され、技術基準の要求事項でないことから、保安規定にて整理する。</p>

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>② 敷地内固定源及び可動源において中和等の終息作業を考慮する場合については、予定されていた中和等の終息作業ができなかった場合を考慮し、スクリーニング評価（中和等の終息作業を仮定せずに実施。）の結果有毒ガスの放出継続時間が6時間を超える場合は、①に加え、当該放出継続時間まで空気呼吸具又は同等品（酸素呼吸器等）の継続的な利用ができることを考慮し、空気ボンベ等が配備されていること。（解説-14）</p> <p>③ バックアップとして、供給体制が用意されていること（例えば、空気圧縮機による使用済空気ボンベへの空気の再充填等）。</p> <p>④ ①において配備した防護具等については、必要に応じて有毒ガスばく露下で作業予定の要員が使用できるよう、手順及び実施体制（防護具等の追加を含む。）が整備されていること。（解説-10）</p> <p>(2) 通信連絡設備による伝達</p> <p>①敷地外からの連絡があった場合には、既存の通信連絡設備により、原子炉制御室等の運転・対処要員に有毒ガスの発生を知らせるための手順及び実施体制が整備されていること。</p> <p>②敷地内で異臭等の異常が確認された場合には、これらの異常の内容を原子炉制御室又は緊急時制御室の運転員に知らせ、運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に知らせるための手順及び実施体制が整備されていること。</p> <p>(解説-12) 予期せず発生する有毒ガスの検出 予期せず発生する有毒ガスについて、有毒ガスの種類と量が特定</p>	

有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>できないものもあり、その場合、検出装置の設置は困難なことから、それを求めないこととし、人による異常の認知（例えば、臭気での検出、動植物等の異常の発見等）によることとした。</p> <p>(解説-1 3) 空気ボンベの容量</p> <p>米国では、空気呼吸具の空気の容量について、影響評価の結果対応が必要となった場合、敷地内で少なくとも6時間分を用意し、追加分については、敷地外から数百時間分の空気ボンベの供給が可能であることを求めており、予期せず発生する有毒ガスについては考慮の対象としていない<sup>5</sup>。今般、国内のタンクローリーによる有毒化学物質輸送事故等の事例<sup>8</sup>を踏まえ、中和、回収等の作業の所要時間を考慮して、一定量として、6時間分が用意されていることとした。</p> <p>予期せず発生する有毒ガスについては、影響評価の結果、有毒ガスが発生しないとされる場合であっても求める対応であることから、空気の容量は他の用途の容量（例えば、「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力事業者が作成すべき原子力事業者防災業務計画等に関する命令」（平成24年文部科学省、経済産業省令第4号）第4条の要求により保有しているもの等）と兼用してもよいこととする。</p> <p>(解説-1 4) バックアップについて</p> <p>バックアップについては、敷地内外からの空気の供給体制（例えば、空気圧縮機による使用済空気ボンベへの清浄な空気の再充填、離れた場所からの空気ボンベの供給等）により、継続的に供給され</p>	



有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>ることが望ましい。</p> <p>(3) 敷地外からの連絡</p> <p>有毒ガスが発生した場合、その発生を原子炉制御室又は緊急時制御室内の運転員に知らせる仕組み（例えば、次の情報源から有毒ガスの発生事故情報を入手し、運転員に知らせるための手順及び実施体制）が整備されていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－消防、警察、海上保安庁、自衛隊</li> <li>－地方公共団体（例えば、防災有線放送、防災行政無線、防災メール、防災ラジオ等）</li> <li>－報道（例えば、ニュース速報等）</li> <li>－その他有毒ガスの発生事故に係る情報源</li> </ul>	

## 2. 固定源及び可動源の特定について

固定源及び可動源の特定の考え方については、工事計画認可申請書の「中央制御室の機能に関する説明書」の別添「固定源及び可動源の特定について」に記載のとおりであるが、その詳細について示すものである。

敷地内の固定源及び可動源の特定に当たっては、工事計画認可申請書の「中央制御室の機能に関する説明書」の別添「固定源及び可動源の特定について」の別紙2-1に示すとおり調査対象とする有毒化学物質を選定し、該当するものを整理したうえで、生活用品及びセメント固化の廃棄物のように製品性状により運転員の対処能力に影響を与える観点で考慮不要と考えられるものについては類型化して整理し、有毒化学物質の性状、貯蔵量及び貯蔵方法等から大気中に多量に放出されるおそれがあるか、または、性状により悪影響を与える可能性があるかを確認した。

「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」解説-4の考え方を参考に調査対象外とする有毒化学物質を整理した。観点は以下のとおりである。

- ・ 固体あるいは揮発性が乏しい液体であること
- ・ ボンベ等に保管された有毒化学物質
- ・ 試薬類
- ・ 建物内保管される薬品タンク
- ・ 密閉空間で人体に影響を与える性状

それぞれ、別紙2-1～2-5にて詳細な説明を記載し、整理リストを別紙2-5-1及び別紙2-5-2に示す。

### 固体あるいは揮発性が乏しい液体の取り扱いについて

「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」(以下「ガイド」という。)における有毒ガス防護に係る妥当性確認においては、『ガス発生源の調査 (3. 評価に当たって行う事項)』の後、『評価対象物質の評価を行い、対象発生源を特定 (4. スクリーニング評価)』したうえで、『防護措置等を考慮した放出量、拡散の評価 (5. 有毒ガス影響評価)』を行う。

スクリーニング評価に先立ち実施する固定源及び可動源の調査のうち、敷地内固定源については、「敷地内に保管されている全ての有毒化学物質」が調査対象とされているが、確実に調査、影響評価及び防護措置の策定ができるように、スクリーニング評価において「固体あるいは揮発性が乏しい液体」の取り扱いについて考え方を整理した。

整理にあたっては、ガイドの「3. 評価に当たって行う事項」の解説-4(調査対象外とする場合)を考慮した。

#### 【ガイド記載】

##### (解説-4) 調査対象外とする場合

貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出しても、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがないと説明できる場合。(例えば、使用場所が限定されていて貯蔵量および使用量が少ない試薬等)

常温で固体あるいは揮発性が乏しい液体は、以下の理由により蒸発量が少ないことから、有毒ガスのうち気体状の有毒化学物質が大気中に多量に放出されることはないため、調査対象外とする。

- 固体は揮発するものではないため、固体又は固体を溶解している水溶液中の固体分子は蒸発量が少ない。
- 濃度が生活用品程度の水溶液は、一般的に生活用品として使用される濃度であり、蒸発量は少ない。
- 沸点は、化学物質の飽和蒸気圧が外圧と等しくなる温度であり、化学物質が沸点以上になると沸騰し多量に気化するため、発電所の一般的な環境として超えることのない100℃を沸点の基準とし、それ以上の沸点をもつ物質は多量に放出されるおそれがない。ただし、沸点が100℃以上の物質を一律に除外するのではなく、念のため分圧が過度の値でないことを確認する。

また、薬品の蒸発率は、文献「Modeling hydrochloric acid evaporation in ALOHA」に記載の下記の式に従い、化学物質の分圧に依存するため、濃度が低く分圧が小さい薬品も揮発性が乏しい液体に含まれる。

$$E = A \cdot K_M \cdot \left( \frac{M_{Wm} \cdot P_v}{R \cdot T} \right) \quad (\text{kg/s})$$

$$E_C = - \left( \frac{P_a}{P_v} \right) \ln \left( 1 - \frac{P_v}{P_a} \right) \cdot E \quad (\text{kg/s})$$

- E : 蒸発率 (kg/s)
- E<sub>C</sub> : 補正蒸発率 (kg/s)
- A : 堰面積 (m<sup>2</sup>)
- K<sub>M</sub> : 化学物質の物質移動係数 (m/s)
- M<sub>Wm</sub> : 化学物質の分子量 (kg/kmol)
- P<sub>v</sub> : 化学物質の分圧 (Pa)
- P<sub>a</sub> : 大気圧 (Pa)
- R : ガス定数 (J/kmol・K)
- T : 温度 (K)

島根原子力発電所敷地内の屋外タンクに貯蔵される薬品のうち評価対象としている塩酸の場合、20℃において、濃度20%の塩酸の分圧が27.3Pa、濃度35%の塩酸の分圧が10,399Paである。よって、濃度20%の塩酸の蒸発率は濃度35%の塩酸の蒸発率の1/400以下となるため、大気中に多量に放出されることはない。

以上を踏まえ、具体的な判断フローを図1に示す

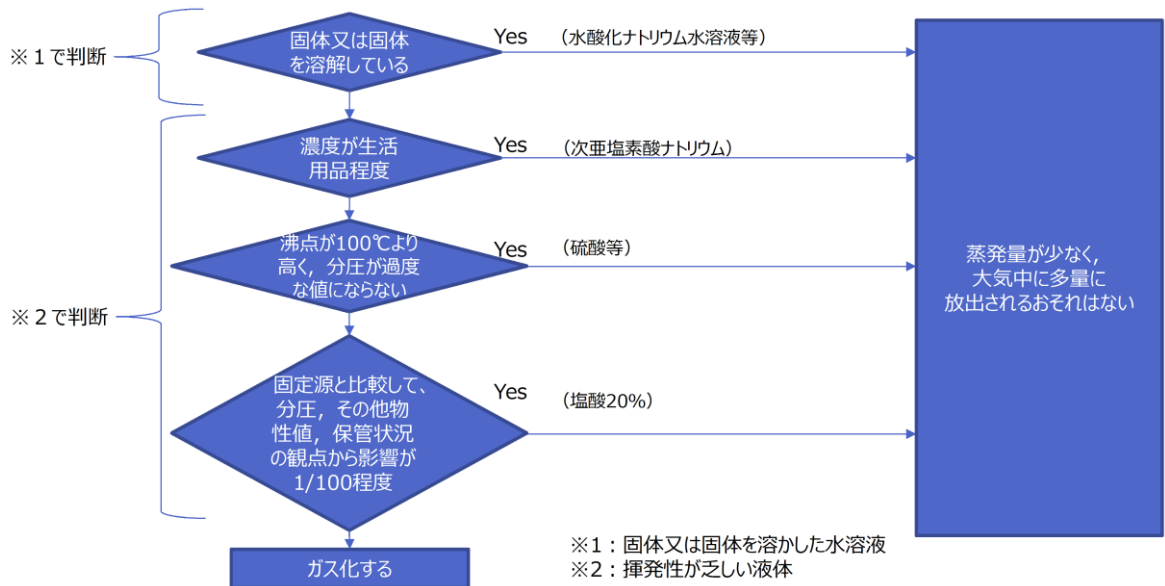


図1 固体または揮発性が乏しい液体の判断フロー

図1のフローに基づき、固体または揮発性の乏しい液体について、表1のとおり抽出した。また、対象物質の物性値を表2に示す。

表1 固体または揮発性の乏しい物質の抽出結果

抽出フロー項目	物質
固体または固体を溶解している	亜硝酸ナトリウム（40%）、亜硫酸ナトリウム（10%）、五ほう酸ナトリウム（14.6%）、水酸化カリウム（5%）、水酸化ナトリウム（0.14,5,20,25%）、硫酸第一鉄、ポリエチレンイミン（30%）、リン酸三ナトリウム（0.17%）、モリブデン酸ナトリウム（10%）、リン酸苛性混液（0.50%）、リン酸二水素ナトリウム（2.36,6.25,98%） シアン化カリウム+シアン化金カリウム
濃度が生活用品程度	次亜塩素酸ナトリウム（0.05%,0.08%）*
沸点が100℃より高く、分圧が過度な値にならない	エチレングリコール（30%）、ヒドラジン（5.30%,6.40%）、モルホリン（0.11,0.70,0.80%）、硫酸（10,20,30,98%）、軽油、第二～第四石油類
可動源と概算比較して、分圧、その他物性値、保管状況の観点から影響が1/100程度	塩酸（20%）

注記\*：市販の次亜塩素酸ナトリウムは約5%であり、床等の消毒のため0.02～0.1%程度に希釈し使用される。  
（広島市健康福祉局衛生研究所生活科学部資料  
<http://www.city.hiroshima.lg.jp/www/contents/1265935032756/index.html>）

表2 対象物質の物性値

物質名	100%濃度における沸点	100%濃度における分圧	低濃度における分圧
エチレングリコール（30%）	197℃*1	6.5Pa（20℃）*1	—
ヒドラジン（5.30,6.40%）	114℃*1	2,100Pa（20℃）*1	—
塩酸（20,35%）	-85.1℃*1 約108℃（約20%濃度）*2	約8.05MPa（50℃）*3	10,399Pa（35%濃度,20℃）*4 27.3Pa（20%濃度,20℃）*4
モルホリン（0.11,0.70,0.80%）	129℃*1	1,060Pa（20℃）*1	—
硫酸（10,20,30,98%）	340℃（分解）（100%未満）*1	<10Pa（100%未満,20℃）*1	—
軽油	160～360℃*3	280～350Pa（21℃）*3	—
第二石油類	150℃～325℃*5	64Pa（20℃）*5	—
第三石油類	150℃以上*6	0.1kPa以下（37.8℃）*6	—
第四石油類	316℃以上*7	<13Pa（20℃）*7	—

注記\*1：国際化学物質安全性カード

\*2：安全データシート（<http://www.daiwa-yakuin.com/pic/syouhin/SDS-HCl.pdf>）

\*3：安全データシート（モデルSDS）

\*4：Mary Evans, Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA, USDOC（1993）

\*5：安全データシート（モデルSDS）（灯油の値を代表として示す。）

\*6：安全データシート（[https://www.noe.jxtg-group.co.jp/business/sds/gasoline/pdf/c\\_heavy\\_oil\\_r.pdf](https://www.noe.jxtg-group.co.jp/business/sds/gasoline/pdf/c_heavy_oil_r.pdf)）（C重油の値を代表として示す。）

\*7：安全データシート（[https://toyota.jp/pages/contents/after\\_service/car\\_care/yohin/sds/pdf/Gasoline\\_engine\\_oil/08880-105\\_201606.pdf](https://toyota.jp/pages/contents/after_service/car_care/yohin/sds/pdf/Gasoline_engine_oil/08880-105_201606.pdf)）（鉱油（エンジンオイル）の値を代表として示す。）

一方、有毒化学物質の保管状態によっては、放出時にエアロゾル化する場合もあることから、以下のとおり有毒化学物質のエアロゾル化について検討を行った。

エアロゾルは、その生成過程の違いから、粉塵、フェーム、煙及びミストに分類される（表3参照）。

放射性固体廃棄物処理用に使用するセメントは、常温常圧で固体の対象物質であるが、廃棄物と固化させる過程において水と混練する。混練したセメントと水は、固化するまでの間は、常温常圧下において液体である。

液体の対象物質のエアロゾルの形態としては、煙又はミストが挙げられるが、煙については、燃焼に伴い発生するものであり、本規制の適用範囲外であることから、液体のエアロゾル化に対してはミストへの考慮が必要である。

表3 エアロゾルの形態および生成メカニズム

エアロゾルの形態	メカニズム*1	対象物質
粉塵 (dust)	固形物はその化学組成が変わらないままで、形、大きさが変わって粒状になり空気中に分散したもので、粉碎、研磨、穿孔、爆破、飛散など、主として物理的粉碎・分散過程で生じる。したがって、球状、針状、薄片状など、形、大きさともに不均一でかつ大きさは1μm以上のものが多い。	固体
フューム (fume)	固体が蒸発し、これが凝縮して粒子となったもので、金属の加熱溶融、溶接、溶断、スパークなどの場合に生じる。このような過程では、一般に物理的作用に化学的変化が加わり、空気中では多くの場合酸化物となっており、球状か結晶状である。粒径は小さく1μm以下のものが多い。	固体
煙 (smoke)	燃焼に際して生じるいわゆる「けむり」に類するもので、一般に有機物の不完全燃焼物、灰分、水分などを含む有色性の粒子である。一つ一つの粒子は小さく球形に近いが、これらがフロック状をなすものが多い。	液体 固体
ミスト (mist)	一般には微小な液滴粒子を総称していう。すなわち、液滴が蒸発凝縮したもの、液面の破碎や噴霧などにより分散したものが全て含まれ、形状は球形であるが、大きさは生成過程によってかなり幅がある。	液体

ミストとしてのエアロゾル粒子は、粒子が直接大気中に放出される一次粒子と、ガス状物質として放出されたものが、物理的影響又は化学的変化を受けて粒子となる二次粒子があり、その生成過程は、破碎や噴霧などの機械的な力による分散過程と、蒸気の冷却や膨張あるいは化学反応に伴う凝集過程に大別される。\*2

代表的なミスト化の生成メカニズム\*2~\*4に対する液体状の有毒化学物質のエアロゾル化の検討結果を表4に示す。

エアロゾル化の生成メカニズムとしては、加圧状態からの噴霧及び高温加熱による蒸発後の凝集及び飛散が考えられるが、保管状態等を考慮するといずれの生成過程でも有毒化学物質が大気中に多量に放出されることはないことを確認した。

以上のことから、固体あるいは揮発性が乏しい液体については、有毒ガスとしての評価の対象外であるものと考えられる。

表4 エアロゾル（ミスト）に対する検討結果

<参考文献>

エアロゾル 粒子 <sup>2)</sup>	生成過程 <sup>2)~4)</sup>	具体例	検討結果
一次粒子	①飛散	・貯蔵容器の破損に伴う周囲への飛散	貯蔵施設の下部には堰等が設置されており、流出時にも堰等内にとどめることが可能である。
	②噴霧 (加圧状態)	・加圧状態で保管されている物質の噴出	液体が加圧状態で噴霧された場合には、一部は微粒子となりエアロゾルが発生するが、液体の微粒子化には最小でも0.2MPa程度の圧力(差圧)が必要とされており <sup>*5</sup> 、加圧状態で保管されている貯蔵施設はなく、エアロゾルが大気中に多量に放出されるおそれがあるものはない。
	③飛沫同伴	・激しい攪拌に伴う発生気泡の破裂	攪拌された状態で保管されている有毒化学物質はないことから、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがない。
二次粒子 (ガス状物質からの生成)	①化学的生成	・大気中の硫黄酸化物の硫酸化	大気中のガスからエアロゾルが生成するメカニズムであり、揮発性が乏しい液体のエアロゾル化のメカニズムには該当しない。
	②大気中のガスの凝集	・断熱膨張等の冷却作用による蒸気の生成、凝集	
	③高温加熱による蒸発後の凝集	・加熱(化学反応による発熱を含む)による蒸気の生成、凝集	高温加熱状態で保管されている有毒化学物質はなく、また、化学反応により多量の蒸気が発生させるような保管状態にある揮発性が乏しい液体の有毒化学物質はないため、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがない。 仮に加熱された場合を考慮すると、加熱により蒸発した化学物質が冷却され、再凝集することでエアロゾルが発生することから、一般的には沸点以上の加熱があった場合に、エアロゾルが発生する可能性がある。 従って、沸点が高い有毒化学物質(100℃以上)については、その温度まで周囲の気温が上昇することは考えられず、仮に気温が上昇したとしても、溶媒である水が先に蒸発し、その気化熱(蒸発潜熱)により液温の上昇は抑制されることから、加熱を原因としてエアロゾルが大気中に多量に放出されるおそれはない。 また、沸点が低いものは、全量気体としてスクリーニング評価することとしている。

注記\*1:「エアロゾル学の基礎」(日本エアロゾル学会 編)

\*2: 大気圏エアロゾルの化学組成と発生機構、発生源(笠原(1996))

\*3: テスト用エアロゾルの発生(金岡(1982))

\*4: 大気中のSO<sub>x</sub>及びNO<sub>x</sub>の有害性の本質(北川(1977))

\*5: 液体微粒化の基礎([http://www.ilass-japan.gr.jp/activity/other/12th\\_suzuki.pdf](http://www.ilass-japan.gr.jp/activity/other/12th_suzuki.pdf))(鈴木)

有毒ガス評価に係る高圧ガス容器(ボンベ)に貯蔵された  
液化石油ガス(プロパンガス)の取り扱いについて

1. プロパンガスの取り扱いの考え方

「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」(以下「ガイド」という。)における有毒ガス防護に係る妥当性確認においては、『ガス発生源の調査(3. 評価に当たって行う事項)』の後、『評価対象物質の評価を行い、対象発生源を特定(4. スクリーニング評価)』したうえで、『防護措置等を考慮した放出量、拡散の評価(5. 有毒ガス影響評価)』を行う。

スクリーニング評価に先立ち実施する固定源及び可動源の調査のうち、敷地内固定源については「敷地内に保管されている全ての有毒化学物質」が調査対象とされているが、確実に調査、影響評価及び防護措置の策定ができるように、高圧ガス容器(以下「ボンベ」という。)に貯蔵された液化石油ガスの取り扱いについて考え方を整理した。

整理にあたっては、ガイドの「3. 評価に当たって行う事項」の解説-4(調査対象外とする場合)を考慮した。

**【ガイド記載】**

(解説-4) 調査対象外とする場合

貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出しても、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがないと説明できる場合。(例えば、使用場所が限定されていて貯蔵量および使用量が少ない試薬等)

ボンベは、JIS B 8241に基づき製造され、高圧ガス保安法によって、耐圧試験、気密試験等を行い、合格したものだけが使用される。また、ボンベは、高圧ガス保安法により、転落・転倒防止措置を講じることが定められており、適切に固縛等対策が施されている。このため、ボンベからのプロパンガスの漏えい形態としては、配管等からの少量漏えいが想定される。

また、ボンベ内の圧力が高まる事象が発生したとしても、安全弁からプロパンが放出されることになり、多量に放出されるような気体の噴出に至ることはない。

プロパンは常温・常圧で気体であり、空気よりも重たい物質であることから、一般的に屋外に保管されているボンベから漏えいしたとしても、気化して低所に拡散して希釈されることになる。

さらに、プロパンの人体影響は窒息影響が生じる程の高濃度で発生することから、少量漏えいの場合では人体影響は発生しないものと考えられる。

なお、プロパンが短時間で多量に放出される場合は、ボンベが外からの衝撃により破損する事象が考えられるが、そのような場合は衝撃の際に火花が生じ、プロパン等は引火して爆発すると考えられ、火災・爆発による原子炉制御室等の影響評価は、有毒ガス影響評価ガイドの適用範囲外である。

以上より、ボンベに貯蔵されているプロパンが漏えいしたとしても、多量に漏えいすることは考えられず、配管等からの少量漏えいとなり、速やかに拡散、希釈されるため、運



転・対処要員の対処能力が著しく損なわれる可能性は限りなく低いことから、ボンベに貯蔵されたプロパンは調査対象外として取扱うことが適切であるとする。

## 2. 事故事例

### (1) 事故統計に基づく情報

#### ○事故の内容

LPガスによる事故情報を、経済産業省HPのLPガスの安全のページ\*<sup>1</sup>の情報に基づき、平成24年～平成30年の7年間のLPガスに関する事故概要を整理したものが表1である。

プロパンに関する事故は年間に100件以上発生しており、中毒等の事故も10件程度が発生しているが、中毒等の全ては一酸化炭素中毒または酸素欠乏によるもので、プロパン自体での中毒事故は記録がない。

表1 液化石油ガスに係る過去の事故事例数（2021年8月末現在）

年	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018
事故合計	260	210	187	182	140	195	212
爆発・火災*	252	204	184	176	131	192	203
中毒等	8	6	3	6	9	3	7
中毒等 内訳							
CO毒	8	4	3	4	9	3	6
酸素欠乏	0	2	0	2	0	0	1

注記\*：漏えい、漏えい爆発等、漏えい火災。

### (2) 地震によるLPガス事故事例

地震等の災害時にはLPガスボンベの流出等の事故が想定される。以下では災害時の事故事例を集約した。東日本大震災等の災害時においても、配管破損の事例はあるものの、ボンベの破損事例は認められていない。

#### ○東日本大震災時の事故事例

東日本大震災時のLPガスに係る事故事例を、経済産業省の総合資源エネルギー調査会の報告書\*<sup>2</sup>から抽出した。

本資料に記載のLPガス漏えい爆発・火災事故は以下の1例のみであった。

日時：平成23年3月11日（地震発生日）16時02分
場所：共同住宅
事故内容：LPガス漏えいによる爆発・火災
被害状況：事故発生室の隣室の住人1名が焼死
設備状況：50Kg容器8本を専用収納庫に設置 転倒防止チェーンを設置していたため容器転倒なし
事故原因：当該住宅のうちの1室のガスメーター付近の供給管が破断、ガスが漏えいし、何らかの火花で引火、爆発に至ったものと推定されている
点検・調査：震災直後は実施されていない

また、以上の事故事例の他、LPガスボンベの流出等に関して以下の記載がある。

- ▶ マイコンメーターの安全装置が震災時にガスの供給を遮断し、有効に機能した。
- ▶ 電柱に1本の容器が高圧ホースだけでぶら下がっていたものもあり、高圧ホースの強度は相当であることが示された。
- ▶ ガス放出防止型高圧ホースについては、地域により設置状況にばらつきがあったが、設置していた家庭において、地震による被害の抑制に有効に機能したケースがあった。
- ▶ ある系列のLPガス販売事業者には、浸水する程度の津波であれば、鎖の二重掛けをしたボンベは流失しなかったとの情報が多数寄せられた。
- ▶ 今回の震災においては、LPガス容器の流出が多数発生し、回収されたLPガス容器に中身のないものが多数認められていることから、流出したLPガス容器からLPガスが大気に放出されたものと推定される。
- ▶ 一部の報道等において、流出LPガス容器から放出されたガスが火災の要因の一つとなった可能性についての指摘も見受けられている一方で、ガス放出防止型高圧ホースが有効に機能し、地震による被害が抑制された例や、鎖の二重掛けをしたLPガス容器は流出しなかったといった例が報告されている他、今回の震災を踏まえて容器転倒防止策の徹底やガス放出防止器の設置等に取り組む事業者も出てきている。

なお、上記の報告書においては、以下のような情報を踏まえ、マイコンメーターの設置やガス放出防止機器\*4の設置促進が適切としている。



東日本大震災でのLPガスボンベの被災状況の一例\*3



東日本大震災後の津波で流された容器の一例\*3

#### ○その他の災害時の事故事例

東日本大震災以外の災害時の事故事例については、以下のような情報がある。

- ▶ 熊本地震では、地震による崩落で容器が転倒し、供給設備が破損した事例はあるが、ガス漏えいによる二次被害（火災・爆発等事故）は無し。  
（熊本内LPガス消費世帯数約50万戸）



熊本地震でのLPガスボンベの被災状況の一例\*3

- ▶ 東日本豪雨（常総市の水害）では、水の勢いで容器が引っ張られ、配管が破損した事例がある。（事故情報は記載なし）



東日本豪雨（常総市の水害）でのLPガスボンベの被災状況の一例\*3

#### <参考文献>

注記\*1：経済産業省 HP LP ガスの安全

\*2：東日本大震災を踏まえた今後の液化石油ガス保安の在り方について～真に災害に強いLPガスの確立に向けて～ 平成24年3月 総合資源エネルギー調査会 高圧ガス及び火薬類保安分科会 液化石油ガス部会

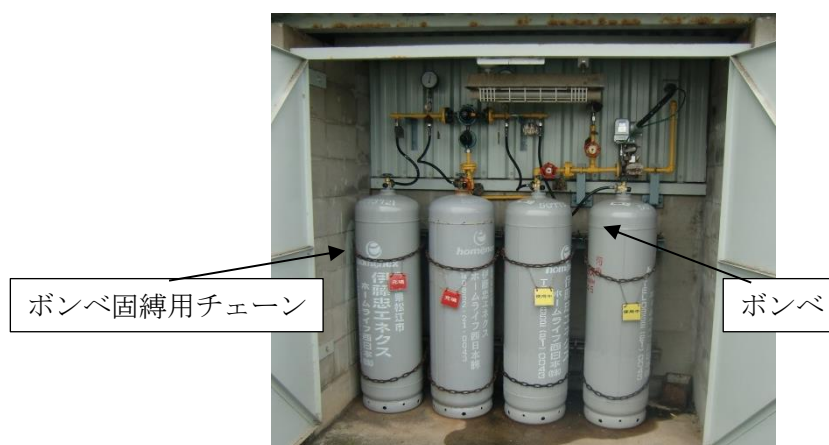
\*3：自然災害対策について 平成29年11月 関東液化石油ガス協議会 業務主任者・管理者研修会

\*4：ガス放出防止機器とは、大規模地震、豪雪等で容器転倒が起こった場合に生じる大量のガス漏れを防止し、被害の拡大を防ぐ器具のこと。高圧ホースと一体となった高圧ホース型と独立した機器の形の放出防止器型とがある。

### 3. 発電所におけるプロパンガスボンベの保管状況

発電所にて保管されているプロパンガスボンベは建物内に保管されており、また高圧ガス

保安法の規則に則り固縛されているため、何らかの外力がかかったとしても、ボンベ自体が損傷することは考えにくい。発電所におけるプロパンボンベの保管状況を以下に示す。



【補助ボイラプロパンガスボンベ庫】LP ガス（補助ボイラ起動用）

#### 4. 漏えい率評価

##### 4.1 評価方法

前述の通り、ボンベ単体としては健全性が保たれることから、ガスボンベからの漏えい形態としては、接続配管からの少量漏えいを想定した。漏えい率は、下記の「石油コンビナートの防災アセスメント指針」における災害現象解析モデル式によってプロパンボンベを例に評価した。

<気体放出>（流速が音速未満 ( $p_0/p > \gamma_c$ ) の場合）

$$q_G = \text{cap} \sqrt{\frac{2M}{ZRT} \left( \frac{\gamma}{\gamma-1} \right) \left\{ \left( \frac{p_0}{p} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left( \frac{p_0}{p} \right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma}} \right\}} \quad \text{ただし, } \gamma_c = \left( \frac{2}{\gamma+1} \right)^{\frac{\gamma}{\gamma-1}}$$

- $q_G$  : 気体流出率 (kg/s)
- $c$  : 流出係数 (不明の場合は0.5とする)
- $a$  : 流出孔面積 (m<sup>2</sup>)
- $p$  : 容器内圧力 (Pa)
- $p_0$  : 大気圧力 (=0.101×10<sup>6</sup> Pa)
- $M$  : 気体のモル重量 (kg/mol)
- $T$  : 容器内温度 (K)
- $\gamma$  : 気体の比熱比
- $R$  : 気体定数 (=8.314 J/mol・K)
- $Z$  : ガスの圧縮係数 (=1.0:理想気体)

#### 4.2 評価結果

プロパンボンベからの放出率は約 $4.8 \times 10^{-4}$  kg/sであり、評価対象の固定源（塩酸）と比較して1/19以下となった。更に、防護判断基準値が400倍以上高いことを考慮すると、影響は小さいと説明できる。

	プロパンボンベ	(参考) 排水中和用塩酸タンク
放出率 (kg/s)	$4.8 \times 10^{-4}$	平均： $9.4 \times 10^{-3}$ ( $4.1 \times 10^{-3} \sim 5.3 \times 10^{-2}$ )
防護判断基準値 (ppm)	23500	50

(評価条件)

パラメータ	設定値	備考
流出孔面積	$2.1 \times 10^{-6}$ m <sup>2</sup>	接続配管径：16.1 mm 配管断面積の1/100 (少量漏えい)
容器内温度	25℃	保管温度
容器内圧力	0.07 MPa	運転時の通常圧力
気体のモル重量	0.044096 kg/mol	機械工学便覧
気体の比熱比	1.135	機械工学便覧

#### 4.3 横置きボンベの影響

ボンベは通常縦置きにて設置され、配管に接続されるため、充填されたガスは気体として供給されるが、雑固体焼却炉では横置きで設置され、配管に接続されるため、液体で供給された場合の漏えい影響を検討した。

なお、ボンベが横置きで設置されるのは雑固体焼却炉のプロパンのみである。

##### ○配管長さ

雑固体焼却炉において、ボンベ庫内にあるボンベから気化器までの配管長さは約10mあり、配管内は液体、気体の混合物である。気化器通過後は、配管内は気体となり、焼却炉へ供給されることとなるが、その配管長さは約53mある。また、ボンベには過流防止弁が設置されており、多量流出は想定されない。

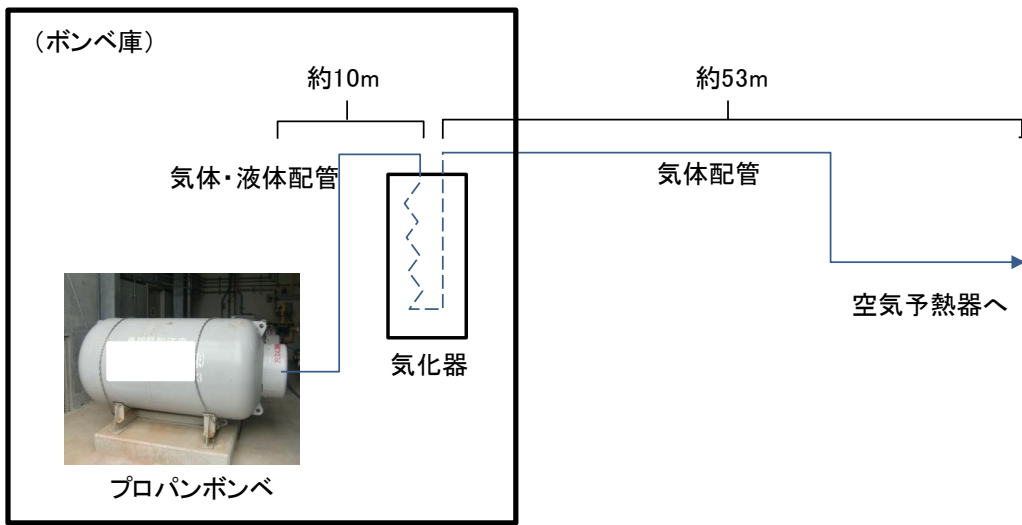


図1 雑固体焼却設備のプロパンガス概略系統図

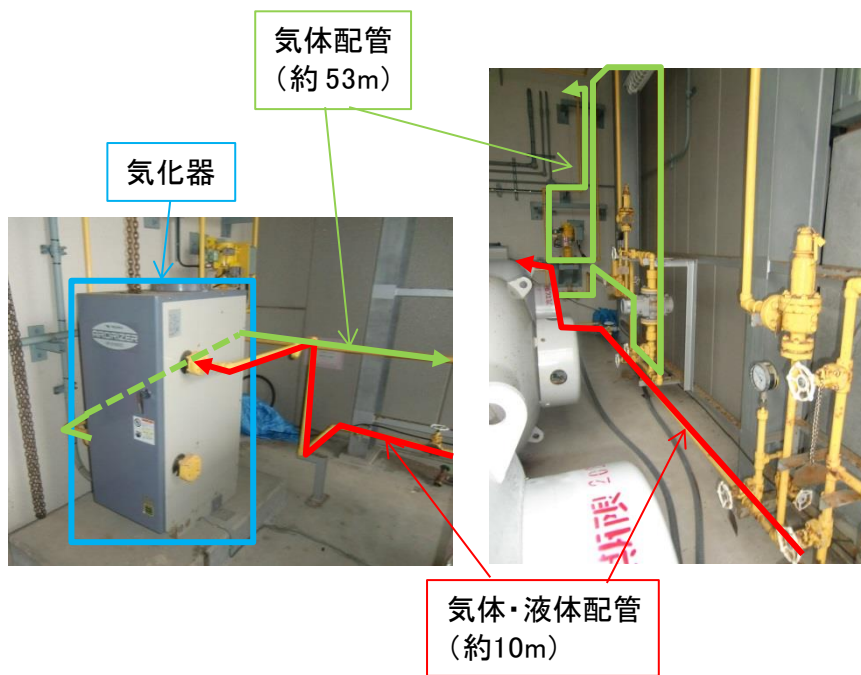


図2 雑固体焼却炉のプロパンポンベ気化器回りの現場状況

○漏えい時の放出率

漏えい率は、「石油コンビナートの防災アセスメント指針」における災害現象解析モデル式により評価した。

配管から気体として漏えいするとした場合のプロパンの放出率は、約 $3.1 \times 10^{-3} \text{kg/s}$ であり、評価対象の固定源（塩酸）と比較して約1/3以下となる。

なお、表1に示すとおり、液体配管から漏えいするとして評価した場合でも、プロパンの放出率は、約 $9.5 \times 10^{-2} \text{kg/s}$ であり、評価対象の固定源（塩酸）からの放出率よりも10倍以上大きいものの、放出率の防護判断基準の差が400倍以上であることから、防護判断基準値の比は、40倍程度となり、影響は小さい。

気体放出の評価条件を表2に、液体放出の評価条件を表3に示す。

表1 焼却炉プロパンボンベの放出率及び防護判断基準値

	焼却炉プロパンボンベ		(参考) 排水中和用 塩酸タンク
	気体放出	液体放出	
放出率 (kg/s)	$3.1 \times 10^{-3}$	$9.5 \times 10^{-2}$	平均： $9.4 \times 10^{-3}$
防護判断基準値 (ppm)	23500		50

<気体放出> (流速が音速以上( $p_0/p \leq \gamma_c$ )の場合)

$$q_G = \text{cap} \sqrt{\frac{M}{ZRT} \gamma \left(\frac{2}{\gamma+1}\right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma-1}}} \quad \text{ただし, } \gamma_c = \left(\frac{2}{\gamma+1}\right)^{\frac{\gamma}{\gamma-1}}$$

- $q_G$  : 気体流出率 (kg/s)
- $c$  : 流出係数 (不明の場合は0.5とする)
- $a$  : 流出孔面積 ( $\text{m}^2$ )
- $p$  : 容器内圧力 (Pa)
- $p_0$  : 大気圧力 ( $=0.101 \times 10^6$  Pa)
- $M$  : 気体のモル重量 (kg/mol)
- $T$  : 容器内温度 (K)
- $\gamma$  : 気体の比熱比
- $R$  : 気体定数 ( $=8.314 \text{ J/mol} \cdot \text{K}$ )
- $Z$  : ガスの圧縮係数 ( $=1.0$ : 理想気体)

表2 気体放出の評価条件

パラメータ	設定値	備考
流出孔面積	$5.8 \times 10^{-6} \text{ m}^2$	接続配管径：27.2 mm 配管断面積の1/100（少量漏えい）
容器内温度	25 °C	保管温度
容器内圧力	0.3 MPa	運転時の通常圧力
気体のモル重量	0.044096 kg/mol	機械工学便覧
気体の比熱比	1.135	機械工学便覧

<液体放出>

$$q_L = c_a a \sqrt{2gh + \frac{2(p - p_0)}{\rho_L}}$$

$$q_G = q_L f \rho_L$$

$q_L$  : 液体流出率 (m<sup>3</sup>/s)

$c_a$  : 流出係数 (=1)

$a$  : 流出孔面積 (m<sup>2</sup>)

$p$  : 容器内圧力 (Pa)

$p_0$  : 大気圧力 (=0.101MPa)

$\rho_L$  : 液密度 (kg/m<sup>3</sup>)

$g$  : 重力加速度 (=9.8) (m/s<sup>2</sup>)

$h$  : 液位 (m) (液面と流出孔の高さの差)

$q_G$  : 有毒ガスの重量放出率 (kg/s)

$f$  : フラッシュ率

表3 液体放出の評価条件

パラメータ	設定値	備考
流出係数	1	「石油コンビナートの防災アセスメント指針」には、不明の場合0.5としているものの、保守的に1と設定した
流出孔面積	$3.6 \times 10^{-6} \text{ m}^2$	接続配管径：21.4mm 配管断面積の1/100（少量漏えい）
容器内温度	25 °C	保管温度
容器内圧力	0.7MPa	運転時の通常圧力
液密度	492.8kg/m <sup>3</sup>	日本LPガス協会HP
液位	0m	液面と流出孔の高さの差
フラッシュ率	1	全量気化する*1

注記\*1：フラッシュ率は、以下の式で評価できる。



$$f = \frac{H - H_b}{h_b} = C_p \frac{T - T_b}{h_b}$$

f : フラッシュ率

T : 液体の貯蔵温度 (K)

H : 液体の貯蔵温度におけるエンタルピー (J/kg)

T<sub>b</sub> : 液体の大気圧での沸点 (K)

H<sub>b</sub> : 液体の沸点におけるエンタルピー (J/kg)

C<sub>p</sub> : 液体の比熱 (T<sub>b</sub>～Tの平均 : J/kg・K)

h<sub>b</sub> : 沸点での蒸発潜熱 (J/kg)

フラッシュ率は、ガスの種類と流出前の温度によって決まり、焼却炉プロパンボンベから流出した場合のフラッシュ率は、0.38となるが、少量流出のため全量気化するものとした。

## 圧縮ガスの取り扱いについて

## 1. 圧縮ガスの取り扱いの考え方

「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」(以下「ガイド」という。)における有毒ガス防護に係る妥当性確認においては、『ガス発生源の調査 (3. 評価に当たって行う事項)』の後、『評価対象物質の評価を行い、対象発生源を特定 (4. スクリーニング評価)』したうえで、『防護措置等を考慮した放出量、拡散の評価 (5. 有毒ガス影響評価)』を行う。

スクリーニング評価に先立ち実施する固定源及び可動源の調査のうち、敷地内固定源については「敷地内に保管されている全ての有毒化学物質」が調査対象とされているが、確実に調査、影響評価及び防護措置の策定ができるように、スクリーニング評価において高压ガス容器 (以下「ボンベ」という。) に貯蔵された二酸化炭素等の圧縮ガスの取り扱いについて考え方を整理した。

整理にあたっては、ガイドの「3. 評価に当たって行う事項」の解説-4 (調査対象外とする場合) を考慮した。

**【ガイド記載】**

## (解説-4) 調査対象外とする場合

貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出しても、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがないと説明できる場合。(例えば、使用場所が限定されていて貯蔵量および使用量が少ない試薬等)

原子力発電所内での圧縮ガスは、屋外又は制御室の含まれない建物内に保管されている。

圧縮ガスは、高压ガス保安法で規定された高压容器で保管されており、溶接容器では溶接部試験、容器の破裂試験や耐圧試験等が規定されており、十分な強度を有しているもののみが認可されている。したがって、高压ガスの漏えい事故は容器やバルブからではなく、主に配管からの漏えいであるものと考えられる。

事件事例をみても、圧縮ガスの事故の多くが製造時に生じており、消費段階では事故の発生は少なく、主に配管や接続機器で生じたものである。また、容器本体からの漏えい事故の原因は、火災や容器管理不良が原因であり、東日本大震災による事故情報でも容器本体の事故は認められていない。

上記の高压容器で保管している圧縮ガスの漏えい箇所としては、事件事例からみても容器本体やバルブからの漏えいは少なく、配管からの漏えいとするのが現実的な想定であり、この場合のガスの流出率は少量であり、建物外に拡散した場合に周囲の空気希釈されるため、高濃度になることはない。

一方、これらの圧縮ガスは、IDLH値が高く (例えば二酸化炭素では40000 ppm (4%)), 窒息影響に匹敵する高濃度での影響であり、閉鎖空間での漏えいといった状況以外では影響が生じる濃度に至ることはないものと考えられる。

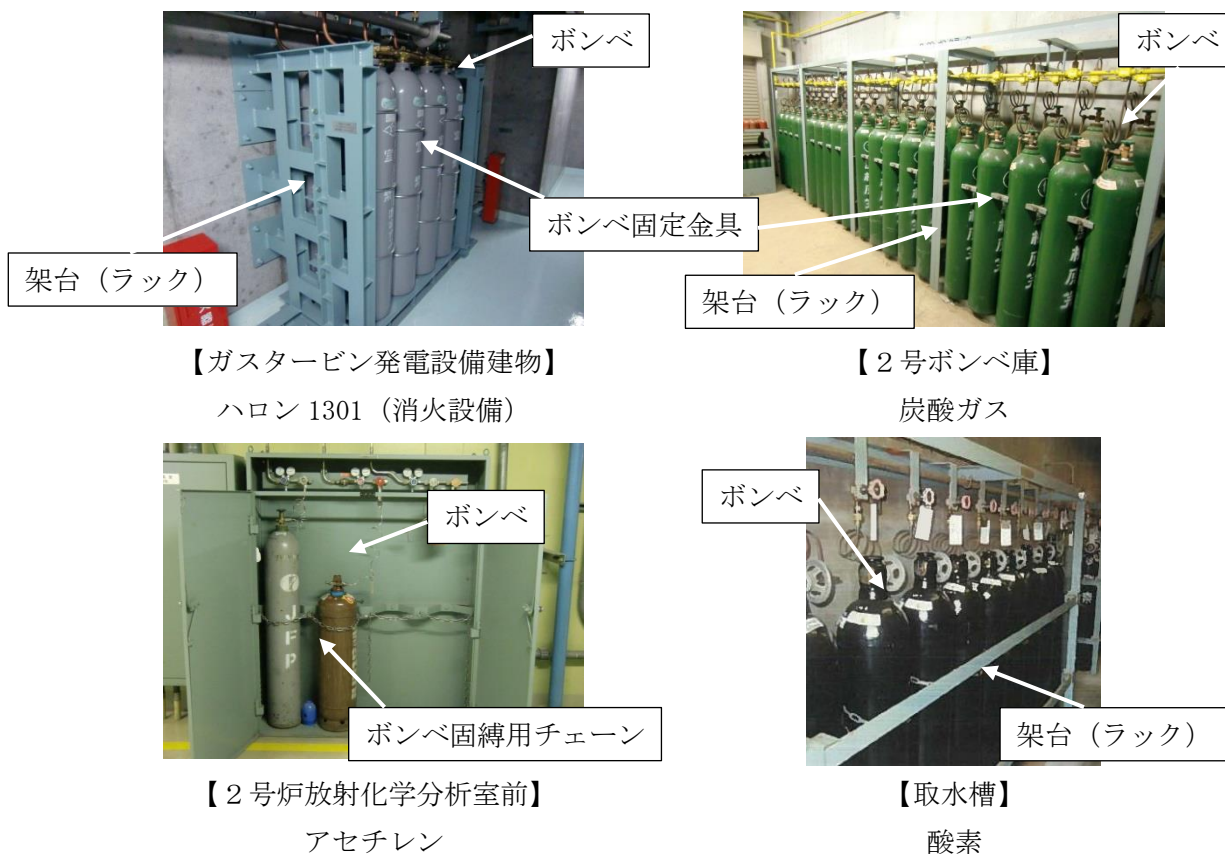
以上のことから、圧縮ガスについては有毒ガスとしての評価の対象外であるものと考えら

れる。

## 2. 島根原子力発電所におけるガスボンベの保管状況

島根原子力発電所では、耐震重要度分類に対応した架台に設置、または、高圧ガス保安法の規則に則り固縛等がなされ、何らかの外力がかかったとしても、ボンベ自体が損傷することは考えにくい。

島根原子力発電所におけるガスボンベの保管状況を以下に示す。



## 3. 漏えい率評価

前述の通り、ボンベ単体としては健全性が保たれることから、ボンベからの漏えい形態としては接続配管からの少量漏えいが想定される。漏えい率は別紙2のプロパンボンベからの漏えい率評価と同様であり、防護判断基準値を考慮するとその影響は小さい。

化学物質名	防護判断基準値 (ppm)
ハロン 1301	40,000
炭酸ガス	40,000
六フッ化硫黄	220,000
アセチレン	100,000

## 有毒ガス評価に係る建物内有毒化学物質の取り扱いについて

## 1. 建物内有毒化学物質の取り扱いの考え方

スクリーニング評価に先立ち実施する固定源および可動源の調査のうち、敷地内固定源については「敷地内に保管されている全ての有毒化学物質」が調査対象とされているが、「敷地内」には建物外だけでなく、建物内にも有毒化学物質は存在すること等も踏まえ、確実に調査、影響評価および防護措置の策定ができるように、建物内の化学物質の扱いについて考え方を整理した。

整理にあたっては、ガイドの「3. 評価に当たって行う事項」の解説-4（調査対象外とする場合）を考慮した。

## 【ガイド記載】

## （解説-4）調査対象外とする場合

貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出しても、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがないと説明できる場合。（例えば、使用場所が限定されていて貯蔵量および使用量が少ない試薬等）

建物内に貯蔵された有毒化学物質については、全量が流出しても、以下の理由から有毒ガスが建物外（大気中）に多量に放出される可能性はないと考えられる。

○分析試薬などとして使用する有毒化学物質について、薬品庫等で適切に保管管理されており、それら試薬は分析室で使用されるのみであり、分析室においては局所排気装置が設置されていること、また、保管量は、薬品タンク等と比較して少量であること等から、流出しても建物外に多量に放出されることはない。

○建物内にある有毒化学物質を貯蔵しているタンクから流出した場合であっても、タンク周辺の堰にとどまる又はサンプルや中和槽に流出することになる。流出先で他の流出水等により希釈されるとともに、サンプルや中和槽内に留まることになり、有毒ガスが建物外に多量に放出されることはない。

○また、液体状態から揮発した有毒化学物質は、液体表面からの拡散により、連続的に揮発、拡散が継続することで周辺環境の濃度が上昇していくこととなる。しかし、建物内は風量が小さく蒸発量が屋外に比べて小さいため、有毒ガスが建物外に多量に放出されることはない。

○密度の大きいガスの場合、重力によって下層に移動、滞留することから多量に大気中に放出されることはない。

また、密度の小さいガスの場合、浮力によって上層に移動し、建物外に放出される可能性もあるが、建物内で希釈されることから多量の有毒ガスが短時間に建物外に放出されることはない。

以上のことから、建物内に貯蔵された有毒化学物質により、有毒ガスが建物外（大気中）に多量に放出されることはなく、有毒ガス防護対象者の必要な操作等を阻害しないことから、建物内に貯蔵された有毒化学物質についてはガイド解説-4を適用することで、調査対象外と整理することが適切と判断できる。

## 2. 建物効果の確認

建物内は風速が小さく蒸発量が建物外に比べて小さいことを定量的に確認するため、建物内の薬品タンク周りの風速を測定するとともに、建物内温度による影響及び拡散効果を評価した。

### 2.1 建物内風速

#### 2.1.1 測定対象

島根原子力発電所において建物内に薬品が保管される以下のエリアを風速測定の対象とした。

- (1) 3号機補助ボイラー建物（ヒドラジン）
- (2) 所内ボイラー・純水装置建物（3号）（ヒドラジン）

#### 2.1.2 測定方法

測定対象において、漏えいが想定される箇所では、風速計を用いて風速測定を実施した。測定例を図1に示す。測定は、測定対象毎に複数点行い、平均値を算定した。

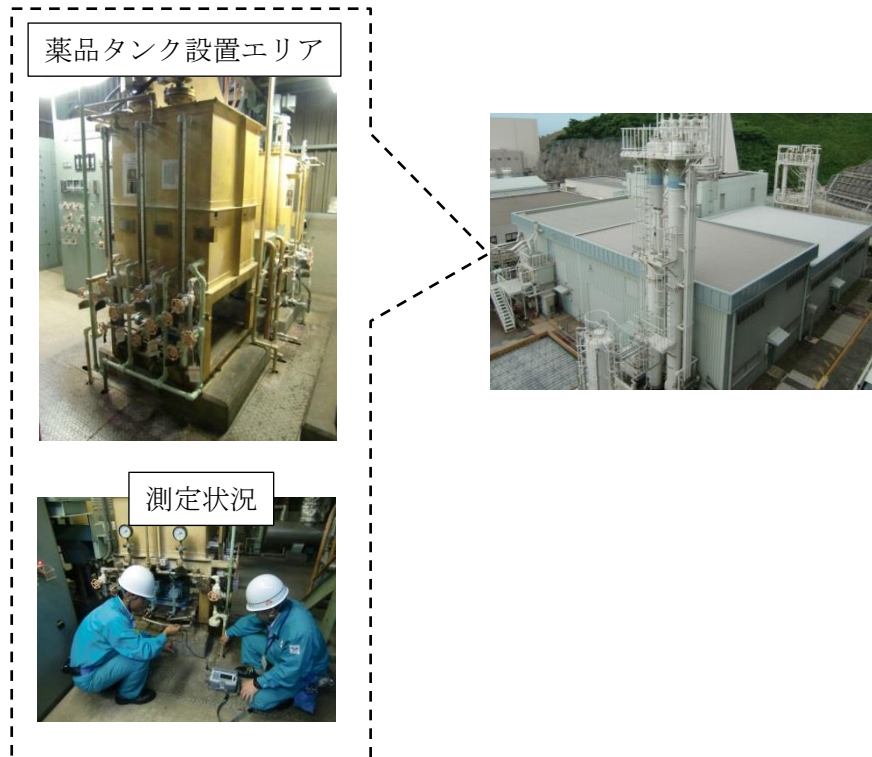


図1 建物内風速の測定例（所内ボイラー・純水装置建物（3号））

### 2.1.3 測定結果

測定結果を表1に示す。建物内の風速は、いずれの測定対象においても、最大でも0.1m/s未満であり、屋外風速に対して、十分小さかった。

表1 建物内における風速測定結果

建物	薬品タンク	風速*1	(参考) 屋外風速*2
(1) 3号機補助ボイラー建物	補助ボイラー低圧薬注タンク	<0.1m/s	2.6m/s
(2) 所内ボイラー・純水装置建物（3号）	濃縮ヒドラジンタンク	<0.1m/s	

注記\*1：測定器の検出下限値は0.01m/sである。測定は複数点行い、風速の算定にあたっては、検出下限未満の場合は0.01m/sとして平均値を算出。

\*2：屋外風速は、地上風を代表する観測点（標高28.5m）における観測風速の年間平均を示す。

## 2.2 建物内温度

### 2.2.1 調査対象

薬品タンクエリアは、温度を測定していないことから、建物内における外気温との気温差を把握するため、定期的に温度測定を実施している固体廃棄物貯蔵所のデータを調査した。

### 2.2.2 測定方法

固体廃棄物貯蔵所は、保安規定に基づき定期的に巡視点検を実施している。その際、建物内に設置した温度計より温度データを採取し、記録しており、これらデータより蒸発率への影響が大きい夏場の気温を調査した。測定状況を図2に示す。



図2 建物内温度の測定状況（固体廃棄物貯蔵所）

### 2.2.3 測定結果

建物内温度の測定結果を表2に示す。夏場における建物内の温度は、外気温を比較して $-1.0^{\circ}\text{C}$ であり、温度差が小さいことを確認した。

表2 夏場（7月～8月）における建物内温度測定結果（令和元年度）

	固体廃棄物貯蔵所*1	(参考) 外気温*2
温度	26.6℃	27.6℃

注記\*1：巡視点検における採取記録。夏場における平均温度。

\*2：敷地内露場における観測温度。巡視点検と同時刻の外気平均気温。

### 2.3 評価

風速測定結果を用いて、蒸発率を算定するとともに、建物内温度の影響を評価した。

蒸発率は、文献「Modeling Hydrochloric Acid Evaporation in ALOHA」に従い、下記の式で評価できる。

#### a. 蒸発率 E

$$E = A \cdot K_M \cdot \left( \frac{M_{Wm} \cdot P_v}{R \cdot T} \right) \quad (\text{kg/s}) \quad \dots (4-5-1)$$

#### b. 物質移動係数 $K_M$

$$K_M = 0.0048 \cdot U^{\frac{7}{9}} \cdot Z^{-\frac{1}{9}} \cdot S_c^{\frac{2}{3}} \quad (\text{m/s}) \quad \dots (4-5-2)$$

$$S_c = \frac{v}{D_M} \quad \dots (4-5-3)$$

$$D_M = D_{H_2O} \cdot \sqrt{\frac{M_{WH_2O}}{M_{Wm}}} \quad (\text{m}^2/\text{s}) \quad \dots (4-5-4)$$

$$D_{H_2O} = D_0 \cdot \left( \frac{T}{273.15} \right)^{1.75} \quad (\text{m}^2/\text{s}) \quad \dots (4-5-5)$$

#### c. 補正蒸発率 $E_C$

$$E_C = - \left( \frac{P_a}{P_v} \right) \ln \left( 1 - \frac{P_v}{P_a} \right) \cdot E \quad (\text{kg/s}) \quad \dots (4-5-6)$$

E : 蒸発率 (kg/s)

$E_C$  : 補正蒸発率 (kg/s)

A : 堰面積 (m<sup>2</sup>)

$K_M$  : 化学物質の物質移動係数 (m/s)

$M_{Wm}$  : 化学物質の分子量 (kg/kmol)

$P_a$  : 大気圧 (Pa)

$P_v$  : 化学物質の分圧 (Pa)

R : ガス定数 (J/kmol · K)

T : 温度 (K)

U : 風速 (m/s)

Z : 堰直径 (m)



- $S_C$  : 化学物質のシュミット数  
 $\nu$  : 動粘性係数 ( $m^2/s$ )  
 $D_M$  : 化学物質の分子拡散係数 ( $m^2/s$ )  
 $D_{H_2O}$  : 温度  $T$  (K)、圧力  $P_V$  (Pa) における水の分子拡散係数 ( $m^2/s$ )  
 $M_{WH_2O}$  : 水の分子量 ( $kg/kmol$ )  
 $D_0$  : 水の拡散係数 ( $=2.2 \times 10^{-5} m^2/s$ )

風速は、物質移動係数  $K_M$  の  $U$  項に該当し、蒸発率は  $U^7$  に比例する。

屋内風速  $0.1 m/s$  (測定結果の上限値) の場合\*、 $U^7 = 0.17$ 、屋外風速  $2.6 m/s$  (年間平均) では、 $U^7 = 2.1$  となる。

従って、建物内の蒸発率は、屋外に対して  $1/10$  以下となる。また、温度は、4-5-1式と4-5-5式における  $T$  項に該当するとともに、分圧  $P_V$ 、動粘度係数  $\nu$  も温度の影響を受ける。これらパラメータから塩酸を例に評価すると、蒸発率は、 $T^{\frac{1}{6}} \times e^{0.056(T-273.15)}$  に比例する。

室内温度  $26.6^\circ C$  (夏場建物内温度) の場合、 $T^{\frac{1}{6}} \times e^{0.056(T-273.15)} = 11.5$ 、外気温  $27.7^\circ C$  (夏場外気温) では、 $T^{\frac{1}{6}} \times e^{0.056(T-273.15)} = 12.2$  となる。

従って、気温が高い夏場でも建物内の蒸発率は、屋外に対して約  $0.94$  倍であり、蒸発率に及ぼす影響は、風速と比較し小さい。

さらに、漏えい時には、中和槽等に排出されるとともに建物内で拡散し、放出経路も限定されることから、大気中に多量に放出されるおそれはなく、建物効果を見込むことが可能であると考えられる。

#### 注記\*：弱風時の蒸発率の考え方

風速が  $0 m/s$  の場合でも、液面から蒸発したガスは濃度勾配を駆動力として分子拡散によって移動するが、これは風による移流を考慮した前述の評価式では模擬できない。

ただし、分子拡散のみによる移動量は極めて小さく、弱風時 ( $0.1 m/s$ ) では風による移流が分子拡散より支配的であることから、分子拡散のみによる移動は、弱風時の移流に大きな影響を与えることはないと考えられる。

塩酸 (35wt%) を例に比較すると、以下のとおり無風時の分子拡散のみによる移動量を考慮した蒸発率は、弱風時の風による移流を考慮した蒸発率の約  $1/5$  であり、弱風時では風による移流が分子拡散より支配的である。

- ① 無風時 ( $0 m/s$ ) の蒸発現象をフィックの法則にてモデル化し、4-5-7式及び4-5-8式に示すとおり単位面積当たりの蒸発率を評価した。

その結果 1 気圧、 $20^\circ C$ 、塩酸 (35wt%) の場合、単位面積当たりの蒸発率は約  $2.7 \times 10^{-5} kg/s \cdot m^2$  となる

- ② 弱風時 ( $0.1 m/s$ ) の風による移流を考慮すると、同じく 1 気圧、 $20^\circ C$ 、塩酸

(35wt%) の場合、単位面積当たりの蒸発率は約 $1.4 \times 10^{-4} \text{kg/s} \cdot \text{m}^2$ となる。

$$F = -D_M \frac{\partial C}{\partial h} \quad \dots (4-5-7)$$

F : 単位面積当たりの蒸発率 ( $\text{kg/s} \cdot \text{m}^2$ )

$D_M$  : 化学物質の分子拡散係数 ( $\text{m}^2/\text{s}$ )

$\frac{\partial C}{\partial h}$  : 質量濃度勾配 ( $(\text{kg}/\text{m}^3)/\text{m}$ )

$$C = \frac{P_V M_W}{RT} \quad \dots (4-5-8)$$

C : 質量濃度 ( $\text{kg}/\text{m}^3$ )

$P_V$  : 化学物質の分圧 (Pa)

$M_W$  : 化学物質の分子量 ( $\text{kg}/\text{kmol}$ )

R : ガス定数 ( $\text{J}/\text{kmol} \cdot \text{K}$ )

T : 温度 (K)

#### 2.4 拡散効果

薬品タンク漏えい時における建物内の拡散効果については、建物規模、換気の有無、設置状況等で影響をうける。一方、固定源判定により抽出される建物内のタンクは、数が限定される。

そのため、図3の特定フローに従い、建物内における薬品タンクの保管状況に応じ、漏えい時の影響を評価した。

なお、建物内のタンクから漏えいが発生しても、大気への放出口が限定され、放出時には建物の巻き込み効果も発生し拡散が促進されることから、実際の評価地点における濃度は、評価値よりも低いものになる。

評価結果は、表3に示すとおりであり、いずれの建物においても、抑制効果が期待できる。

建物内における漏えい時の蒸発率が、屋外に対し1/10以下となることに加え、上述の抑制効果をあわせると建物内タンクから多量に放出されるおそれはないと説明できる。

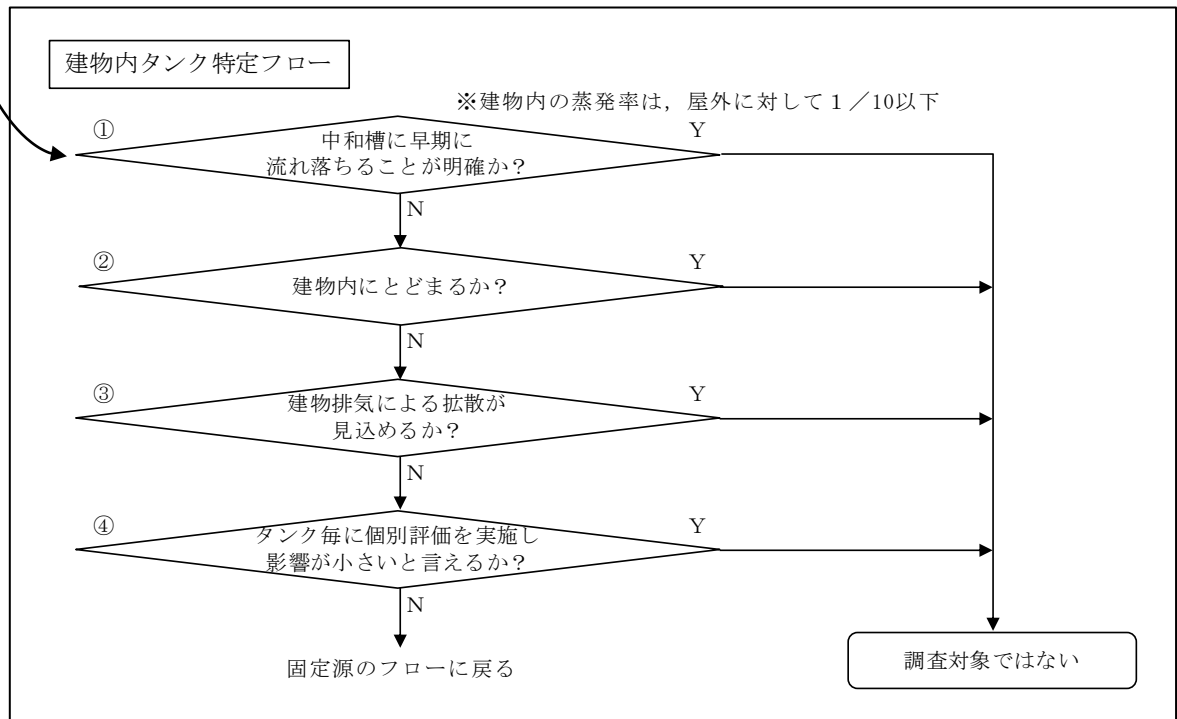
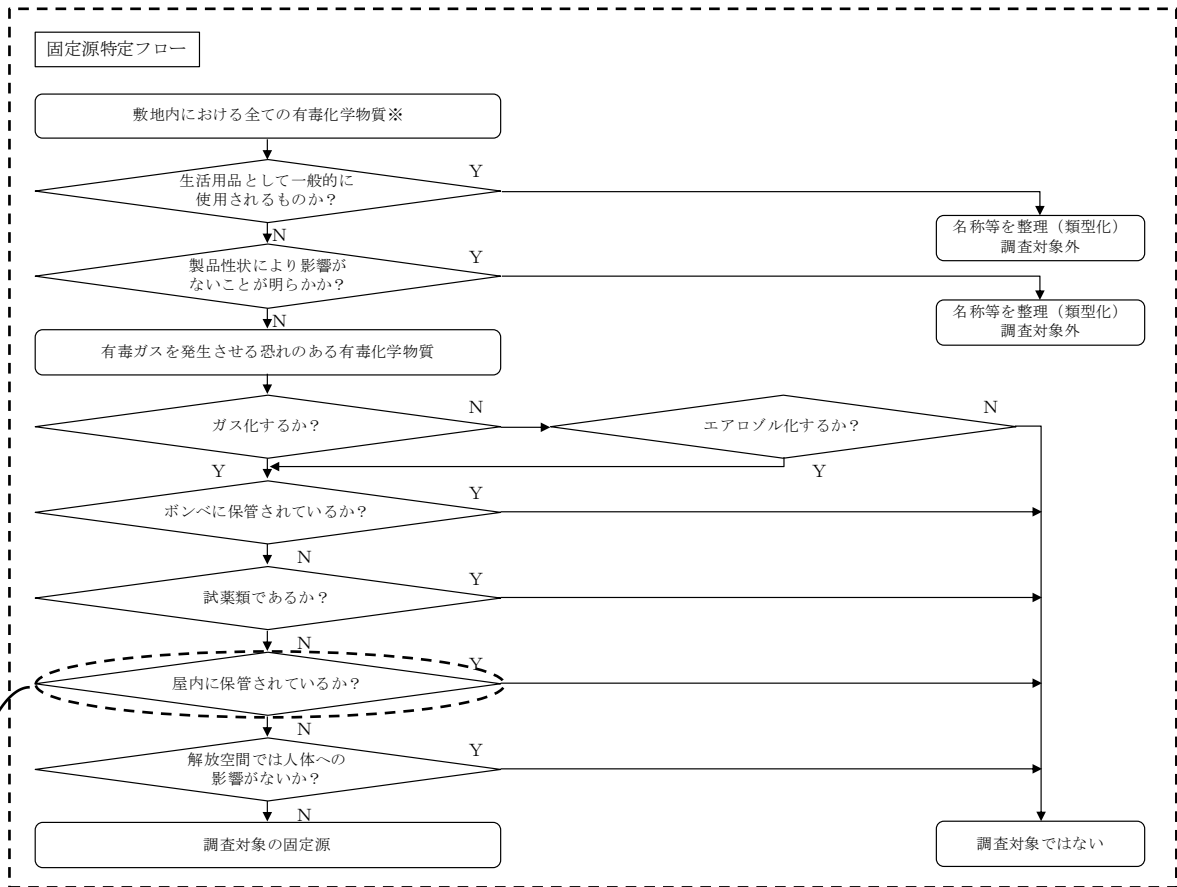


図3 建物内タンク特定フロー

表3 建物内タンク漏えい時の影響評価結果

建物	薬品タンク	容量	フローでの分岐*	評価結果
3号機補助ボイラー建物	補助ボイラー低圧薬注タンク	0.2m <sup>3</sup>	①Y	貯蔵量が少なく、薬品が漏えいしても、排出先までの距離が短く速やかに排水ピットに流下する配置となっており、建物内が高濃度となるおそれはない(図4, 図5参照)。
所内ボイラー・純水装置建物(3号)	濃縮ヒドラジンタンク	0.1m <sup>3</sup>		

注記\* : ③Yの場合、薬品漏えい時、建物内濃度が定常状態となった場合の排気濃度は、ザイデル式に従い、以下の式で評価できる。

$$C = \frac{E}{Q} \quad \dots(4-5-9)$$

$$C_{\text{ppm}} = C \times \frac{22.4}{M} \times \frac{273 + T}{273} \times \frac{1013}{P} \times 10^6 \quad \dots(4-5-10)$$

C : 排気濃度 (kg/m<sup>3</sup>)

C<sub>ppm</sub> : 排気濃度 (ppm)

E : 蒸発率 (kg/s)

Q : 換気量 (m<sup>3</sup>/s)

M : 分子量 (g/mol)

T : 温度 (°C)

P : 気圧 (hPa)

排気濃度は、4-5-9式におけるC項に該当し、換気量に反比例する。

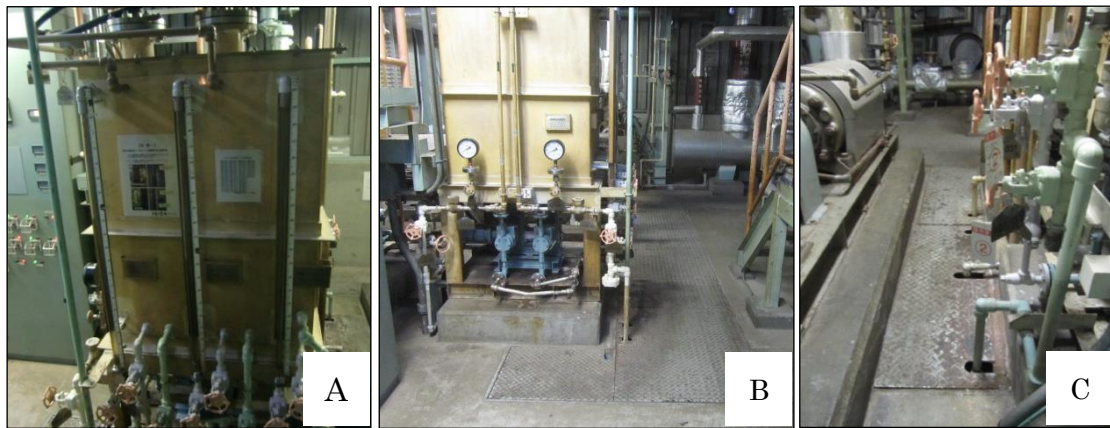
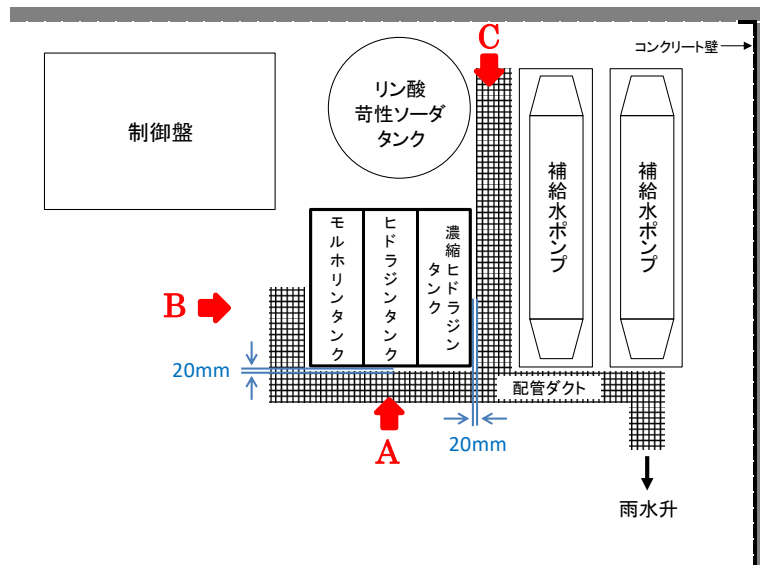


図4 建物内タンク設置状況  
 (所内ボイラー・純水装置建物 (3号) 【ヒドラジンタンク】)

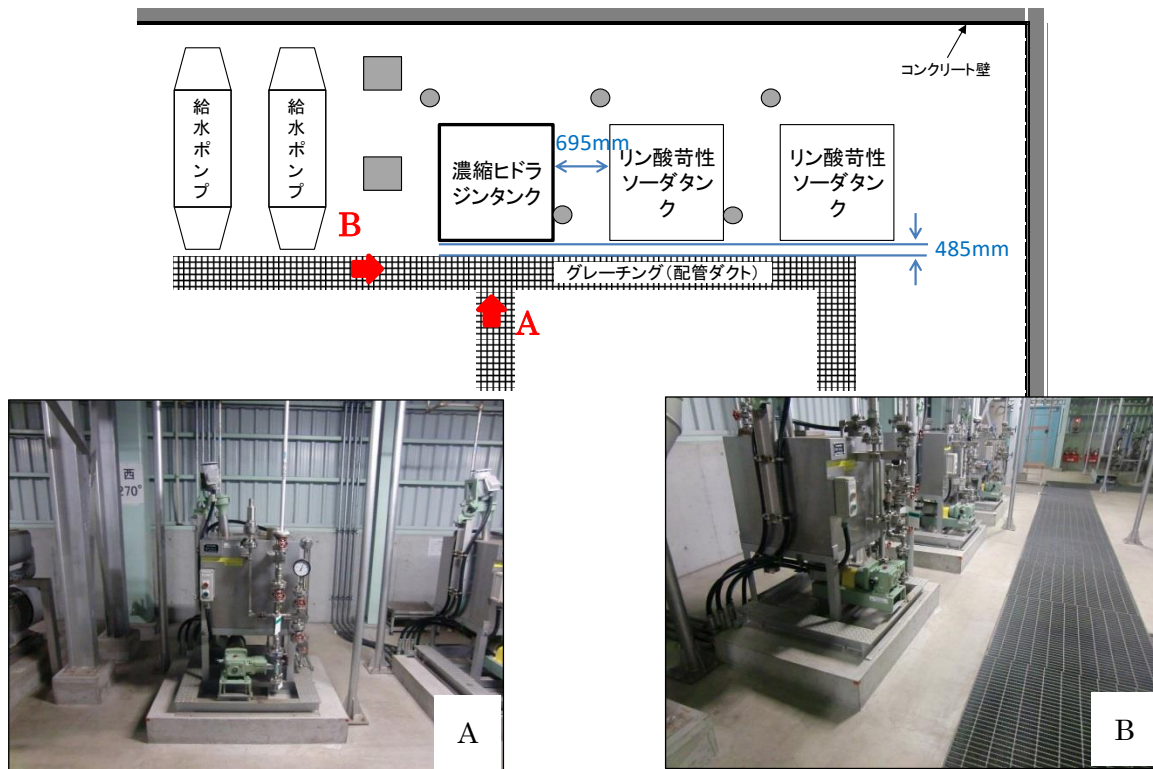


図5 建物内タンク設置状況  
 (3号機補助ボイラー建物【濃縮ヒドラジンタンク】)

## 密閉空間で人体影響を考慮すべきものの取り扱いについて

## 1. 密閉空間で人体影響を考慮すべきものの取り扱いの考え方

「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」(以下「ガイド」という。)における有毒ガス防護に係る妥当性確認においては、『ガス発生源の調査 (3. 評価に当たって行う事項)』の後、『評価対象物質の評価を行い、対象発生源を特定 (4. スクリーニング評価)』したうえで、『防護措置等を考慮した放出量、拡散の評価 (5. 有毒ガス影響評価)』を行う。

スクリーニング評価に先立ち実施する固定源及び可動源の調査のうち、敷地内固定源については「敷地内に保管されている全ての有毒化学物質」が調査対象とされているが、確実に調査、影響評価及び防護措置の策定ができるように、密閉空間で人体影響を考慮すべきものの取り扱いについて考え方を整理した。

整理にあたっては、ガイドの「3. 評価に当たって行う事項」の解説-4 (調査対象外とする場合) を考慮した。

**【ガイド記載】**

## (解説-4) 調査対象外とする場合

貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出しても、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがないと説明できる場合。(例えば、使用場所が限定されていて貯蔵量および使用量が少ない試薬等)

六フッ化硫黄は、防護判断基準値が高く (22 万 ppm : 空気中の 22%)、人体に影響を与えるのは、密閉空間で放出される場合に限定される。六フッ化硫黄が漏えいしたとしても、評価地点である中央制御室等の中に保管されておらず、密閉空間ではないことから、運転員等に影響を与えることはないと考えられる。

プロパン、ブタン、二酸化炭素についても同様に、運転員等に影響を与えることはないと考えられる。

以上のことから、密閉空間で人体影響を考慮すべきものについては、有毒ガスとしての評価の対象外であるものと考えられる。

## 2. 六フッ化硫黄の防護判断基準値

産業中毒便覧においては、「ラットを 80%六フッ化硫黄ガス (=800000ppm) と、20%酸素の混合ガスに 16~24 時間曝露したが、何ら特異的な生体影響はない。六フッ化硫黄ガスは薬理学的に不活性ガスと考えられる。」と記載されており、六フッ化硫黄に有毒性はない。

また、六フッ化硫黄は、有毒化学物質の設定において主たる情報源である国際化学安全性カードに IDLH 値がなく急性毒性影響は示されていない物質である。

しかしながら、化学物質の有害性評価等の世界標準システム (GHS) で作成されたデータベースにおいては、毒性影響はないとしているものの、「当該物質には麻酔作用があることを示す記述があり、極めて高濃度での弱い麻酔作用以外は不活性のガスであるとの記述もあり、区分 3 (麻酔作用) とした」と記載されている。

また、OECD SIDs 文書において、「20 人の若年成人に 79%の SF<sub>6</sub> (21%の O<sub>2</sub>) を約 10 分間曝露した結果、55%以上の SF<sub>6</sub> に曝露した被験者は、鎮静作用、眠気および深みのある声質を認めた。4 人の被験者はわずかに呼吸困難を感じた。最初の麻酔効果は 22%SF<sub>6</sub> で経験された。」と記載されていることから、六フッ化硫黄の防護判断基準値については、保守的に 22%を採用した。

## 3. 漏えい時の影響確認

### 3.1 高密度ガスの拡散について

六フッ化硫黄は空気より分子量が大きい高密度ガス (六フッ化硫黄の密度は空気の約 5 倍) であるため、瞬時に大量に漏えいした場合、事象発生直後は鉛直方向には拡散し難く、水平方向に拡散する中で地表面付近に滞留するが、時間の経過とともに徐々に拡散、希釈される。(図 1 参照)

#### (a) 漏えい直後の状態

拡散するガスの前面で鉛直方向に空気を巻き込みながら、水平方向に広がっていく。

#### (b) 漏えいから暫く時間が経過した状態

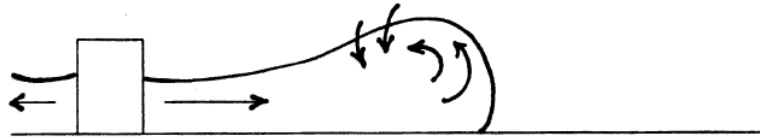
水平方向 (地表付近) に非常に安定な成層を形成するため、周囲の空気の巻込みの影響は小さく、地表面からの熱を受けやすくなる。

#### (c) 漏えいから十分時間が経過した状態

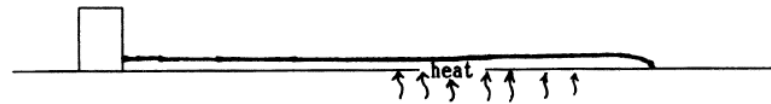
漏えいガスへの周囲からの入熱、風等の影響で鉛直方向にも拡散が起こり、次第に高密度ガスとしての性質を失い、拡散、希釈される。



- (a) immediately after spill..... effect of gravity flow is large.  
 entrainment of ambient air is effective.



- (b) a few time later after ..... very flat heavy gas cloud  
 the spill very strong stratification  
 effect of entrainment is small.  
 effect of heat transfer from  
 ground is large.  
 turbulence damping is important.



- (c) enough time later after ..... approaching the behavior of  
 the spill trace gas dispersion

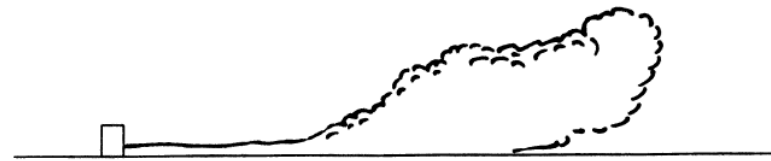


Fig. 3. Dispersion of vapor cloud of the cryogenic liquefied gas

図1 高密度ガスの拡散について

(出典：高密度ガスの拡散予測について (大気汚染学会誌 第27巻 第1号 (1992)))

放出点からある程度距離が離れた地点において、最も漏えいガスが高濃度となるのは、(b)の漏えいから暫く時間が経過した段階における、地表付近に非常に安定な成層を形成した状態だと考えられる。

### 3.2 六フッ化硫黄漏えい時の影響評価

500kV 開閉所に設置されている機器 (母線, 遮断器) に内包されている六フッ化硫黄 (約 7005kg) の全量漏えいを想定した場合、気体の状態方程式に基づき体積換算すると、約 1170m<sup>3</sup>となる。また、500kV 開閉所エリア中心から最も近い重要操作地点までの距離は約 590mである。

六フッ化硫黄の漏えい時の挙動を考慮して、半径 590m の円柱状に広がり、前頁 (b) のように成層を形成した場合を考えると、この六フッ化硫黄が対処要員の口元相当である高さ (1.5m) まで広がった場合の濃度は約 0.07%となり、防護判断基準値の 22%を下回る。また、濃度 100%で希釈されることなく成層を形成した場合、その高さは約 1mm となり、対処要員の活動に支障はない。

なお、実際には漏えいガスが評価点の範囲内で成層状にとどまり続けることはなく、周

囲からの入熱や風等の影響で鉛直方向にも拡散，希釈されると考えられることから，対処要員への影響はさらに小さくなると考えられる。

従って，大気拡散による希釈効果に期待しなくても，濃度が防護判断基準値まで上昇することはない。

六フッ化硫黄と評価地点の関係を図2に示す。

#### ○評価式

- ・気体の状態方程式

$$pV = \frac{w}{M}RT$$

- ・機器設置中心から最も近い重要操作地点における対処要員口元相当までのエリアの体積  $V'$  の算出

$$V' = \pi r^2 h$$

- ・機器設置中心から最も近い重要操作地点における六フッ化硫黄の濃度  $C$  (%) の算出

$$C = \frac{V}{V'} \times 100$$

(評価条件)

$p$  : 圧力 (=1atm)

$V$  : 六フッ化硫黄の体積

$w$  : 六フッ化硫黄の質量 (=7005kg)

$M$  : 六フッ化硫黄のモル質量 (=146g/mol)

$R$  : モル気体定数 (=0.082L・atm/(K・mol))

$T$  : 温度 (=25°C)

$r$  : 六フッ化硫黄を内包する機器設置エリア中心から最も近い重要操作地点までの距離 (=590m)

$h$  : 対処要員の口元相当高さ (=1.5m)

$C$  : 機器設置中心から最も近い重要操作地点における六フッ化硫黄の濃度 (%)

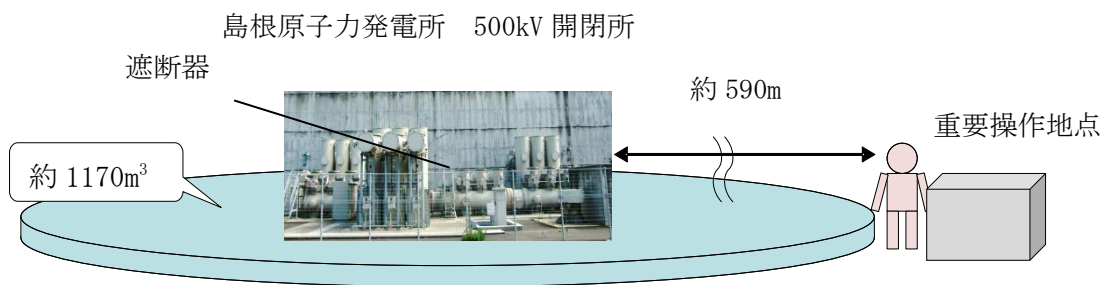


図2 六フッ化硫黄と評価地点の関係

### 3.3 重要操作地点での作業を踏まえた影響検討

「3.2 六フッ化硫黄漏えい時の影響評価」では500kV開閉所から最も近い重要操作地点での対処要員の口元相当である高さ1.5mにおける濃度を約0.07%と評価しており、防護判断基準値(22%)に対して1/300以下となり、十分余裕がある。

また、重要操作地点では、大量送水車、移動式代替熱交換設備及び高圧発電機車の接続作業があり、接続口への接続及びホース展張等の際に低姿勢での作業が必要となるが、六フッ化硫黄が濃度100%で希釈されることなく成層を形成した場合の高さは約1mmであり十分低いため、重要操作地点で作業を行う対処要員の対処能力は損なわれない。

表 1 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 タンク類）（1/7）

令和元年 12 月末時点

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
亜硝酸 ナトリウム	1号炉 原子炉建物	薬品添加タンク	40%	0.17m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
	2号炉 原子炉建物	原子炉補機冷却 系薬品添加タン ク	40%	0.17m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
	3号炉 サービス建物	サービス建物防 食剤注入タンク	40%	0.05m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
亜硫酸 ナトリウム	所内ボイラー・純 水装置建物	亜硫酸ソーダ溶 解槽	10%	0.35m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
エチレン グリコール	2号炉 廃棄物処理建物	排ガス処理系グ リコールタンク	30%	0.8m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
	3号炉 タービン建物	気体廃棄物処理 系グリコールタ ンク	30%	1.2m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
塩酸	屋外（1号館管理 事務所西側）	排水中和用塩酸 タンク	35%	0.3m <sup>3</sup>	○	-	×	×	×	×	対象
	屋外（純水装置建 物西側）	塩酸貯槽	20%	3m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
五ほう酸 ナトリウム	1号炉 原子炉建物	液体ボイゾン貯 蔵タンク	14.6%	9.7m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
	2号炉 原子炉建物	ほう酸水貯蔵タ ンク	14.6%	23.2m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
	3号炉 原子炉建物	ほう酸水貯蔵タ ンク	14.6%	28.7m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
酸素	屋外（1号炉北側 ヤード）	液体酸素貯槽	-	19 m <sup>3</sup>	○	-	○	-	-	-	-
次亜塩素酸 ナトリウム	屋外（1号取水 槽）	1号機電解液受 槽	0.08%	22m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
	屋外（1号取水 槽）	2号機電解液受 槽	0.053%	9m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
	屋外（海水電解装 置エリア）	脱気槽	0.084%	9.3m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
水酸化 カリウム	屋外（3号機補助 ボイラー建物エ リア）	補助ボイラー補 機冷却水薬注 装（タンク）	5%	0.05m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表1 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 タンク類）（2/7）

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
水酸化 ナトリウム	1号炉 廃棄物処理建物	1号機 薬品添加 タンク	25%	1m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
	3号炉 廃棄物処理建物	中和装置苛性ソ ーダタンク	25%	0.15m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
	屋外(1号館管理 事務所西側)	苛性ソーダ貯蔵 タンク	25%	26m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
	屋外(1号館管理 事務所西側)	排水中和用苛性 ソーダタンク	25%	0.1m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
	所内ボイラー・純 水装置建物	苛性ソーダ計量 槽	25%	0.7m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
	屋外(3号機補助 ボイラー建物エ リア)	補助ボイラー排 水pH調整用ア ルカリ貯槽	20%	0.12m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
	屋外(3号機補助 ボイラー建物エ リア)	補助ボイラー補 機冷却水薬注装 置(タンク)	5%	0.05m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
	2号炉 原子炉建物	薬液タンク	25%	5m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
	3号機補助ボイ ラー建物	補助ボイラー (A) 高圧薬注装 置薬注タンク	0.14%	0.2m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
3号機補助ボイ ラー建物	補助ボイラー (B) 高圧薬注装 置薬注タンク	0.14%	0.2m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-	
ヒドラジン	所内ボイラー・純 水装置建物(3 号)	濃縮ヒドラジン タンク	10%	0.1m <sup>3</sup>	○	-	×	×	○	-	-
	所内ボイラー・純 水装置建物(3 号)	ヒドラジンタン ク	5.3%	0.2m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
	所内ボイラー・純 水装置建物(4 号)	ヒドラジン・モル ホリンタンク	6.4%	0.2m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
	3号機補助ボイ ラー建物	補助ボイラー低 圧薬注装置薬注 タンク	21%	0.2m <sup>3</sup>	○	-	×	×	○	-	-

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表1 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 タンク類）（3/7）

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
ポリエチレンイミン	1号炉廃棄物処理建物	1号機 陽イオンフロック混合タンク	30%	0.03m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
	2号炉廃棄物処理建物	2号機 陽イオンフロックタンク	30%	0.04m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
モリブデン酸ナトリウム	サイトバンカ建物	サイトバンカ薬注タンク内	10%	0.1m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
モルホリン	所内ボイラー・純水装置建物（3号）	ヒドラジタンク	0.7%	0.2m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
	所内ボイラー・純水装置建物（4号）	ヒドラジン・モルホリタンク	0.8%	0.2m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
	3号機補助ボイラー建物	補助ボイラー低圧薬注装置薬注タンク	0.11%	0.2m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
硫酸	1号水ろ過装置建物	1号硫酸貯槽	30%	0.3m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
	1号炉廃棄物処理建物	1号機 薬品添加タンク	10%	1m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
	2号炉廃棄物処理建物	2号機 硫酸添加タンク	10%	0.2m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
	所内ボイラー・純水装置建物	硫酸計量槽	98%	0.12m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
	所内ボイラー・純水装置建物	硫酸希釈槽	30%	0.9m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
	屋外（1号館管理事務所西側）	硫酸貯蔵タンク	98%	6m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
	屋外（1号炉排気筒下）	硫酸貯蔵タンク	98%	6m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
	屋外（補助ボイラー建物エリア）	補助ボイラー排水pH調整用酸貯槽	20%	0.2m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
硫酸第一鉄	屋外（2号取水槽）	2号機鉄イオン溶解タンク	-	17.33m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-

a:ガス化する

b:エアロゾル化する

1:ポンベ等に保管されている

2:試薬類であるか

3:屋内に保管されている

4:開放空間での人体への影響がない

表1 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 タンク類）（4/7）

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
リン酸二水素 ナトリウム	1号炉 廃棄物処理建物	廃棄物処理設備 インヒビタ添加 タンク	6.25%	1.5m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
	2号炉 廃棄物処理建物	ランドリ・ドレン インヒビタ添加 タンク	6.25%	0.15m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
	2号炉 廃棄物処理建物	液体廃棄物処理 系インヒビタ添 加タンク	2.36%	1.3m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
	3号炉 廃棄物処理建物	インヒビタ添加 タンク	98%	0.2m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
リン酸三 ナトリウム	3号機補助ボイ ラー建物	補助ボイラー (A) 高圧薬注装 置薬注タンク	0.17%	0.2m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
	3号機補助ボイ ラー建物	補助ボイラー (B) 高圧薬注装 置薬注タンク	0.17%	0.2m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
リン酸苛性 混液	所内ボイラー・純 水装置建物（3 号）	リン酸苛性混液 タンク	0.5%	0.2m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
	所内ボイラー・純 水装置建物（4 号）	リン酸苛性混液 タンク	0.5%	0.2m <sup>3</sup>	×*1	×	-	-	-	-	-
軽油	2号炉 原子炉建物	2号機A-デイ タンク	-	16m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
	2号炉 原子炉建物	2号機B-デイ タンク	-	16m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
	2号炉 原子炉建物	2号機H-デイ タンク	-	9 m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
	2号炉 原子炉建物	2号機燃料ドレ ン受缶	-	0.77m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
	3号炉 原子炉建物	非常用ディーゼ ル発電設備燃料 デイタンク（A）	-	16m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-
	3号炉 原子炉建物	非常用ディーゼ ル発電設備燃料 デイタンク（B）	-	16m <sup>3</sup>	×*2	×	-	-	-	-	-

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表1 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 タンク類）（5/7）

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
軽油	3号炉 原子炉建物	非常用ディーゼル 発電設備燃料ダイ タンク（C）	—	16m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	3号炉 原子炉建物	非常用ディーゼル 発電設備燃料油ド レンタンク（A）	—	0.184m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	3号炉 原子炉建物	非常用ディーゼル 発電設備燃料油ド レンタンク（B）	—	0.184m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	3号炉 原子炉建物	非常用ディーゼル 発電設備燃料油ド レンタンク（C）	—	0.184m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	ガスタービン発 電機建物	2号—ガスタービ ン発電機用サービ スタック	—	7.51m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	ガスタービン発 電機建物	予備—ガスタービ ン発電機用サービ スタック	—	7.51m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	ガスタービン発 電機建物	3号—ガスタービ ン発電機用サービ スタック	—	7.51m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	免震重要棟	A—燃料小出槽	—	0.461m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	免震重要棟	B—燃料小出槽	—	0.461m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外（免震重要棟 燃料地下タンク 東側）	A—ガスタービン 燃料地下タンク	—	45m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外（免震重要棟 燃料地下タンク 南側）	B—ガスタービン 燃料地下タンク	—	45m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外（1号取水 槽）	1号機ディーゼル 地下タンク（A）	—	46m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外（1号取水 槽）	1号機ディーゼル 地下タンク（B）	—	46m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外（2号取水 槽）	2号機ディーゼル 地下タンク（A）	—	170m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外（2号取水 槽）	2号機ディーゼル 地下タンク（B）	—	170m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
屋外（2号取水 槽）	2号機ディーゼル 地下タンク（H）	—	170m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—	

a:ガス化する

b:エアロゾル化する

1:ポンペ等に保管されている

2:試薬類であるか

3:屋内に保管されている

4:開放空間での人体への影響がない



表1 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 タンク類）（6/7）

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
軽油	屋外(2号 CST タンク南)	2号 燃料貯蔵タンク (B-1)	—	113m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(2号 CST タンク南)	2号 燃料貯蔵タンク (B-2)	—	113m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(2号 CST タンク南)	2号 燃料貯蔵タンク (B-3)	—	113m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(44m盤 GTG エリア)	2号—ガスタービン発電機用軽油タンク	—	560m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(44m盤 GTG エリア)	3号—ガスタービン発電機用軽油タンク	—	560m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (A-1)	—	104m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (A-2)	—	104m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (A-3)	—	104m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (A-4)	—	104m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (B-1)	—	104m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (B-2)	—	104m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (B-3)	—	104m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (B-4)	—	104m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外(R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (C-1)	—	104m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表1 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 タンク類）（7/7）

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
軽油	屋外 (R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (C-2)	—	104m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外 (R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (C-3)	—	104m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—
	屋外 (R/B 南東ヤード)	非常用ディーゼル発電設備軽油タンク (C-4)	—	104m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

注記\*1: 揮発性が乏しい液体

\*2: 固体又は固体を溶かした水溶液

表2 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 ボンベ）（1/4）

令和元年12月末時点

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
炭酸ガス	2号炉 廃棄物処理建物	ガスボンベ	—	55kg×69本 0.65kg×40本	○	—	○	—	—	—	—
	固体廃棄物貯蔵所 D棟ボンベ庫	ガスボンベ	—	55kg×175本	○	—	○	—	—	—	—
	2号炉 原子炉建物	ガスボンベ	—	0.65kg×66本	○	—	○	—	—	—	—
	2号炉第1ベント フィルタ格納槽他 固定式消火設備用 ボンベ庫	ガスボンベ	—	0.65kg×3本	○	—	○	—	—	—	—
	2号炉 タービン建物	ガスボンベ	—	0.65kg×14本	○	—	○	—	—	—	—
	2号炉 排気筒モニター建 物	ガスボンベ	—	0.65kg×1本	○	—	○	—	—	—	—
	1号炉 制御室建物	ガスボンベ	—	0.65kg×4本	○	—	○	—	—	—	—
	サイトバンカ建物	ガスボンベ	—	0.65kg×7本	○	—	○	—	—	—	—
	空コンテナ保管倉 庫	ガスボンベ	—	0.65kg×1本	○	—	○	—	—	—	—
	固体廃棄物貯蔵所 B棟	ガスボンベ	—	0.65kg×2本	○	—	○	—	—	—	—
	固体廃棄物貯蔵所 C棟ボンベ庫	ガスボンベ	—	0.65kg×2本	○	—	○	—	—	—	—
	固体廃棄物貯蔵所 D棟ボンベ庫	ガスボンベ	—	0.65kg×1本	○	—	○	—	—	—	—
	1号炉 原子炉建物	ガスボンベ	—	45kg×40本 1kg×2本	○	—	○	—	—	—	—
	1号炉 タービン建物	ガスボンベ	—	45kg×46本 1kg×4本	○	—	○	—	—	—	—
	3号炉 原子炉建物	ガスボンベ	≥99.5%	55kg×73本 0.65kg×8本	○	—	○	—	—	—	—
	3号炉 タービン建物	ガスボンベ	≥99.5%	55kg×51本 0.65kg×5本	○	—	○	—	—	—	—
	ガスタービン発電 機建物	ガスボンベ	—	0.65kg×14本	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表2 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 ボンベ）（2/4）

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
炭酸ガス	緊急時対策所	ガスボンベ	—	0.65kg × 3本	○	—	○	—	—	—	—
	通信棟	ガスボンベ	—	0.65kg × 2本	○	—	○	—	—	—	—
	ガスタービン発電設備建物	ガスボンベ	≥99.5%	0.65kg × 7本	○	—	○	—	—	—	—
	3号ガスボンベ庫	ガスボンベ	≥99.5%	30kg × 40本	○	—	○	—	—	—	—
	1号水素ボンベ庫	ガスボンベ	—	30kg × 40本	○	—	○	—	—	—	—
	2号水素ボンベ庫	ガスボンベ	—	30kg × 30本	○	—	○	—	—	—	—
ハロン 1301	2号炉 原子炉建物	ガスボンベ	—	75kg × 407本 65kg × 49本 50kg × 1本 25kg × 4本 20kg × 2本 15kg × 7本	○	—	○	—	—	—	—
	2号炉 タービン建物	ガスボンベ	—	75kg × 50本 50kg × 4本 16kg × 5本 15kg × 1本	○	—	○	—	—	—	—
	2号炉 排気筒モニター建物	ガスボンベ	—	50kg × 2本	○	—	○	—	—	—	—
	2号炉 廃棄物処理建物	ガスボンベ	—	75kg × 71本 50kg × 4本 65kg × 9本	○	—	○	—	—	—	—
	1号炉 制御室建物	ガスボンベ	—	75kg × 3本 65kg × 9本	○	—	○	—	—	—	—
	2号第1ベントフ ィルタ格納槽他固 定式消火設備用ボ ンベ庫	ガスボンベ	—	75kg × 8本 15kg × 1本	○	—	○	—	—	—	—
	サイトバンカ建物	ガスボンベ	—	50kg × 85本 15kg × 1本 10kg × 1本	○	—	○	—	—	—	—
	空コンテナ保管倉 庫	ガスボンベ	—	75kg × 15本	○	—	○	—	—	—	—
	固体廃棄物貯蔵所 B棟	ガスボンベ	—	75kg × 39本	○	—	○	—	—	—	—
	固体廃棄物貯蔵所 C棟消火用ボンベ 庫	ガスボンベ	—	75kg × 32本	○	—	○	—	—	—	—
	ガスタービン発電 機建物	ガスボンベ	—	60kg × 51本	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表2 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 ボンベ）（3/4）

有毒化学物質名	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
ハロン 1301	緊急時対策所	ガスボンベ	—	75kg × 9本 60kg × 1本 25kg × 1本	○	—	○	—	—	—	—
	通信棟	ガスボンベ	—	75kg × 2本 30kg × 1本	○	—	○	—	—	—	—
プロパン	サイトバンカ建物	ガスボンベ	100%	13.4L × 1本	○	—	○	—	—	—	—
	所内ボイラー・純水装置建物補助ボイラープロパンガスボンベ庫	ガスボンベ	100%	50kg × 6本	○	—	○	—	—	—	—
混合ガス (ブタン+プロパン)	訓練センター1号館	ガスボンベ	37% 63%	170g × 1本	○	—	○	—	—	—	—
			30% 70%	350g × 2本	○	—	○	—	—	—	—
アセチレン	放射化学分析室	ガスボンベ	98%	7kg × 1本	○	—	○	—	—	—	—
	訓練センター1号館	ガスボンベ	98%	2kg × 1本	○	—	○	—	—	—	—
混合ガス (ヘリウム+イソブタン)	放射化学分析室	ガスボンベ	99% 1%	10L × 1本	○	—	○	—	—	—	—
	放射能測定室	ガスボンベ	99% 1%	10L × 1本	○	—	○	—	—	—	—
混合ガス (メタン+アルゴン)	放射化学分析室	ガスボンベ	10%	10L × 4本	○	—	○	—	—	—	—
	3号炉放射化学分析室	ガスボンベ	10%	10L × 1本	○	—	○	—	—	—	—
酸素	取水槽	ガスボンベ	99.5%	7m <sup>3</sup> × 18本	○	—	○	—	—	—	—
	訓練センター1号館	ガスボンベ	100%	1.5Nm <sup>3</sup> × 1本	○	—	○	—	—	—	—
	2号炉廃棄物処理建物	ガスボンベ	4.75%	10L × 1本	○	—	○	—	—	—	—
	所内ボイラー・純水装置建物	ガスボンベ	9.75%	10L × 2本	○	—	○	—	—	—	—
	3号機補助ボイラ建物	ガスボンベ	25%	3.4L × 2本	○	—	○	—	—	—	—
	3号炉原子炉建物	ガスボンベ	4%	47L × 2本	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表2 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 ボンベ）（4/4）

有毒化学 物質名	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒 ガス 判断		調査対象整理				調 査 対 象
					a	b	1	2	3	4	
二酸化 硫黄	所内ボイラー・純水 装置建物	ガスボンベ	0.0972%	10L × 2本	○	—	○	—	—	—	—
	3号機補助ボイラ建 物	ガスボンベ	0.1%	3.4L × 2本	○	—	○	—	—	—	—
一酸化 窒素	所内ボイラー・純水 装置建物	ガスボンベ	0.0194%	10L × 2本	○	—	○	—	—	—	—
	3号機補助ボイラ建 物	ガスボンベ	0.05%	3.4L × 2本	○	—	○	—	—	—	—
六フッ化 硫黄	7号倉庫	ガスボンベ	—	50kg × 1本	○	—	○	—	—	—	—

a:ガス化する

b:エアロゾル化する

1:ボンベ等に保管されている

2:試薬類であるか

3:屋内に保管されている

4:開放空間での人体への影響がない

表3 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 機器【冷媒】）（1/4）

令和元年12月末時点

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
HCFC-22	1号炉 廃棄物処理建物	1号炉 A/B-希ガス 冷凍機	100%	5kg	○	-	×	×	○*	-	-
	1号炉 タービン建物	1号炉 タービン建物 タービン建屋冷 凍機	100%	198 kg	○	-	×	×	○*	-	-
	1号炉 タービン建物	1号炉 中央制御室空調 換気系冷凍機	100%	24 kg	○	-	×	×	○*	-	-
	1号炉 廃棄物処理建物	1号炉 廃棄物処理建物 放管室冷凍機	100%	24 kg	○	-	×	×	○*	-	-
	1号炉 廃棄物処理建物	1号炉 排ガス冷凍機	100%	2.5 kg	○	-	×	×	○*	-	-
	2号炉 廃棄物処理建物	2号炉 固化系冷水ユニ ット内部冷凍機	100%	30kg	○	-	×	×	○*	-	-
	1号原子炉建物	2号炉 排ガス除湿冷凍 機 1次側冷媒	100%	2.5 kg	○	-	×	×	○*	-	-
	所内ボイラー・ 純水装置建物	4号HB圧縮空 気除湿器（4号 HB室2FL）	100%	0.2 kg	○	-	×	×	○*	-	-
	サイトバンカ建 物	サイトバンカ 空調換気設備冷 凍機	100%	29kg	○	-	×	×	○*	-	-
	サイトバンカ建 物	サイトバンカ設 備A-建物排気 モニタサンプリ ングラック	100%	0.36 kg	○	-	×	×	○*	-	-
サイトバンカ建 物	サイトバンカ設 備B-建物排気 モニタサンプリ ングラック	100%	0.36 kg	○	-	×	×	○*	-	-	

a:ガス化する

b:エアロゾル化する

1:ボンベ等に保管されている

2:試薬類であるか

3:屋内に保管されている

4:開放空間での人体への影響がない

表3 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 機器【冷媒】）（2/4）

有毒化学 物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒 ガス 判断		調査対象整理				調 査 対 象
					a	b	1	2	3	4	
HFC-134a	1号炉 原子炉建物	1号炉 ドライウエル冷 凍機	100%	39 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	1号炉 原子炉建物	1号炉 ターボ冷凍機	100%	650 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	1号炉 排気筒モニター 建物	1号炉 A-排気筒トリ チウム捕集装置 (高压側)	100%	0.36 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	1号炉 排気筒モニター 建物	1号炉 B-排気筒トリ チウム捕集装置 (高压側)	100%	0.36 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	2号炉 排気筒モニター 建物	2号炉 A-排気筒トリ チウム捕集装置 (高压側)	100%	0.36 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	2号炉 排気筒モニター 建物	2号炉 B-排気筒トリ チウム捕集装置 (高压側)	100%	0.36 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	2号炉 原子炉建物	2号炉 空調換気設備冷 却水系冷凍機	100%	1400 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	2号炉 廃棄物処理建物	2号炉 A/B-中央制 御室空調換気系 冷凍機	100%	1600 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号炉 原子炉建物	排気筒放射線モ ニタトリチウム 捕集装置冷凍機	100%	1.08 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号炉 原子炉建物	換気空調補機非 常用冷却水系冷 凍機(A)	100%	550 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号炉 原子炉建物	換気空調補機非 常用冷却水系冷 凍機(B)	100%	550 kg	○	—	×	×	○*	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない



表3 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 機器【冷媒】）(3/4)

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
HFC-134a	3号炉 原子炉建物	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)	100%	550 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号炉 原子炉建物	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)	100%	550 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号炉 タービン建物	換気空調補機常用冷却水系冷凍機(A)	100%	750 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号炉 タービン建物	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)	100%	750 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号炉 タービン建物	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)	100%	750 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	サイトバンカ建物	サイトバンカ設備A—排気筒トリチウム捕集装置(高压側)	100%	0.35 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	サイトバンカ建物	サイトバンカ設備B—排気筒トリチウム捕集装置(高压側)	100%	0.35 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	サイトバンカ建物	サイトバンカ設備 焼却炉排ガスモニタサンプリングラック	100%	0.36 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	所内ボイラー・ 純水装置建物	3号HB排ガス分析計FAクーラー(3号HB室)	100%	0.4 kg	○	—	×	×	○*	—	—
HFC-404A	1号炉 タービン建物	1号炉A—タービン建物排気筒トリチウム捕集装置	100%	1.1 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	1号炉 タービン建物	1号炉B—タービン建物排気筒トリチウム捕集装置	100%	1.1 kg	○	—	×	×	○*	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表3 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 機器【冷媒】）（4/4）

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
HFC-407C	3号炉 サービス建物	サービス建物冷 凍機(A)	100%	130 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号炉 サービス建物	サービス建物冷 凍機(B)	100%	130 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号炉 タービン建物	気体廃棄物処理 系冷凍機(A)	100%	1 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号炉 タービン建物	気体廃棄物処理 系冷凍機(B)	100%	1 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	所内ボイラー・ 純水装置建物	3号HB圧縮空 気除湿器(3号 HB室)	100%	0.08 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	1号炉 排気筒モニター 建物	1号炉 排気筒モニタ室 (東側)	100%	2.3 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	1号炉 排気筒モニター 建物	1号炉 排気筒モニタ室 (西側)	100%	2.3 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	所内ボイラー・ 純水装置建物	4号HB圧縮空 気除湿器(4号 HB室1FL)	100%	0.33 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	所内ボイラー・ 純水装置建物	4号HB現地盤 エアコン(4号 HB室1FL)	100%	1.7 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	1号炉 タービン建物	1号炉 グランドシール 排ガスモニタサ ンプリングラッ ク	100%	0.16 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	屋外(1号炉原 子炉南側ヤード)	原子炉建物空気 冷却設備	100%	165 kg	○	—	○	×	×	×	—
	3号炉 原子炉建物	CRD交換装置 冷凍式エアドラ イヤ	100%	0.45 kg	○	—	×	×	○*	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

注記\*: 冷媒(フロン類)は防護判断基準値(8,000~32,000ppm)が高く、漏えいした場合でも建物内で希釈された時点で防護判断基準値を下回り、大気中に多量に放出されるおそれがないため、調査対象外

表4 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 機器【遮断器】）

令和元年12月末時点

有毒化学物質	保管場所	貯蔵施設	濃度	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
六フッ化硫黄	2号開閉所	遮断器	100%	3832.2 kg	○	—	×	×	×	○	—
	第2—66kV開閉所	遮断器	100%	130 kg	○	—	×	×	×	○	—
	1号屋内開閉所	遮断器	100%	2422.2 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	新2号倉庫	遮断器	100%	50 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	500kV開閉所	遮断器	100%	7005 kg	○	—	×	×	×	○	—
	7号倉庫	遮断器	100%	106.8 kg	○	—	×	×	○*	—	—
	3号タービン建物	遮断器	100%	199 kg	○	—	×	×	○*	—	—
220kV開閉所	遮断器	100%	350 kg	○	—	×	×	×	○	—	

a:ガス化する

b:エアロゾル化する

1:ポンベ等に保管されている

2:試薬類であるか

3:屋内に保管されている

4:開放空間での人体への影響がない

注記\*:六フッ化硫黄は防護判断基準値(220,000ppm)が高く、漏えいした場合でも建物内で希釈された時点で防護判断基準値を下回り、大気中に多量に放出される

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（1/12）

令和元年12月末時点

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
N-1-ナフチルエチレンジアミン二塩酸塩	一般化学室	固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
アミド硫酸アンモニウム		固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
エタノール		液体	ガラス瓶	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
しゅう酸ナトリウム		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
しゅう酸二水和物		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
すず		固体	ポリ容器	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
スルファニルアミド		固体	ガラス瓶	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
フェノールフタリン		固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
フタル酸水素カリウム		固体	アルミ袋	50g × 22袋	-	-	-	○	-	-	-
ブロモクレゾールグリーン		液体	ガラス瓶	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
ヘキサン		液体	ガラス瓶	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
メチルオレンジ		液体	ガラス瓶	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
リン酸二水素カリウム (pH7 標準粉末)		固体	アルミ袋	50g × 24袋	-	-	-	○	-	-	-
亜硝酸ナトリウム		液体	ポリ容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
塩化カリウム		液体	ポリ容器	250mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
塩化すず(II) 二水和物		固体	ガラス瓶	25g × 3本	-	-	-	○	-	-	-
塩化水素		液体	ガラス瓶	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
過マンガン酸カリウム		液体	ガラス瓶	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
過酸化水素		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
四ホウ酸ナトリウム十水和物	固体	アルミ袋	50g × 30袋	-	-	-	○	-	-	-	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（2/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
七モリブデン酸 六アンモニウム 四水和物	一般 化学室	固体	ポリ容器	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
水酸化ナトリウム		液体	ポリ容器	500mL × 3本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸		液体	ポリ容器	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸銅(Ⅱ) 五水和物		固体	ポリ容器	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
L (+) - アスコルビン酸	放射化学 分析室	固体	ポリ容器	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
N-1-ナフチル エチレンジアミン 二塩酸塩		固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
アンモニア		液体	ポリ容器	500mL × 4本	-	-	-	○	-	-	-
炭酸アンモニウム		固体	ポリ容器	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
エタノール		液体	ガラス瓶	500mL × 4本	-	-	-	○	-	-	-
		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
クロム酸カリウム (六価クロム)		固体	ガラス瓶	100g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
しゅう酸 ナトリウム		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
しゅう酸二水和物		固体	ガラス瓶	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
		固体	ポリ容器	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
スルファニル アミド		固体	ガラス瓶	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
チオシアン 酸水銀(Ⅱ)		液体	ガラス瓶	50mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
フェノール フタリン		固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
フタル酸水素 カリウム		固体	アルミ袋	50g × 1袋	-	-	-	○	-	-	-
ヘキサン		液体	ガラス瓶	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
メタンスルホン酸		液体	ガラス瓶	25mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
メチルオレンジ		液体	ガラス瓶	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
りん酸	液体	プラスチック 容器	250mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（3/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
亜硝酸ナトリウム	放射化学 分析室	固体	ポリ容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
塩化アンモニウム		固体	ガラス瓶	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
塩化カリウム		液体	ポリ容器	250mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
塩化すず(II) 二水和物		固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
塩化ナトリウム (塩化物イオン 標準液)		液体	ガラス瓶	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
塩化ナトリウム (ナトリウム 標準液)		液体	ポリ容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
塩化水素		液体	ガラス瓶	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
塩化鉄(III) 六水和物		固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
過マンガン酸 カリウム		液体	ガラス瓶	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
過酸化水素		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
四ホウ酸ナトリウ ム十水和物		固体	アルミ袋	50g × 1袋	-	-	-	○	-	-	-
七モリブデン酸 六アンモニウム 四水和物		固体	ポリ容器	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸		液体	ガラス瓶	500mL × 9本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸アンモニウム		固体	ポリ容器	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸カリウム (硝酸イオン 標準液)		液体	ガラス 容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸カルシウム (カルシウム 標準液)		液体	ガラス 容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸 ストロンチウム		固体	ポリ容器	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸ニッケル (ニッケル 標準液)		液体	ポリ容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸バリウム	固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（4/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
硝酸マグネシウム 六水和物 (マグネシウム 標準液1)	放射化学 分析室	液体	ポリ容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸亜鉛 (亜鉛標準液)		液体	ポリ容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸銀		固体	ガラス瓶	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸鉄(Ⅲ) (鉄標準液)		液体	ポリ容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸銅(Ⅱ) (銅標準液)		液体	ポリ容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
酢酸アンモニウム		液体	ポリ容器	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
水酸化カリウム		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
水酸化ナトリウム		液体	ポリ容器	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
		固体	ポリ容器	500g × 6本	-	-	-	○	-	-	-
炭酸ナトリウム		液体	ポリ容器	250mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
炭酸水素 ナトリウム		液体	ポリ容器	250mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
二クロム酸 カリウム (クロム標準液 1)		液体	ガラス瓶	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸		液体	ガラス瓶	500mL × 5本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸アンモニウム 鉄(Ⅲ)・12水		固体	ガラス瓶	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸ナトリウム		液体	ガラス瓶	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸銅(Ⅱ) 五水和物		固体	ポリ容器	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
1, 2, 4トリメ チルベンゼン エトキシアルキ ルフェノール		液体	ガラス瓶	1L × 1本	-	-	-	○	-	-	-
ピロ硫酸カリウム (クロム試薬)		固体	ガラス瓶	100g × 5本	-	-	-	○	-	-	-
フェノール フタレイン溶液	液体	ガラス瓶	100mL × 3本	-	-	-	○	-	-	-	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（5/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
硫酸ナトリウム （陰イオン標準液 Ⅳ）	放射化学 分析室	液体	ガラス瓶	50mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
プロモクレゾール グリーン		液体	ポリ容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
塩化マグネシウム （陽イオン混合 標準液Ⅱ）		液体	ポリ容器	50mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
リン酸二水素 カリウム （pH7 標準粉末）		固体	アルミ袋	50g × 1袋	-	-	-	○	-	-	-
L（+）- アスコルビン酸	3号炉 放射化学 分析室・ 一般 化学室	固体	ポリ容器	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
N-1-ナフチル エチレンジアミン 二塩酸塩		固体	ガラス瓶	25g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
アミド硫酸 アンモニウム		固体	ガラス瓶	25g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
アンモニア		液体	ポリ容器	500mL × 3本	-	-	-	○	-	-	-
炭酸アンモニウム		固体	ポリ容器	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
エタノール		液体	ガラス瓶	500mL × 6本	-	-	-	○	-	-	-
クロム酸カリウム （六価クロム）		固体	ポリ容器	100g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
しゅう酸 ナトリウム		液体	ポリ容器	500mL × 10本	-	-	-	○	-	-	-
しゅう酸二水和物		固体	ガラス瓶	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
すず		固体	ポリ容器	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
スルファニル アミド		固体	ガラス瓶	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
チオシアン酸 水銀（Ⅱ）		固体	ガラス瓶	50g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
フェノール フタリン		固体	ガラス瓶	25g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
プロモクレゾール グリーン		液体	ガラス瓶	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
ヘキサン		液体	ガラス瓶	500mL × 10本	-	-	-	○	-	-	-

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない



表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（6/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
メタンスルホン酸	3号炉放射化学分析室・一般化学室	液体	ガラス瓶	25mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
メチルオレンジ		液体	ガラス瓶	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
メチルレッド		液体	ガラス瓶	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
りん酸		液体	プラスチック容器	250mL × 2個	-	-	-	○	-	-	-
りん酸二水素カリウム		液体	ガラス容器	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
亜硝酸ナトリウム（亜硝酸イオン標準液）		液体	ポリ容器	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
塩化アンモニウム（アンモニウムイオン標準液）		液体	ガラス瓶	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
塩化カリウム		液体	ポリ容器	250mL × 2個	-	-	-	○	-	-	-
塩化すず(II)二水和物		固体	ガラス瓶	25g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
塩化ナトリウム（塩化物イオン標準液）		液体	ガラス瓶	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
塩化ナトリウム（ナトリウム標準液）		液体	ポリ容器	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
塩化水素		液体	ガラス瓶	500mL × 5本	-	-	-	○	-	-	-
チオ尿素		液体	ポリ容器	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
塩化鉄(III)六水和物		固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
過マンガン酸カリウム		液体	ガラス瓶	500mL × 7本	-	-	-	○	-	-	-
過酸化水素		液体	ポリ容器	500mL × 3本	-	-	-	○	-	-	-
酸化ランタン		固体	ガラス瓶	25g × 2本	-	-	-	○	-	-	-
四ホウ酸ナトリウム十水和物		固体	アルミ袋	50g × 10袋	-	-	-	○	-	-	-
七モリブデン酸六アンモニウム四水和物		固体	ポリ容器	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸		液体	ガラス瓶	500mL × 15本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸アンモニウム	固体	ガラス瓶	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（7/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
硝酸カリウム	3号炉放射化学分析室・一般化学室	液体	ガラス瓶	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸カルシウム		液体	ガラス瓶	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸ストロンチウム		固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸ニッケル		液体	ポリ容器	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸バリウム		固体	ガラス瓶	25g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸マグネシウム六水和物		液体	ポリ容器	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸亜鉛		液体	ポリ容器	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸銀		固体	ガラス瓶	500g × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸鉄(Ⅲ)		固体	ポリ容器	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸銅(Ⅱ)		液体	ポリ容器	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
酢酸アンモニウム		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
水酸化ナトリウム		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
		固体	ポリ容器	500g × 20本	-	-	-	○	-	-	-
炭酸ナトリウム		溶液	ポリ容器	250mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
炭酸水素ナトリウム		溶液	ポリ容器	250mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
二クロム酸カリウム		溶液	ガラス瓶	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸		溶液	ポリ容器	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
		溶液	ガラス瓶	500mL × 5本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸アンモニウム鉄(Ⅲ)・12水		固体	ガラス瓶	500g × 4本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸ナトリウム		液体	ガラス瓶	100mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
	固体	ポリ容器	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-	
硫酸銅(Ⅱ)五水和物	固体	ポリ容器	500g × 2本	-	-	-	○	-	-	-	
1, 2, 4-トリメチルベンゼン(インスタゲル)	液体	ガラス瓶	500mL × 4本	-	-	-	○	-	-	-	
ピロ硫酸カリウム(クロム試薬)	固体	アルミ袋	100g × 2本	-	-	-	○	-	-	-	
フェノールフタレイン	液体	ガラス瓶	100mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（8/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
フタル酸水素 カリウム	3号炉 放射化学 分析室・ 一般 化学室	固体	アルミ袋	50g × 10袋	—	—	—	○	—	—	—
硫酸ナトリウム (陰イオン標準液 IV)		液体	ガラス瓶	100mL × 2本	—	—	—	○	—	—	—
ペルオキシ二硫酸 アンモニウム (TOC計用 酸化剤)		液体	プラスチ ック容器	250mL × 2個	—	—	—	○	—	—	—
リン酸二水素 カリウム (pH7標準粉末)		固体	アルミ袋	50g × 10袋	—	—	—	○	—	—	—
塩化マグネシウム (陽イオン混合標 準液II)		液体	ガラス瓶	200mL × 2本	—	—	—	○	—	—	—
メタけい酸 ナトリウム (シリカ標準液)		溶液	ポリ容器	100mL × 2本	—	—	—	○	—	—	—
L (+) - アスコルビン酸	環境 実験室	固体	ポリ容器	500g × 5本	—	—	—	○	—	—	—
アンモニア		液体	ポリ容器	500mL × 3本	—	—	—	○	—	—	—
硝酸コバルト(II)		液体	ポリ容器	100mL × 12本	—	—	—	○	—	—	—
シュウ酸二水和物		固体	ポリ容器	500g × 5本	—	—	—	○	—	—	—
セシウム標準液		液体	ポリ容器	100mL × 7本	—	—	—	○	—	—	—
チオアセトアミド		固体	ガラス瓶	25g × 8本	—	—	—	○	—	—	—
マンガン		液体	ポリ容器	250mL × 6本	—	—	—	○	—	—	—
リンモリブデン酸 アンモニウム n水和物		固体	ガラス瓶	25g × 8本	—	—	—	○	—	—	—
硝酸亜鉛		液体	ポリ容器	250mL × 4本	—	—	—	○	—	—	—
塩酸		液体	ガラス瓶	500mL × 2本	—	—	—	○	—	—	—
過マンガン酸 カリウム		液体	ガラス瓶	500mL × 2本	—	—	—	○	—	—	—
過酸化水素		液体	ポリ容器	500mL × 3本	—	—	—	○	—	—	—
酸化マンガン		液体	ポリ容器	500mL × 2本	—	—	—	○	—	—	—
七モリブデン酸 六アンモニウム 四水和物		固体	ポリ容器	500g × 2本	—	—	—	○	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（9/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
硝酸	環境 実験室	液体	ガラス瓶	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸リン		液体	ガラス瓶	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
水酸化ナトリウム		液体	ポリ容器	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硝酸鉄(Ⅲ)		液体	ポリ容器	250mL × 3本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸		液体	ガラス瓶	500mL × 5本	-	-	-	○	-	-	-
ウルチマゴールド LLT		液体	ガラス瓶	2.5L × 2本 1L × 1本	-	-	-	○	-	-	-
塩素	2号炉 放水路モ ニタ建物	固体	袋	0.1g × 150袋	-	-	-	○	-	-	-
フタル酸塩	管理事務 所1号館	液体	ポリ容器	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
中性リン酸塩		液体	ポリ容器	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
濃縮炭酸塩		液体	ポリ容器	500mL × 2本	-	-	-	○	-	-	-
シンナー		液体	缶	4L × 2本	-	-	-	○	-	-	-
高分子アクリル酸	1号炉 廃棄物 処理建物	液体	ポリ容器	1000mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
硫酸第一鉄	1号炉 鉄イオン 注入装置 廻り	固体	紙袋	25kg × 60袋	-	-	-	○	-	-	-
シリカゲル	1号炉 排気筒下	固体	金属容器	4.2kg × 1個	-	-	-	○	-	-	-
シリカ・アルミナ ゲル	2号炉 タービン 建物	固体	金属容器	45kg × 1個	-	-	-	○	-	-	-
シリカゲル		固体	金属容器	0.135g × 1個	-	-	-	○	-	-	-
硫酸第一鉄	2号炉 鉄イオン 注入装置 廻り	固体	紙袋	25kg × 60袋	-	-	-	○	-	-	-
りん酸塩	2号炉 廃棄物 処理建物	固体	ポリ容器	12kg × 3個	-	-	-	○	-	-	-
非結晶性シリカ		液体	ポリ容器	9kg × 3個	-	-	-	○	-	-	-
		液体	ポリ容器	16kg × 5個	-	-	-	○	-	-	-
りん酸二水素 ナトリウム		固体	ポリ容器	10kg × 5個	-	-	-	○	-	-	-
泡消火薬剤		液体	ポリ容器	20L × 3個	-	-	-	○	-	-	-

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（10/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
KCL粉末	2号炉 廃棄物 処理建物	固体	ポリ容器	500g × 5本	-	-	-	○	-	-	-
PH標準粉末 (PH4)		固体	袋	5.1g × 30袋	-	-	-	○	-	-	-
PH標準粉末 (PH7)		固体	袋	3.5g × 50袋	-	-	-	○	-	-	-
PH標準粉末 (PH9)		固体	袋	2.0g × 50袋	-	-	-	○	-	-	-
シリカゲル	3号炉 サービス 建物	固体	金属缶	10g × 800袋 100g × 100袋	-	-	-	○	-	-	-
ゼラスト防錆剤		固体	ビニール 袋	5g × 50個	-	-	-	○	-	-	-
五ほう酸ナトリウム 十水和物		固体	クラフト 袋	20kg × 25袋	-	-	-	○	-	-	-
亜硝酸ナトリウム		液体	ポリタン ク	12kg × 1個	-	-	-	○	-	-	-
りん酸三 ナトリウム		液体	ポリ瓶	500g × 20本	-	-	-	○	-	-	-
リン酸二水素 ナトリウム	3号炉 廃棄物 処理建物	固体	紙袋	25kg × 2袋	-	-	-	○	-	-	-
硫酸		液体	プラスチ ック容器	20L × 1個	-	-	-	○	-	-	-
苛性ソーダ		液体	プラスチ ック容器	20L × 13個	-	-	-	○	-	-	-
シリカ・アルミナ ゲル	3号炉 タービン 建物	固体	金属容器	50kg × 2個	-	-	-	○	-	-	-
シリカゲル		固体	金属容器	0.135kg × 2個	-	-	-	○	-	-	-
泡消火薬剤		液体	ポリエチ レン容器	20L × 1個	-	-	-	○	-	-	-
リン酸水素二 ナトリウム	3号炉 放水路モ ニタ室	固体	アルミ袋	0.1g × 200袋	-	-	-	○	-	-	-
アクリル系 ポリマー	2号水 ろ過装置 建物	固体	紙袋	15kg × 2袋	-	-	-	○	-	-	-
含水ケイ酸 アルミニウム		固体	紙袋	10kg × 11袋	-	-	-	○	-	-	-

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（11/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
モリブデン酸 ナトリウム	サイトバンカ建物	液体	ポリ容器	12kg × 4個	—	—	—	○	—	—	—
フェロシリコン		固体	袋	1kg × 131袋	—	—	—	○	—	—	—
ホウ砂		固体	袋	1kg × 131袋	—	—	—	○	—	—	—
ヒドラジン 一水和物	所内ボイラー・ 純水装置 建物	液体	ポリ容器	12kg × 12本	—	—	—	○	—	—	—
ポリ硫酸第二鉄		液体	ポリ容器	25kg × 5本	—	—	—	○	—	—	—
アニオン性ポリア クリルアミド		固体	紙袋	10kg × 1袋	—	—	—	○	—	—	—
ヒドラジン		液体	ポリ容器	10kg × 4本	—	—	—	○	—	—	—
モルホリン		液体	ポリ容器	20kg × 4本	—	—	—	○	—	—	—
塩化カリウム	3号機補 助ボイラー 建物	固体	ポリ容器	500g × 7個	—	—	—	○	—	—	—
希塩酸		液体	ポリ容器	100mL × 1本	—	—	—	○	—	—	—
		液体	ポリ容器	500mL × 1本	—	—	—	○	—	—	—
炭酸カルシウム		固体	段ボール	0.72kg × 20個	—	—	—	○	—	—	—
ヒドラジン 一水和物		液体	ポリタンク	10kg × 6個	—	—	—	○	—	—	—
モルホリン		液体	ポリタンク	20kg × 1個	—	—	—	○	—	—	—
フタル酸水素 カリウム		固体	アルミ袋	5.1g × 30袋	—	—	—	○	—	—	—
リン酸二水素 カリウム		固体	アルミ袋	3.5g × 40袋	—	—	—	○	—	—	—
四ホウ酸ナトリウム 十水和物	固体	アルミ袋	2.0g × 20袋	—	—	—	○	—	—	—	
硫酸アルミニウム	2号倉庫	固体	袋	1kg × 25袋	—	—	—	○	—	—	—
硫酸第一鉄		固体	紙袋	25kg × 340袋	—	—	—	○	—	—	—
リン酸塩	9号倉庫	固体	ポリ容器	12kg × 3個	—	—	—	○	—	—	—
		液体	ポリ容器	9kg × 3個	—	—	—	○	—	—	—
非結晶シリカ		液体	ポリ容器	16kg × 10個	—	—	—	○	—	—	—
リン酸二水素 ナトリウム		固体	ポリ容器	10kg × 5個	—	—	—	○	—	—	—
泡消火薬剤	消防資機 材倉庫	液体	ポリエチ レン容器	20L × 58個	—	—	—	○	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）（12/12）

有毒化学物質	保管場所	性状	容器	内容量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
フェロシリコン	空コンテナ保管倉庫	固体	袋(20袋/段ボール)	1kg × 940個	-	-	-	○	-	-	-
ホウ砂		固体	袋(20袋/段ボール)	1kg × 940個	-	-	-	○	-	-	-
亜硝酸ナトリウム		液体	ポリタンク	12kg × 2個	-	-	-	○	-	-	-
ヒドラジン	管理事務所3号館	液体	ポリタンク	12kg × 2本	-	-	-	○	-	-	-
りん酸三ナトリウム		液体	ポリ瓶	500g × 20本	-	-	-	○	-	-	-
水酸化ナトリウム		液体	ポリ瓶	500g × 20本	-	-	-	○	-	-	-
グリセリン	訓練センター1号館	液体	ガラス瓶	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
消毒用エタノール		液体	ガラス瓶	500mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
キングドライKMC-33		固体	紙袋	30g × 20袋	-	-	-	○	-	-	-
無水アルコール		液体	ポリ容器	25mL × 1本	-	-	-	○	-	-	-
EX-DRY		固体	ポリ袋	147g × 21パック	-	-	-	○	-	-	-
		固体	紙袋	147g × 3パック	-	-	-	○	-	-	-
二酸化ケイ素, 塩化コバルト(II) 六水和物	訓練センター2号館	固体	紙袋	300g × 5個	-	-	-	○	-	-	-
シリカゲル		固体	布袋	1kg × 1袋	-	-	-	○	-	-	-
シリカゲル	3号炉変圧器ヤード	固体	ガラス容器	30kg × 1個	-	-	-	○	-	-	-
				7.5kg × 1個	-	-	-	○	-	-	-
				11.5kg × 1個	-	-	-	○	-	-	-
泡消火薬剤	第4保管エリア	液体	ポリエチレン容器	1000L × 5個	-	-	-	○	-	-	-
泡消火薬剤	第1保管エリア	液体	ポリエチレン容器	1000L × 5個	-	-	-	○	-	-	-
泡消火薬剤	北口防護建物南側	液体	ポリエチレン容器	20L × 10個	-	-	-	○	-	-	-

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表6 島根原子力発電所の固定源整理表

(敷地内 製品性状により影響がないことが明らかなもの)

令和元年12月末時点

有毒化学物質	保管場所	容器	内容量	単位	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
					a	b	1	2	3	4	
潤滑油	各機器	機器	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	危険物貯蔵庫	ドラム缶	—	—	—	—	—	—	—	—	—
潤滑油（廃油）	危険物貯蔵庫	ドラム缶	—	—	—	—	—	—	—	—	—
絶縁油	各変圧器	機器	—	—	—	—	—	—	—	—	—
バッテリー	希硫酸	各機器	容器	—	—	—	—	—	—	—	—
	水酸化カリウム			—	—	—	—	—	—	—	—
セメント	ポルトランドセメント	サイトバンカ建物	フレキシブルコンテナ	—	—	—	—	—	—	—	—
放射性固体廃棄物	プラスチック固化体	固体廃棄物貯蔵所	ドラム缶	—	—	—	—	—	—	—	—
	セメント固化体			—	—	—	—	—	—	—	—
	充填固化体			—	—	—	—	—	—	—	—
酸素呼吸器	各配備場所	ボンベ	—	—	—	—	—	—	—	—	
設備・機器類等に貯蔵されている窒息性ガス（開放空間に設置されているもの）	各配備場所*	ボンベ等耐圧容器	—	—	—	—	—	—	—	—	

a:ガス化する

b:エアロゾル化する

1:ボンベ等に保管されている

2:試薬類であるか

3:屋内に保管されている

4:開放空間での人体への影響がない

注記\*：中央制御室および緊急時対策所内には配備されていない。



表7 島根原子力発電所の固定源整理表  
(敷地内 生活用品として一般的に使用されるもの)

令和元年 12 月末時点

有毒化学物質		保管場所	容器	内容量	単位	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
						a	b	1	2	3	4	
生活用品	洗剤, エアコンの冷媒, 殺虫剤, 自販機, 調味料, 車, 電池, 消毒液, 消火器, 飲料, 溶雪剤, スプレー缶, 作業用品	事務所等	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

- a: ガス化する
- b: エアロゾル化する
- 1: ボンベ等に保管されている
- 2: 試薬類であるか
- 3: 屋内に保管されている
- 4: 開放空間での人体への影響がない

表8 島根原子力発電所の固定源整理表 (敷地外 地域防災計画)

令和元年 12 月末時点

品名	施設	規模	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
			a	b	1	2	3	4	
液化石油ガス	オートガスタンド	30t	○	—	○	—	—	—	—

- a: ガス化する
- b: エアロゾル化する
- 1: ボンベ等に保管されている
- 2: 試薬類であるか
- 3: 屋内に保管されている
- 4: 開放空間での人体への影響がない

表9 島根原子力発電所の固定源整理表  
(敷地外 毒物および劇物取締法)

令和元年 12 月末時点

品名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
シアン化カリウム+シアン化金カリウム	—	×*	×	—	—	—	—	—

- a: ガス化する
  - b: エアロゾル化する
  - 1: ボンベ等に保管されている
  - 2: 試薬類であるか
  - 3: 屋内に保管されている
  - 4: 開放空間での人体への影響がない
- 注記\*: 固体又は固体を溶かした水溶液

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（1/16）

令和元年 12 月末時点

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	350 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	2900 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	490 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（2/16）

品名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	450 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	490 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	450 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（3/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	350 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	450 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	450 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	450 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	495 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（4/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	497 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（5/16）

品名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	350 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	495 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	450 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（6/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	450 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	495 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	1000 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（7/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	498 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	498 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	320 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	350 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	450 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	498 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない



表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（8/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	350 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	487 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	500 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	300 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	400 kg	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）(9/16)

品名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
アルコール類	1991L	○	—	×	×	○	—	—
第一石油類	400L	○	—	×	×	○	—	—
	1000L	○	—	×	×	○	—	—
	800L	○	—	×	×	○	—	—
	20000L	○	—	×	×	○	—	—
	95L	○	—	×	×	○	—	—
	38000L	○	—	×	×	○	—	—
	40000L	○	—	×	×	○	—	—
	26000L	○	—	×	×	○	—	—
	28000L	○	—	×	×	○	—	—
	28000L	○	—	×	×	○	—	—
	50000L	○	—	×	×	○	—	—
	6650L	○	—	×	×	○	—	—
	600L	○	—	×	×	○	—	—
	90L	○	—	×	×	○	—	—
	9600L	○	—	×	×	○	—	—
	3820L	○	—	×	×	○	—	—
	95L	○	—	×	×	○	—	—
	15000L	○	—	×	×	○	—	—
	95L	○	—	×	×	○	—	—
	39200L	○	—	×	×	○	—	—
	58000L	○	—	×	×	○	—	—
	29100L	○	—	×	×	○	—	—
	3000L	○	—	×	×	○	—	—
45000L	○	—	×	×	○	—	—	
28800L	○	—	×	×	○	—	—	
38800L	○	—	×	×	○	—	—	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ポンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（10/16）

品名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
第一石油類	29100L	○	—	×	×	○	—	—
	30000L	○	—	×	×	○	—	—
	47500L	○	—	×	×	○	—	—
第二石油類	2892L	×	*	×	—	—	—	—
	2000L	×	*	×	—	—	—	—
	1800L	×	*	×	—	—	—	—
	6720L	×	*	×	—	—	—	—
	5544L	×	*	×	—	—	—	—
	2332.8L	×	*	×	—	—	—	—
	1188L	×	*	×	—	—	—	—
	2000L	×	*	×	—	—	—	—
	3000L	×	*	×	—	—	—	—
	1750L	×	*	×	—	—	—	—
	1176L	×	*	×	—	—	—	—
	29800L	×	*	×	—	—	—	—
	20000L	×	*	×	—	—	—	—
	9600L	×	*	×	—	—	—	—
	19400L	×	*	×	—	—	—	—
	15000L	×	*	×	—	—	—	—
	5000L	×	*	×	—	—	—	—
	4500L	×	*	×	—	—	—	—
	30000L	×	*	×	—	—	—	—
	8000L	×	*	×	—	—	—	—
	3500L	×	*	×	—	—	—	—
2000L	×	*	×	—	—	—	—	
200L	×	*	×	—	—	—	—	
4900L	×	*	×	—	—	—	—	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ポンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（11/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
第二石油類	2500L	×*	×	—	—	—	—	—
	500L	×*	×	—	—	—	—	—
	800L	×*	×	—	—	—	—	—
	2500L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	30000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	6000L	×*	×	—	—	—	—	—
	8000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	28000L	×*	×	—	—	—	—	—
	2850L	×*	×	—	—	—	—	—
	9500L	×*	×	—	—	—	—	—
	5730L	×*	×	—	—	—	—	—
	9550L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	5000L	×*	×	—	—	—	—	—
	19200L	×*	×	—	—	—	—	—
10000L	×*	×	—	—	—	—	—	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ポンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（12/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
第二石油類	9550L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	58000L	×*	×	—	—	—	—	—
	9700L	×*	×	—	—	—	—	—
	9700L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	15000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	9600L	×*	×	—	—	—	—	—
	9600L	×*	×	—	—	—	—	—
	1900L	×*	×	—	—	—	—	—
	19400L	×*	×	—	—	—	—	—
	19400L	×*	×	—	—	—	—	—
	19400L	×*	×	—	—	—	—	—
	9700L	×*	×	—	—	—	—	—
	15000L	×*	×	—	—	—	—	—
	15000L	×*	×	—	—	—	—	—
	9500L	×*	×	—	—	—	—	—
	28500L	×*	×	—	—	—	—	—
	9500L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	30000L	×*	×	—	—	—	—	—
	25000L	×*	×	—	—	—	—	—
	5000L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	4000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ポンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（13/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
第二石油類	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	24000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	25000L	×*	×	—	—	—	—	—
	7000L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	2000L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	30000L	×*	×	—	—	—	—	—
	50000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	5000L	×*	×	—	—	—	—	—
	9000L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	7000L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	1900L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
4000L	×*	×	—	—	—	—	—	
第三石油類	4377.6L	×*	×	—	—	—	—	—
	2352L	×*	×	—	—	—	—	—
	15701L	×*	×	—	—	—	—	—
	11040L	×*	×	—	—	—	—	—
	11040L	×*	×	—	—	—	—	—
	5220L	×*	×	—	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ポンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（14/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
第三石油類	15701L	×*	×	—	—	—	—	—
	2822.4L	×*	×	—	—	—	—	—
	2290L	×*	×	—	—	—	—	—
	2000L	×*	×	—	—	—	—	—
	2000L	×*	×	—	—	—	—	—
	2300L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	30000L	×*	×	—	—	—	—	—
	8000L	×*	×	—	—	—	—	—
	4000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	5000L	×*	×	—	—	—	—	—
	50000L	×*	×	—	—	—	—	—
	5800L	×*	×	—	—	—	—	—
	5000L	×*	×	—	—	—	—	—
	7500L	×*	×	—	—	—	—	—
	8800L	×*	×	—	—	—	—	—
	4000L	×*	×	—	—	—	—	—
	4600L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	1000L	×*	×	—	—	—	—	—
	1960L	×*	×	—	—	—	—	—
	2000L	×*	×	—	—	—	—	—
	1000L	×*	×	—	—	—	—	—
	365L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
2500L	×*	×	—	—	—	—	—	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ポンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（15/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
第三石油類	2000L	×*	×	—	—	—	—	—
	400L	×*	×	—	—	—	—	—
	400L	×*	×	—	—	—	—	—
	2000L	×*	×	—	—	—	—	—
	600L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	6000L	×*	×	—	—	—	—	—
	7000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	6000L	×*	×	—	—	—	—	—
	60000L	×*	×	—	—	—	—	—
	40000L	×*	×	—	—	—	—	—
	30000L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	6000L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	23000L	×*	×	—	—	—	—	—
	10000L	×*	×	—	—	—	—	—
	6000L	×*	×	—	—	—	—	—
	15000L	×*	×	—	—	—	—	—
	12000L	×*	×	—	—	—	—	—
	6000L	×*	×	—	—	—	—	—
80000L	×*	×	—	—	—	—	—	

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ポンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない



表 10 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 消防法）（16/16）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
第三石油類	5000L	×*	×	—	—	—	—	—
	6000L	×*	×	—	—	—	—	—
	5000L	×*	×	—	—	—	—	—
	6000L	×*	×	—	—	—	—	—
	30000L	×*	×	—	—	—	—	—
	20000L	×*	×	—	—	—	—	—
	15000L	×*	×	—	—	—	—	—
	7000L	×*	×	—	—	—	—	—
第四石油類	550L	×*	×	—	—	—	—	—
	2000L	×*	×	—	—	—	—	—
	1500L	×*	×	—	—	—	—	—
	900L	×*	×	—	—	—	—	—
	14900L	×*	×	—	—	—	—	—
	3000L	×*	×	—	—	—	—	—
	600L	×*	×	—	—	—	—	—
	1800L	×*	×	—	—	—	—	—
	1800L	×*	×	—	—	—	—	—
	1800L	×*	×	—	—	—	—	—
	400L	×*	×	—	—	—	—	—
	1800L	×*	×	—	—	—	—	—
	1800L	×*	×	—	—	—	—	—
	1800L	×*	×	—	—	—	—	—
	1800L	×*	×	—	—	—	—	—
	1800L	×*	×	—	—	—	—	—
	1800L	×*	×	—	—	—	—	—
	1800L	×*	×	—	—	—	—	—
	3200L	×*	×	—	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ポンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

注記\*: 揮発性が乏しい液体

表 11 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 高圧ガス保安法）（1/2）

令和元年 12 月末時点

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
炭酸ガス	0.559 m <sup>3</sup>	○	—	○	—	—	—	—
炭酸ガス	28.74 m <sup>3</sup>	○	—	○	—	—	—	—
炭酸ガス	14.38 m <sup>3</sup>	○	—	○	—	—	—	—
炭酸ガス	14.38 m <sup>3</sup>	○	—	○	—	—	—	—
液化酸素(CE)	29.5 m <sup>3</sup>	○	—	○	—	—	—	—
圧縮空気、酸素	201 m <sup>3</sup>	○	—	○	—	—	—	—
液化酸素、酸素、窒素	1441.1 m <sup>3</sup>	○	—	○	—	—	—	—
水素、二酸化炭素	1290 m <sup>3</sup>	○	—	○	—	—	—	—
水素 窒素、炭酸ガス 酸素	1194.1 kg	○	—	○	—	—	—	—
	2059.1 m <sup>3</sup>	○	—	○	—	—	—	—
酸素、亜酸化窒素	949.4 m <sup>3</sup>	○	—	○	—	—	—	—
R134a	1500 kg	○	—	○	—	—	—	—
R134a	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R134a	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R134a	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	1500 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	1500 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R-22	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
アンモニア	1500 kg	○	—	×	×	×	×	対象
フロン	50 kg	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 11 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地外 高圧ガス保安法）（2/2）

品 名	貯蔵量	有毒ガス判断		調査対象整理				調査対象
		a	b	1	2	3	4	
フロン	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R407C	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R407C	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
R407C	50 kg	○	—	○	—	—	—	—
CO2	23 kg	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	378122 m <sup>3</sup>	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	36305 m <sup>3</sup>	○	—	○	—	—	—	—
液化石油ガス	194747 m <sup>3</sup>	○	—	○	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベ等に保管されている

2: 試薬類であるか

3: 屋内に保管されている

4: 開放空間での人体への影響がない

表 1 島根原子力発電所の可動源整理表

令和元年 12 月末時点

輸送物	輸送先（代表例）	荷姿	輸送量	有毒ガス判断		調査対象整理			調査対象
				a	b	1	2	3	
塩酸	塩酸タンク	大型ポリタンク	900L	○	—	×	×	×	対象
水酸化ナトリウム	苛性ソーダ 貯蔵タンク	タンクローリー	26m <sup>3</sup>	×*1	×	—	—	—	—
硫酸	硫酸貯蔵タンク	タンクローリー	6m <sup>3</sup>	×*2	×	—	—	—	—
軽油	ガスタービン 燃料地下タンク	タンクローリー	16kL	×*2	×	—	—	—	—
炭酸ガス	2号炉 廃棄物処理建物	ガスボンベ	55kg	○	—	○	—	—	—
ハロン1301	2号炉原子炉建物	ガスボンベ	75kg	○	—	○	—	—	—
六フッ化硫黄	500kV開閉所	ガスボンベ	50kg	○	—	○	—	—	—
酸素	取水槽	ガスボンベ	7m <sup>3</sup>	○	—	○	—	—	—
アセチレン	放射化学分析室	ガスボンベ	7kg	○	—	○	—	—	—
プロパンガス	所内ボイラー・純水装 置建物補助ボイラープ ロパンガスボンベ庫	ガスボンベ	50kg	○	—	○	—	—	—
混合ガス（ブタン +プロパン）	訓練センター1号館	ガスボンベ	10L	○	—	○	—	—	—
混合ガス（ヘリウ ム+イソブタン）	放射化学分析室	ガスボンベ	10L	○	—	○	—	—	—
混合ガス（メタン +アルゴン）	放射化学分析室	ガスボンベ	10L	○	—	○	—	—	—
二酸化硫黄	所内ボイラー・ 純水装置建物	ガスボンベ	10L	○	—	○	—	—	—
一酸化窒素	所内ボイラー・ 純水装置建物	ガスボンベ	10L	○	—	○	—	—	—
試薬類	一般化学分析室，放射 化学分析室，環境実験 室 等	ポリ容器 ガラス瓶 等	*3	—	—	×	○	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベなどで運送される

2: 輸送量が少量である

3: 開放空間での人体への影響がない

注記\*1: 固体又は固体を溶かした水溶液

\*2: 揮発性が乏しい液体

\*3: 詳細は「表 5 島根原子力発電所の固定源整理表（敷地内 試薬類）」にて記載

表2 島根原子力発電所の可動源整理表  
(製品性状により影響がないことが明らかなもの)

令和元年12月末時点

輸送物	輸送先(代表例)	荷姿	輸送量	有毒ガス判断		調査対象整理			調査対象
				a	b	1	2	3	
潤滑油	各機器	機器	—	—	—	—	—	—	—
	危険物貯蔵庫	ドラム缶	—	—	—	—	—	—	—
潤滑油(廃油)	危険物貯蔵庫	ドラム缶	—	—	—	—	—	—	—
絶縁油	各変圧器	機器	—	—	—	—	—	—	—
バッテリー	希硫酸	各機器	容器	—	—	—	—	—	—
	水酸化カリウム			—	—	—	—	—	—
セメント	ポルトランドセメント	サイトバンカ建物	フレキシブルコンテナ	—	—	—	—	—	—
放射性固体廃棄物	プラスチック固化体	固体廃棄物貯蔵所	ドラム缶	—	—	—	—	—	—
	セメント固化体			—	—	—	—	—	—
	充填固化体			—	—	—	—	—	—
酸素呼吸器	各配備場所	ガスボンベ	—	—	—	—	—	—	

a:ガス化する

b:エアロゾル化する

1:ボンベなどで運送される

2:輸送量が少量である

3:開放空間での人体への影響がない

表3 島根原子力発電所の可動源整理表（生活用品として一般的に使用されるもの）

令和元年12月末時点

輸送物		輸送先（代表例）	荷姿	輸送量	有毒ガス判断		調査対象整理			調査対象
					a	b	1	2	3	
生活用品	洗剤, エアコンの冷媒, 殺虫剤, 自動販売機, 調味料, 車, 電池, 消毒液, 消火器, 飲料, 融雪剤, スプレー缶, 作業用品	事務所等	—	—	—	—	—	—	—	—

a: ガス化する

b: エアロゾル化する

1: ボンベなどで運送される

2: 輸送量が少量である

3: 開放空間での人体への影響がない

### 3. 他の有毒化学物質等との反応により発生する有毒ガスの考慮について

流出した有毒化学物質と、その周囲にある有毒化学物質等との反応による有毒ガスの発生について評価した。

本評価では、島根原子力発電所構内の貯蔵施設に貯蔵されている化学物質及び敷地内で輸送されている化学物質のうち、液状の有毒化学物質である塩酸、また、貯蔵量、貯蔵状態からみて、有毒ガス防護に係る影響評価上、大気中への多量の放出を考慮する必要がないとしている液状の化学物質について、貯蔵施設から流出した際に接触する他の化学物質との反応により発生する有毒ガスについて評価した。

気体状の化学物質については、一般で使用されている化学物質(プロパン等)のみであり、貯蔵容器からの流出を想定しても、他の有毒化学物質等との反応により、有毒ガス防護に係る影響評価上、大気中への多量の放出を考慮する必要のある有毒ガスを発生させるおそれはないことから評価対象外とする。

貯蔵施設のうち、薬品タンクについては、タンク下部に防液堤が設置されており、流出時においても、貯蔵量の全量を防液堤等内に貯留することができる設計となっていることから、他の薬品との混触は考え難いため評価対象外とする。

一部の薬品タンクについては、同一防液堤内に設置されており薬品タンクからの薬品の流出を想定すると混触するものがあるが、薬品の組み合わせから、有毒ガスが発生するものはない。

液状の化学物質及び有毒化学物質が流出した際に、貯蔵施設の配置より、混触が考えられる化学物質を想定し、反応による有毒ガスの発生について評価した結果を表3-1に示す。

評価の結果、液状の化学物質及び有毒化学物質の流出時における他の物質との接触を考慮しても、有毒ガス防護に係る影響評価上、大気中への多量の放出を考慮する必要のある有毒ガスを発生させるような反応はないことを確認した。

表3-1 他の有毒化学物質等との反応により発生する有毒ガスについて

化学物質	混触の可能性のある化学物質との反応	備考
硫酸 (20%, 98%)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・水酸化ナトリウム 中和反応が生じるのみであり、有毒ガスは発生しない。</li> <li>・水酸化カリウム 中和反応が生じるのみであり、有毒ガスは発生しない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・陽イオン交換樹脂再生用</li> <li>・pH調整用</li> </ul>
塩酸 (20%, 35%)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・水酸化ナトリウム 中和反応が生じるのみであり、有毒ガスは発生しない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・陽イオン交換樹脂再生用</li> <li>・pH調整用</li> </ul>
水酸化ナトリウム (5%, 20%, 25%)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・塩酸 中和反応が生じるのみであり、有毒ガスは発生しない。</li> <li>・硫酸 中和反応が生じるのみであり、有毒ガスは発生しない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・陰イオン交換樹脂再生用</li> <li>・pH調整用</li> </ul>
水酸化カリウム (5%)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・硫酸 中和反応が生じるのみであり、有毒ガスは発生しない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・pH調整用</li> </ul>
次亜塩素酸ナトリウム	<ul style="list-style-type: none"> <li>・硫酸第一鉄 沈殿反応が生じるのみであり、有毒ガスは発生しない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・海生生物付着抑制用</li> </ul>
硫酸第一鉄	<ul style="list-style-type: none"> <li>・次亜塩素酸ナトリウム 沈殿反応が生じるのみであり、有毒ガスは発生しない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・海生生物付着抑制用</li> </ul>



#### 4. 受動的に機能を発揮する設備について

「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」において、有毒ガスが発生した際に、受動的に機能を発揮する設備については、スクリーニング評価上考慮してもよいとされる。

島根原子力発電所2号炉では、薬品タンクに設けられている堰については、受動的に機能を発揮する設備として、スクリーニング評価上考慮している。

評価にあたっては、漏えいした薬品が堰内にとどまるものとして、開口部面積を設定し蒸発率を算定している。

##### 【ガイド記載】

(解説-5) 対象発生源特定のためのスクリーニング評価の際に考慮してもよい設備

有毒ガスが発生した際に、受動的に機能を発揮する設備については、考慮してもよいとする。例えば、防液堤は、防液堤が破損する可能性があったとしても、更地となるような壊れ方はせず、堰としての機能を発揮すると考えられる。また、防液堤内のフロートや電源、人的操作等を必要としない中和槽等の設備は、有毒ガスの抑制等の機能が恒常的に見込めると考えられる。このことから、対象発生源特定のためのスクリーニング評価（以下、単に「スクリーニング評価」においても、これらの設備は評価上考慮してもよい。

##### (1) 堰の容量

毒物及び劇物取締法において、屋内外タンクには漏えいした毒物又は劇物を安全に収容できる施設又は除害、回収等の施設を設け、貯蔵場所外へ流出等しないような措置を講ずることが要求されている。

流出時安全施設の保持容量は、表4-1に示すとおりであり、原則タンク容量の100%相当とし、堰を共有するタンクについては、最大タンクの容量の100%以上の容量を有することとされる。

表4-1 毒物及び劇物取締法における流出時安全施設の保持容量

法令等	流出時安全施設の保持容量
毒物及び劇物取締法 (毒物及び劇物の貯蔵に関する構造・設備等基準)	原則としてタンク容量の100%とし、2ヶ以上のタンクが存在する場合には、最大タンクの容量の100%相当以上とし、止むを得ず100%に満たない場合は、除外回収等の施設の処理能力を考慮することができる。

島根原子力発電所2号炉で特定した固定源において、流出時安全施設となる堰内の容量は、表4-2に示すとおりであり、貯蔵量に対して十分な容量を有しており、全量漏えいした場合でも堰内にとどまる。

表4-2 特定した固定源の堰容量等（評価結果）

設備名称	貯蔵量 (m <sup>3</sup> )	堰容量 (m <sup>3</sup> )	評価結果
排水中和用 塩酸タンク	0.3	0.825	薬品が堰内で漏えいしても、薬品タンクが保有している薬品を全量貯留できる容量を有する堰がある。

(2) スクリーニング評価への反映

「(1) 堰の容量」を踏まえ、蒸発率の算定に使用する堰面積については、一律堰開口部の全面積を評価条件として設定する。

(3) 堰等の状況について

調査対象として特定した固定源の堰等の状況を図4-1、図4-2に示す。これら調査対象固定源からの漏えいが発生しても、堰の中に留まることを確認した。

なお、これら堰は、仮に損壊して堰から漏えいしたとしても、周囲の側溝等に落ちるため、化学物質が広範囲に広がることはない。

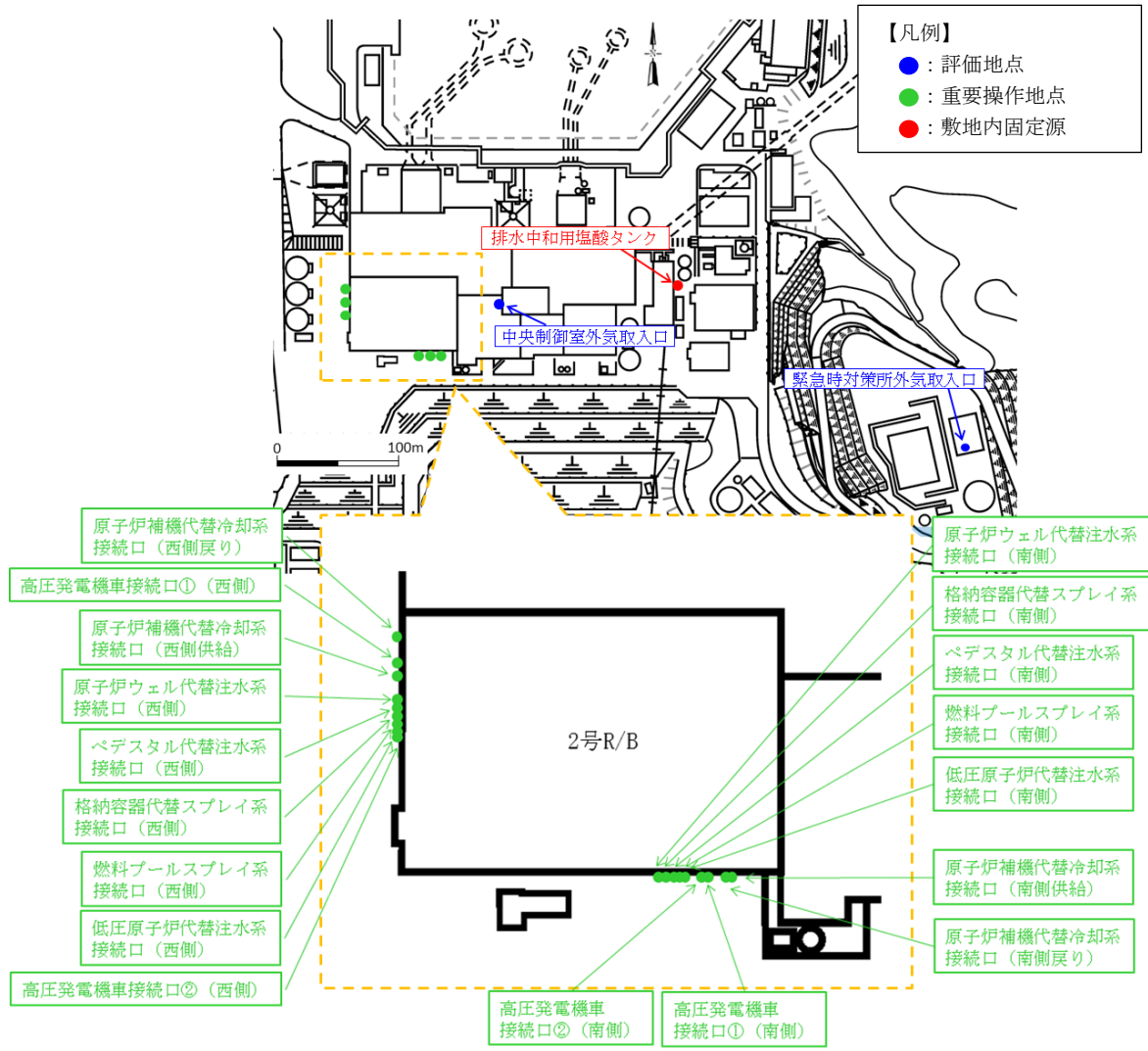


図4-1 調査対象とした敷地内固定源について

【屋外】  
排水中和用塩酸貯槽  
(全 景)

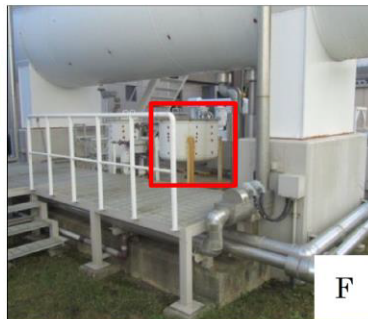
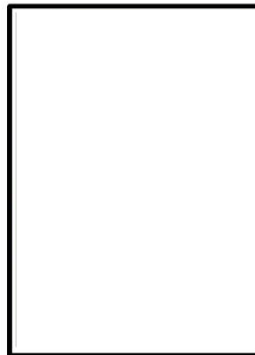
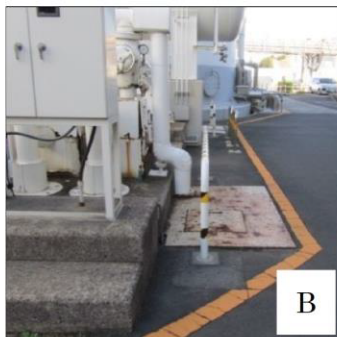
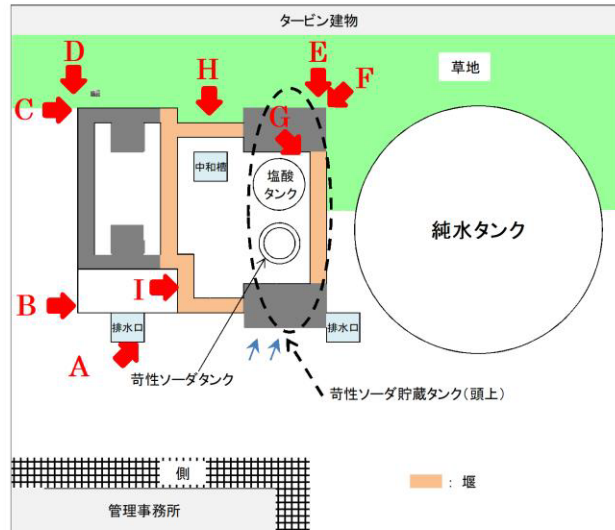
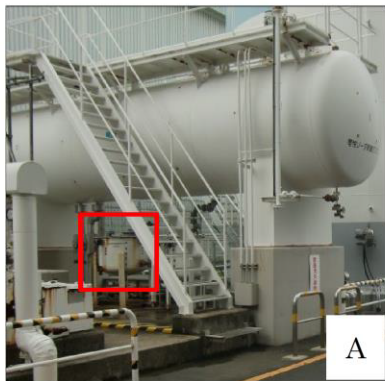


図4-2 堰周りの状況（排水中和用塩酸タンク）

## 5. 有毒ガス影響評価に使用する気象条件について

敷地において観測した2009年1月から12月までの1年間の気象データにより評価を行うに当たり、この1年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を行った結果、代表性があると判断した。以下に検定方法及び検定結果を示す。

### (1) 検定方法

#### a. 検定に用いた観測記録

気象データの代表性を確認するに当たり、地上付近を代表する標高28.5mの観測記録を用いて検定を行った。

#### b. データ統計期間

統計年：2008年1月～2018年12月(10年間)

検定年：2009年1月～2009年12月(1年間)

#### c. 検定方法

風向別出現頻度(16項目)、風速階級別出現頻度(11項目)について、F分布検定(有意水準5%)を行い、棄却個数が3個以下の場合、気象データに代表性があると判断する。

### (2) 検定結果

表5-1に検定結果を示す。また、表5-2及び表5-3に棄却検定表を示す。

観測項目27項目のうち、棄却された項目は無し(0個)であることから、検定年が十分長期間の気象状態を代表していると判断する。

表5-1 異常年検定結果

観測項目	検定結果
風向別出現頻度	棄却項目なし
風速階級別出現頻度	棄却項目なし

表5-2 島根原子力発電所 風向F分布検定

観測場所：露場（標高 28.5m, 地上高 20m）（%）

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

表5-3 島根原子力発電所 風速F分布検定

観測場所：露場（標高 28.5m, 地上高 20m）（%）

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

## 6. 原子炉施設周辺の建物影響による拡散の影響について

有毒ガス評価における大気拡散については、旧原子力安全・保安院が制定した「原子力発電所中央制御室の居住性にかかる被ばく評価手法について（内規）」（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に準じて評価をしている。この内規は、LOCA 時の排気筒や SGTR 時の大気放出弁という中央制御室から比較的近距离の放出点からの放射性物質の放出を想定した場合での中央制御室の居住性を評価するための評価手法等を定めたものであり、評価の前提となる評価点と放出点の位置関係など有毒ガスの大気拡散の評価においても相違ないため、適用できる。

### 6.1 原子炉施設周辺の建物影響による拡散

放出点から比較的近距离の場所では、建物の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられ、放出点と巻き込みを生じる建物及び評価点との位置関係によっては、建物の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。

中央制御室等の有毒ガス評価においては、放出点と巻き込みを生じる建物及び評価点との位置関係について、以下に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された有毒ガスは建物の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。

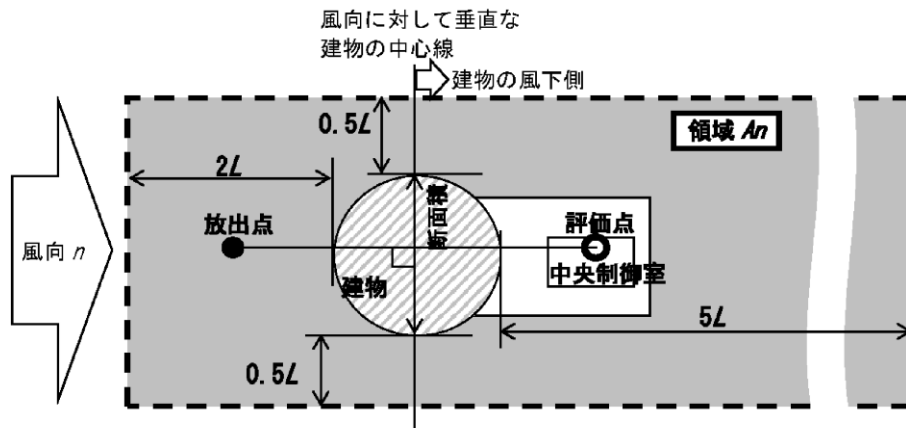
- 1) 放出点の高さが建物の高さの 2.5 倍に満たない場合
- 2) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向  $n$  について、放出点の位置が風向  $n$  と建物の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図 6-1 の領域  $A_n$ )の中にある場合
- 3) 評価点が、巻き込みを生じる建物の風下側にある場合

上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建物の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする。

建物の影響の有無の判断手順を図 6-2 に示す。

また、建物巻き込みを生じる建物として、放出源の近隣に存在するすべての建物が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建物を代表として選定する。

評価点を中央制御室外気取入口とした場合を例に、各放出点において建物影響の有無、建物巻き込みを考慮する代表建物の選定の考え方について示す。



注：L 建物又は建物群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図 6-1 建物影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）  
（被ばく評価手法（内規）図 5.1）

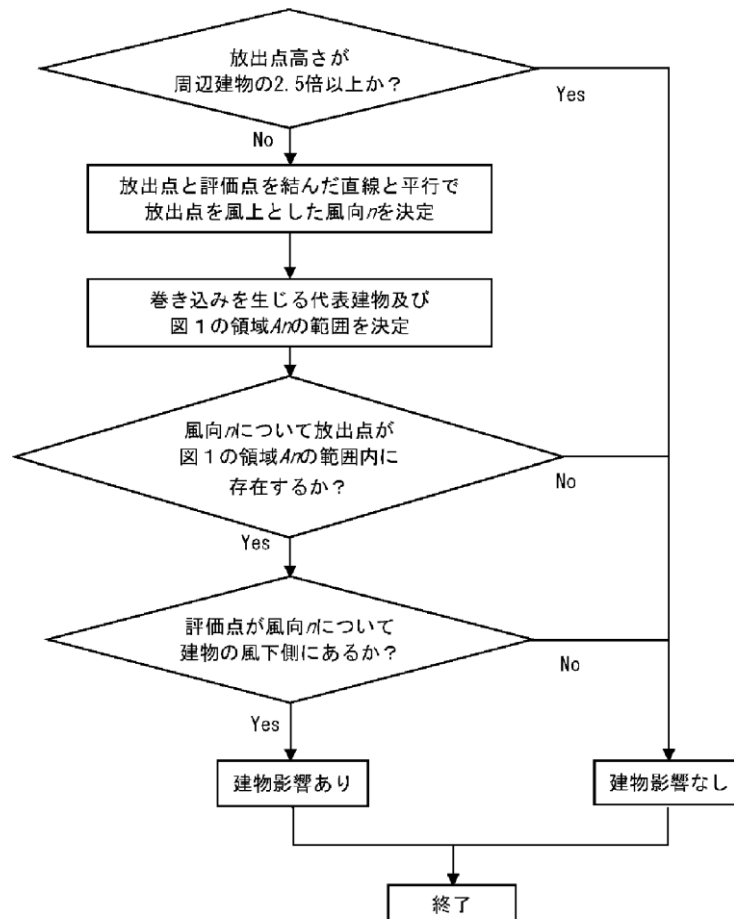


図 6-2 建物影響の有無の判断手順  
（被ばく評価手法（内規）図 5.2）

- ・ 評価点：中央制御室換気系給気口ー放出点：排水中和用塩酸タンク  
排水中和用塩酸タンク周辺には、1号機タービン建物、1号機原子炉建物等が位置し



ている。巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建物として、放出源と評価点の延長線上にあり、放出点近傍にある「1号機タービン建物」とした場合、図6-3のとおり、図6-1に示す建物影響を考慮する条件に合致する。放出点の近隣すべての建物が巻き込みを生じる建物の対象となるが、保守的に評価するために、代表建物として、「1号機タービン建物」を選定する。

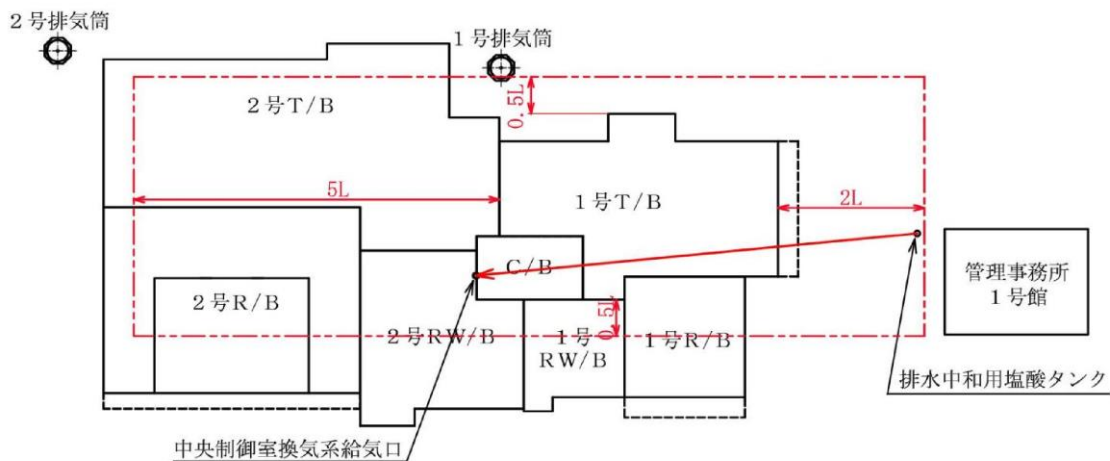


図6-3 評価点：中央制御室換気系給気口－放出点：排水中和用塩酸タンクでの建物影響範囲

評価点で考慮した代表建物を表6-1に示す。

表6-1 建物影響を考慮する代表建物

固定源	巻き込みを生じる代表建物
排水中和用塩酸タンク	1号機タービン建物

## 6.2 建物巻き込みを考慮する場合の着目方位

中央制御室の有毒ガス評価の計算では、代表建物の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、有毒ガス濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、代表建物の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。

評価対象とする方位は、放出された有毒ガスが建物の影響を受けて拡散すること、及び建物の影響を受けて拡散された有毒ガスが評価点に届くことの両方に該当する方位とする。具体的には、全16方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

- i) 放出点が評価点の風上にあること
- ii) 放出点から放出された有毒ガスが、建物の風下側に巻き込まれるような範囲に、放出点が存在すること。
- iii) 建物の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

建物の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図 6-4 に示す。

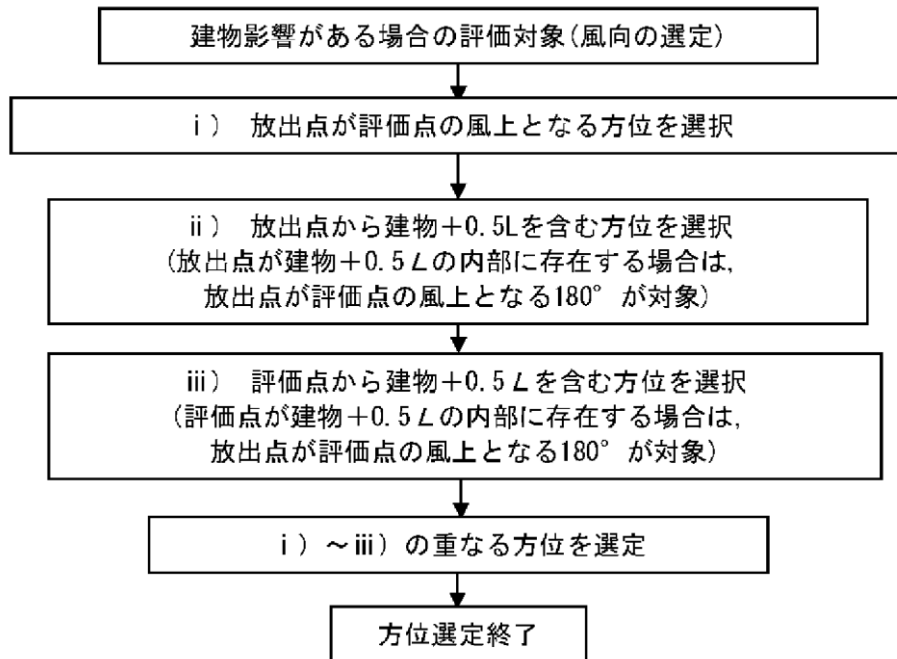


図 6-4 建物の影響がある場合の評価対象方位の選定手順  
(被ばく評価手法 (内規) 図 5.7)

評価点を中央制御室換気系給気口とした場合を例に、放出点における評価対象方位選定の考え方を示す。

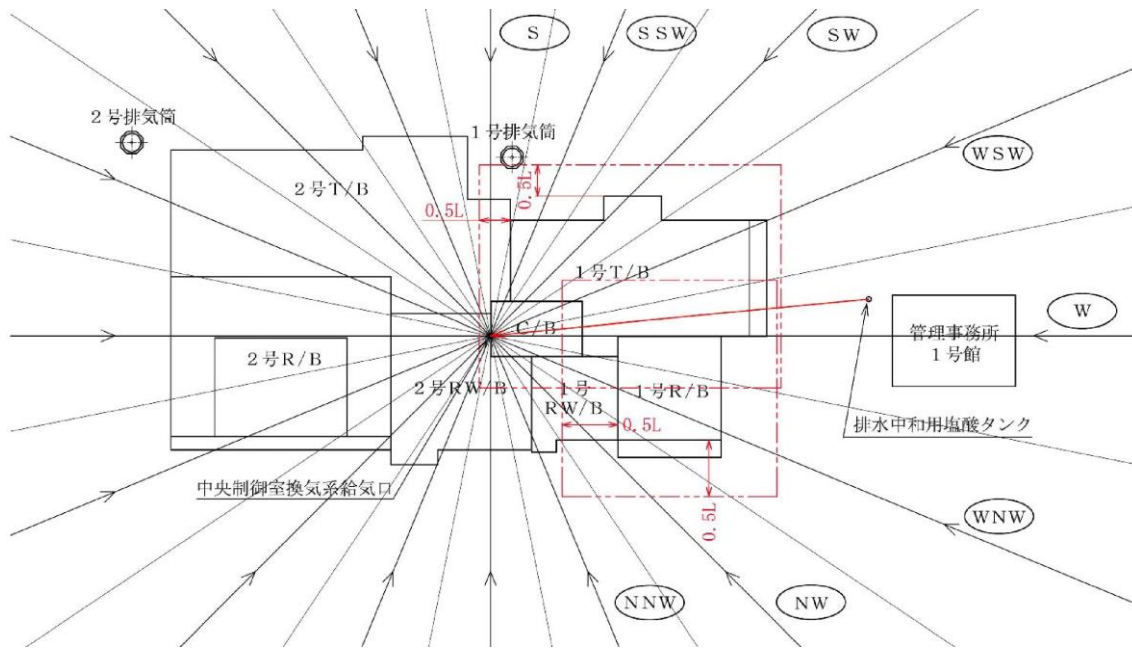
①評価点：中央制御室換気系給気口－放出点：排水中和用塩酸タンク

- i) 放出点が評価点の風上にあること
- ii) 放出点から放出された有毒ガスが、建物の風下側に巻き込まれるような範囲に、放出点が存在すること。
- iii) 建物の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

i) ~ iii) の重なる方位を選定すると、評価点が中央制御室換気系給気口、放出点が排水中和用塩酸タンクの場合、図 6-5 のとおり、8 方位 (S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW) が対象となる。

放出点が巻き込みを生じる代表建物 0.5L 内の範囲に存在しないことから、代表建物である 1 号機タービン建物+0.5L を含む方位を選択する。

ただし、ここでは、保守的に隣接する 1 号炉原子炉建物+0.5L を含む方位を選択する。



注1： 図中○は評価対象方位を示す。

注2：  $L=25.5$  (m)

図6-5 評価対象方位の選定

(放出源：排水中和用塩酸タンク，評価点：中央制御室換気系給気口)

着目方位を表6-2に示す。

表6-2 着目方位

固定源		着目方位
敷地内	排水中和用塩酸タンク	S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW

### 6.3 建物投影面積の設定について

建物の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、図6-6のように保守的に対象となる複数の方位の投影面積の中で最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用する。

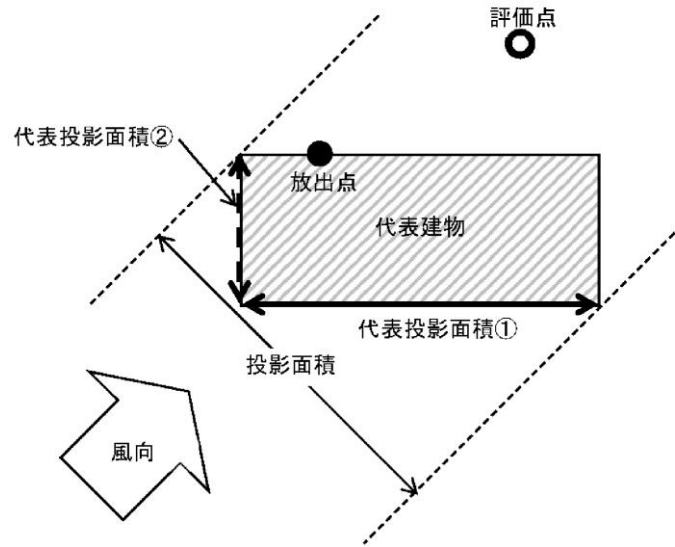


図 6-6 代表面積及び建物投影面積の考え方  
(被ばく評価手法(内規) 解説図 5.11.12)

(1) 1号機タービン建物

建物影響がある場合の放射性物質の濃度計算に用いる投影面積は、保守的に複数の投影面積の中で最小面積をすべての方位に適用する。

1号機タービン建物の投影面積は、図 6-7 に示す北面及び東面のうち最小となる  $1.2 \times 10^3$  (m<sup>2</sup>) を適用する。

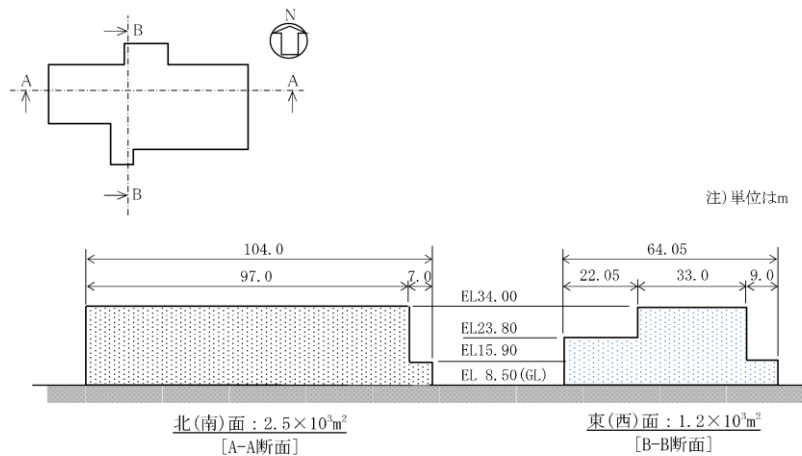


図 6-7 1号機タービン建物の投影面積

代表建物の着目方位の建物投影面積を表 6-3 に示す。

表 6-3 代表建物の着目方位別の建物投影面積

着目方位	建物投影面積 (m <sup>2</sup> )
	1号機タービン建物
S	1200
SSW	1200
SW	1200
WSW	1200
W	1200
WNW	1200
NW	1200
NNW	1200

#### 6.4 中央制御室以外の評価点について

評価点を中央制御室とした場合と同様に、緊急時対策所と重要操作地点についても代表建物および着目方位を選定した。選定に必要なパラメータを表 6-4 に示す。管理事務所 1 号館の投影面積は、図 6-8 に示す北面及び東面のうち最小となる  $8.5 \times 10^2$  (m<sup>2</sup>) を適用する。なお、着目方位は図 6-9 に基づき選定している。

表 6-4 建物巻き込み選定に必要なパラメータ

評価点	代表建物	L (m) *	投影面積 (m <sup>2</sup> )
中央制御室	1号機タービン建物	25.5	1200
重要操作地点			
緊急時対策所	管理事務所 1号館	23.3	850

注記\* : L=建物または建物群の風向に垂直な面での高さまたは幅の小さい方

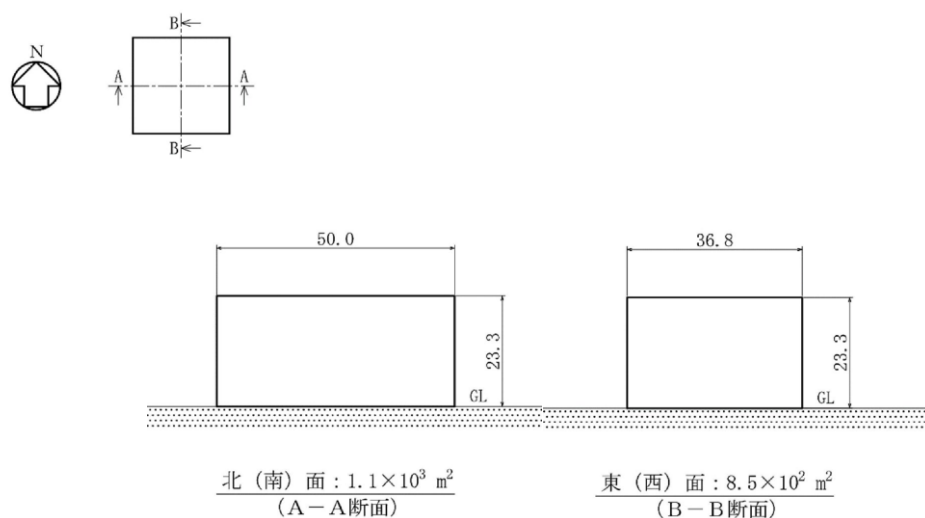
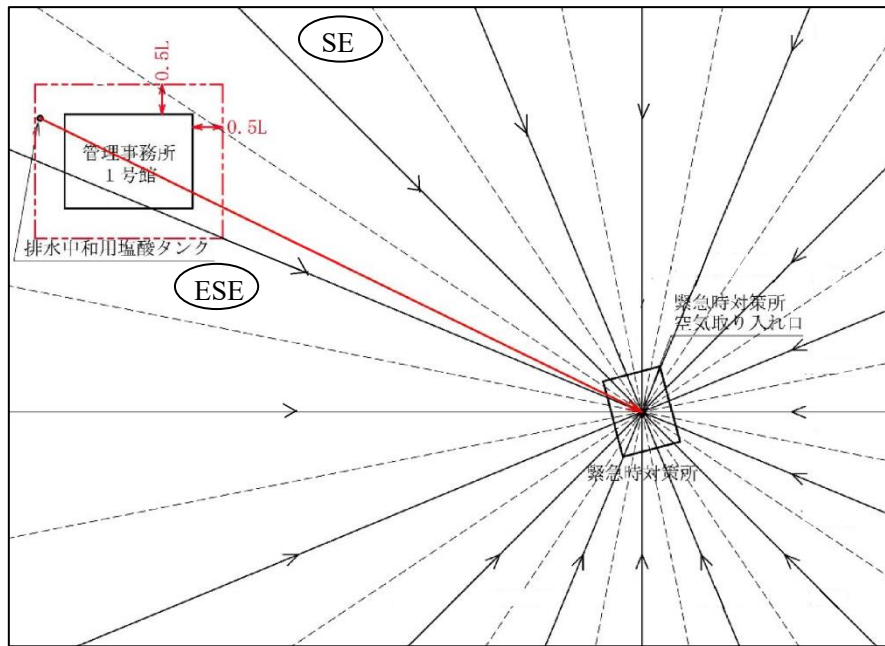


図 6-8 管理事務所 1 号館の投影面積



注1：図中○は評価対象方位を示す。

注2： $L=23.3$  (m)

図6-9 評価対象方位の選定（緊急時対策所）

## 7. 可動源に対する防護措置の詳細について

可動源に対しては、立会人の随行、通信連絡設備による連絡、中央制御室空調装置の隔離、防護具の着用等により運転員を防護できる設計としており、詳細を示す。

### 7.1 敷地内可動源に対する対策

敷地内可動源からの有毒ガスの発生が及ぼす影響により、運転・指示要員の対処能力が著しく損なわれることがないように、中央制御室及び緊急時対策所の運転・指示要員に対して、以下の対策を実施する。

なお、対策の実施にあたり、敷地内可動源として特定された薬品タンクローリー等は原則平日通常勤務時間帯に発電所構内に入構すること、また、発電所において重大事故等が発生した場合には、既に入構している可動源は敷地外に避難させ、新たな可動源は発電所構内に入構させないこととする。

#### (1) 有毒ガスの発生の検出

敷地内可動源に対する有毒ガスの発生の検出のための実施体制を別紙 7-1 のとおり整備する。

敷地内可動源である薬品タンクローリー等からの有毒化学物質の漏えいは、発電所敷地内の移動経路の何れの場所でも発生しうるため、有毒ガスの発生の検出は、人の認知によることとする。

従って、特定した敷地内可動源が発電所構内に入構する場合は、発電所員（薬品受入作業をする担当課員）が発電所入構から薬品タンク等への受入完了まで随行・立会することで、速やかな有毒ガスの発生の検出を可能とする。

#### (2) 通信連絡設備による伝達

敷地内可動源からの有毒ガス防護に係る連絡体制及び手順を別紙 7-2 のとおり整備する。

薬品タンクローリー等からの有毒化学物質の漏えいが発生し、有毒ガスの発生による異常を検知した場合は、敷地内可動源に随行・立会している発電所員から速やかに中央制御室の当直長に通信連絡設備等を用いて連絡する。

当直長は、緊急時対策所に緊急時対策本部が設置されている場合は、通信連絡設備等を用いて本部長に有毒ガスの発生による異常を検知したことを連絡する。

#### (3) 防護措置

##### 1) 換気空調設備の隔離及び防護具等の配備

中央制御室及び緊急時対策所の運転・指示要員に対して、敷地内可動源からの有毒ガス防護に係る実施体制及び手順を、別紙 7-2 のとおり整備する。また、表 7-1 に示す通り、全面マスクを配備する。

当直長は、敷地内可動源から有毒ガスの発生による異常の連絡を受けた場合は、速や

かに中央制御室の換気空調設備を隔離するとともに、運転員に全面マスクの着用を指示する。また、緊急時対策所に緊急時対策本部が設置されている場合は、本部長に敷地内可動源から有毒ガスの発生による異常の連絡をする。敷地内可動源から有毒ガスの発生による異常の連絡を受けた本部長は、外気を取り込まないよう速やかに緊急時対策所の換気空調設備を隔離するとともに、緊急時対策本部要員（指示要員）に全面マスクの着用を指示する。

中央制御室及び緊急時対策所の換気空調設備を隔離した場合は、酸素濃度計や二酸化炭素濃度計を用いて酸素濃度及び二酸化炭素濃度を監視する。さらに、敷地内可動源からの有毒ガスの発生による異常が終息した場合は、速やかに外気取入れを再開する。

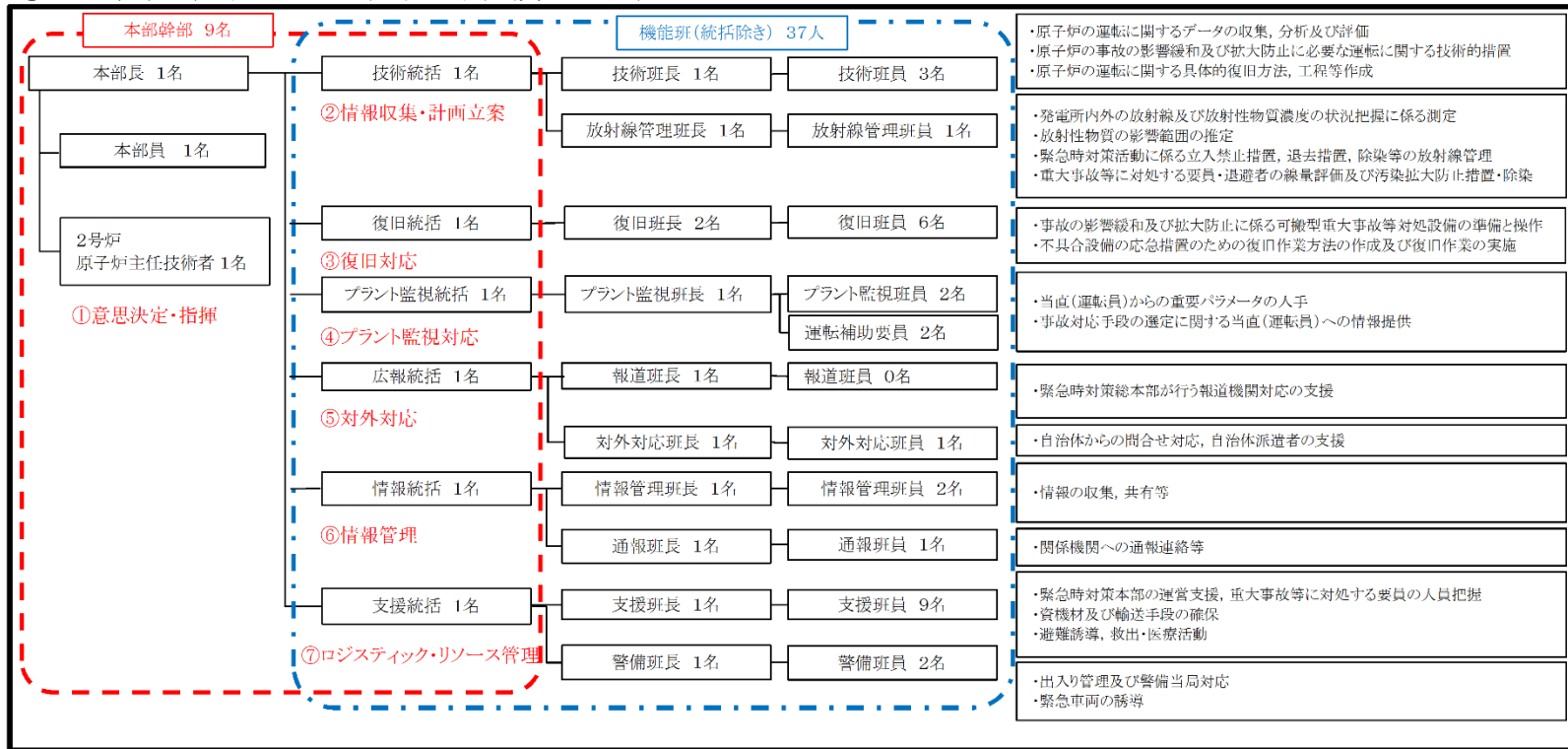
表 7-1 全面マスクの配備（運転・指示要員）

防護対象者	要員数*	全面マスク数量	配備場所
運転員	9 人	9 個	中央制御室
緊急時対策本部要員 (指示要員)	49 人	49 個	緊急時対策所

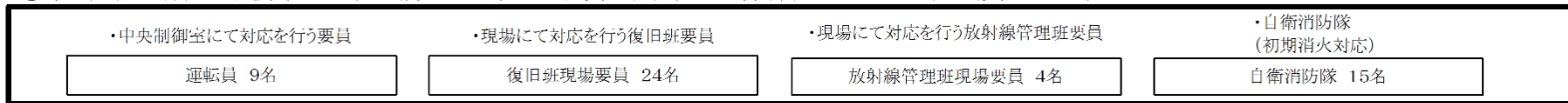
注記\*：緊急時体制発令時において、原子力防災組織の要員は、図 7-1 に示すとおり、①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 49 名及び②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員 52 名（中央制御室で対応を行う運転員 9 名を含む）の合計 101 名にて対応を行う（表 7-2 参照）。敷地内可動源からの有毒ガス防護対象者は、このうち①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 49 名及び運転員 9 名となる。



①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 49名



②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために必要な要員 52名



注記\*：上記①、②の要員については、長期的な対応に備え、所外に待機させた交替要員を招集し、順次交替させる。  
今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

図7-1 原子力防災組織の要員（要員参集後 緊急時対策所、中央制御室、自衛消防隊 対応要員）

表 7-2 重大事故発生時の事象進展に伴う緊急時対策所の収容人数 (1/2)

(名)

事象進展	要員数 (*1) (名)		緊急時 対策所 (名)	中央 制御室 (名)	中央制御 室待避室 (名)	その他 の建物 (名)	現場 (名)	収容 人数 合計	
通常時 (*4)	本部 要員 (*2)	指示者	1	—	—	5	—	—	
		連絡責任者	1						
		連絡担当者	3						
	現場 要員	運転員	9	—	5~9	—	—		0~4
		復旧班現場要員 (*2)	21	—	—	—	21		—
		放射線管理班現場要員 (*2)	3	—	—	—	3		—
		自衛消防隊 (*2)	7	—	—	—	7		—
運転補助要員	2	—	—	—	2	—			
① 初動 体制	本部 要員 (*2)	指示者	1	5	—	—	—	38	
		連絡責任者	1						
		連絡担当者	3						
	現場 要員	運転員	9	—	5~9	—	—		0~4
		復旧班現場要員 (*2)	21	21	—	—	—		(21)
		放射線管理班現場要員 (*2)	3	3	—	—	—		(3)
		自衛消防隊 (*2)	7	7	—	—	—		(7)
運転補助要員	2	2	—	—	—	(2)			
② 緊急時 警戒体制	本部 要員 (*2)	意思決定・指揮	3	49	—	—	—	92	
		情報収集・計画立案	7						
		復旧対応	9						
		プラント監視対応	4						
		運転補助要員	2						
		対外対応	4						
		情報管理	6						
		ロジスティック・リソース管理	14						
	現場 要員	運転員	9	—	5~9	—	—		0~4
		復旧班現場要員 (*4)	24	24	—	—	—		(24)
		放射線管理班現場要員 (*4)	4	4	—	—	—		(4)
自衛消防隊 (*3, *4)	15	15	—	—	—	(15)			
③ 緊急時 非常体制	本部 要員	意思決定・指揮	3	49	—	—	—	92	
		情報収集・計画立案	7						
		復旧対応	9						
		プラント監視対応	4						
		運転補助要員	2						
		対外対応	4						
		情報管理	6						
		ロジスティック・リソース管理	14						
	現場 要員	運転員	9	—	5~9	—	—		0~4
		復旧班現場要員	24	24	—	—	—		(24)
		放射線管理班現場要員	4	4	—	—	—		(4)
自衛消防隊 (*3)	15	15	—	—	—	(15)			

表中の () 書きの記載は、現場等で出向く場合の要員数を示す。

注記\*1: 要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

\*2: 平日昼間は、管理事務所等で勤務している。夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）については、緊急時対策所に隣接した建物及びその近傍で待機。

\*3: 自衛消防隊は15名で構成される。

\*4: 直ちに発電所全所員に非常招集を行い、この要員の中から状況に応じて必要要員を確保するとともに、残りの要員については交替要員として待機させる。

表 7-2 重大事故発生時の事象進展に伴う緊急時対策所の収容人数 (2/2)

(名)

事象進展		要員数 (*1) (名)		緊急時 対策所 (名)	中央 制御室 (名)	中央制御 室待避室 (名)	その他 の建物 (名)	現場 (名)	収容 人数 合計	
④	緊急時 特別 非常体制	本部 要員	意思決定・指揮	3	49	—	—	—	92	
			情報収集・計画立案	7						
			復旧対応	9						
			プラント監視対応	4						
			運転補助要員	2						
			対外対応	4						
			情報管理	6						
		ロジスティック・リソース管理	14							
		現場 要員	運転員	0	—	5~9	—	—		0~4
			復旧班現場要員	24	24	—	—	—		(24)
			放射線管理班現場要員	4	4	—	—	—		(4)
自衛消防隊 (*2)	15		15	—	—	—	(15)			
⑤	ブルーム 通過中 (発災から 24 時間後) *3	本部 要員	意思決定・指揮	6	46(23 ×交替 要員 2)	—	—	—	64 *4	
			情報収集・計画立案	10						
			復旧対応	6						
			プラント監視対応	4						
			運転補助要員	0						
			対外対応	6						
			情報管理	6						
		ロジスティック・リソース管理	8							
		現場 要員	運転員	9	4	—	5	—		—
			復旧班現場要員	12	12	—	—	—		—
			放射線管理班現場要員	2	2	—	—	—		—
自衛消防隊	0		—	—	—	—	—			
⑥	ブルーム 通過後 (ブルーム 放出開始か ら 10 時間 後) *3	本部 要員	意思決定・指揮	6	46	—	—	—	60 *5	
			情報収集・計画立案	10						
			復旧対応	6						
			プラント監視対応	4						
			運転補助要員	0						
			対外対応	6						
			情報管理	6						
		ロジスティック・リソース管理	8							
		現場 要員	運転員	9	—	5~9	—	—		0~4
			復旧班現場要員	12	12	—	—	—		(12)
			放射線管理班現場要員	2	2	—	—	—		(2)
自衛消防隊	0		—	—	—	—	—			

表中の () 書きの記載は、現場等で出向く場合の要員数を示す。

注記\*1：要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

\*2：自衛消防隊は 15 名で構成される。

\*3：「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」に基づく事象進展時間。

\*4：ブルーム放出前に緊急時対策所にとどまる要員以外の要員は発電所外に退避する。

\*5：必要に応じ、発電所外から交替・待機要員を呼び寄せ、要員として加える。

2) 敷地内の有毒化学物質の処理等の措置

敷地内の有毒化学物質が漏えいし、有毒ガスの発生による異常が発生した場合の敷地内可動源に対する有毒化学物質の処理等の措置に係る実施体制及び手順を別紙 7-3 のとおり整備する。

終息活動は、立会人等のもと、終息活動要員（発電所構内に勤務している要員（協力会社社員含む））が実施する体制とする。

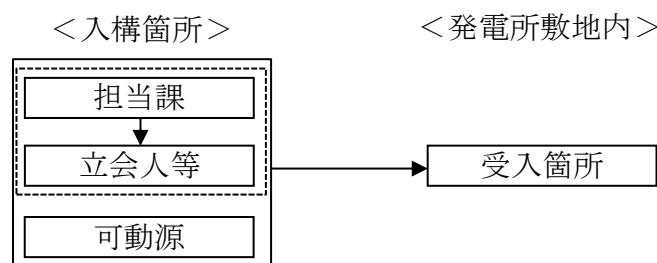
また、表 7-3 に示す通り、防護具を配備する。

表 7-3 防護具の配備（終息活動要員用）

防護対象者	要員数	防護具数量	配備場所
終息活動要員	3人	<ul style="list-style-type: none"> <li>・化学防護手袋</li> <li>・化学防護長靴</li> <li>・全面マスク</li> <li>・吸収缶（塩酸対応用）</li> </ul> 3セット	終息活動要員待機場所

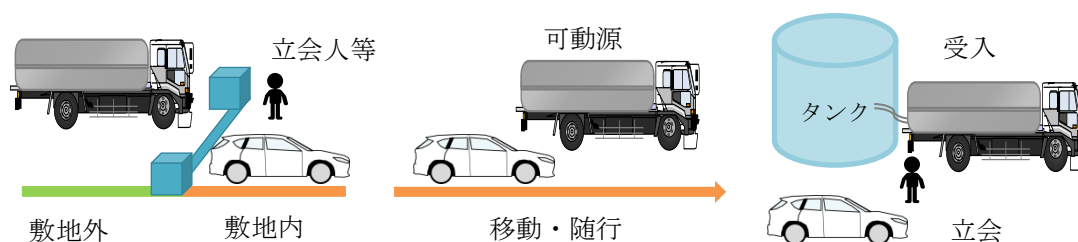
## 敷地内可動源に対する有毒ガスの発生の検出のための実施体制及び手順

## 1. 実施体制



## 2. 実施手順

- (1) 有毒化学物質を積載した薬品タンクローリー等（以下「可動源」という。）が発電所敷地内へ入構する際、担当課は立会人等を入構箇所へ待機させる。
- (2) 立会人等は、合流後に可動源を敷地内に入構させる。
- (3) 立会人等は、受入（納入）箇所まで可動源に随行し、受入（納入）完了まで立会する。立会人等は、薬品防護具を常備する。

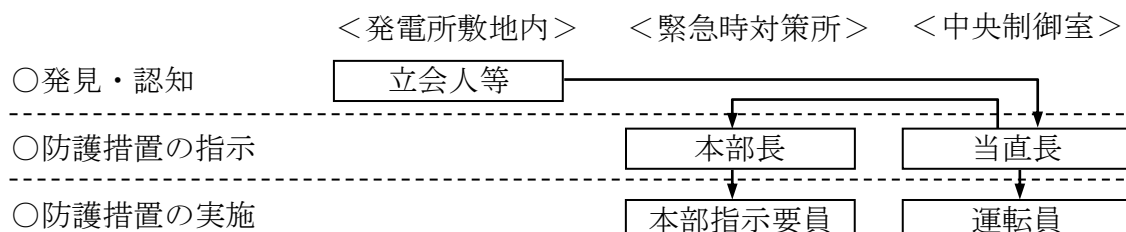


## 3. その他

- (1) 可動源の入構は、原則平日通常勤務時間帯とする。
- (2) 発電所で重大事故等が発生した場合は、既に入構している可動源は、立会人等随行の上速やかに敷地外に退避させ、また、新たな可動源を敷地内に入構させないこととする。
- (3) 立会人等については、化学物質の管理を行う者であって重大事故等対策に必要な要員以外の者が対応する。なお、化学物質の管理にあたっては、保安規定に基づく教育訓練を定期的に行うことにより、立会人等は化学物質の取り扱いに関して十分な力量を有する。

## 敷地内可動源からの有毒ガス防護に係る実施体制及び手順

## 1. 実施体制

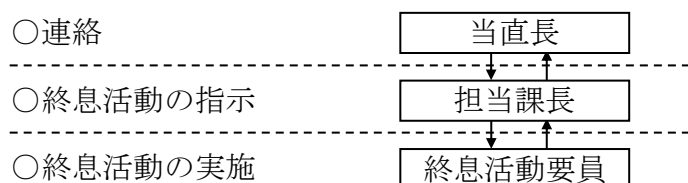


## 2. 実施手順

- (1) 立会人等は、有毒ガスの発生による異常を検知した場合、通信連絡設備等により当直長に連絡する。
- (2) 当直長は、運転員に中央制御室換気設備の隔離及び全面マスクの着用を指示する。
- (3) 当直長は、緊急時対策所に緊急時対策本部が設置されている場合は、通信連絡設備等により本部長に有毒ガスの発生による異常を検知したことを連絡する。
- (4) 本部長は、緊急時対策本部要員（指示要員）に有毒ガスの発生による異常を検知したことを連絡し、緊急時対策所換気設備の隔離及び全面マスクの着用を指示する。
- (5) 運転員は、当直長の指示により、中央制御室換気設備を隔離するとともに、全面マスクを着用する。
- (6) 緊急時対策本部要員（指示要員）は、本部長の指示により、緊急時対策所換気設備を隔離するとともに、全面マスクを着用する。

## 敷地内可動源に対する有毒化学物質の処理等の措置に係る実施体制及び手順

## 1. 実施体制

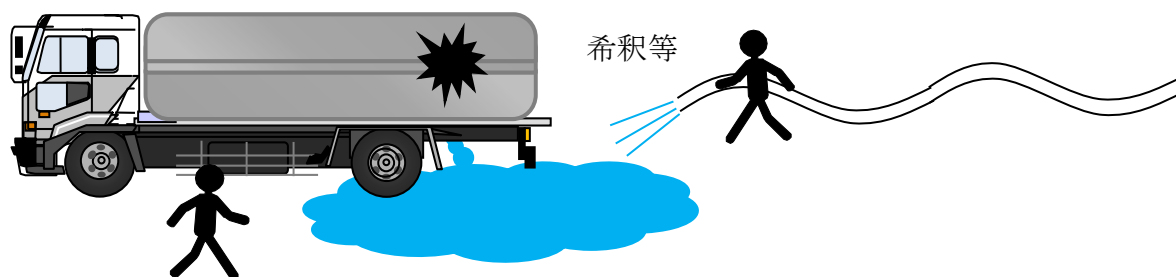


## 2. 実施手順

- (1) 敷地内可動源からの有毒ガスの発生による異常を検知したことの連絡を受けた当直長は、担当課長に有毒ガスの発生を終息させるための活動を依頼する。
- (2) 担当課長は、終息活動要員に全面マスクの着用を指示するとともに、有毒ガスの発生を終息させるために必要な措置を実施するよう指示する。
- (3) 終息活動要員は、担当課長の指示により、全面マスクを着用するとともに、有毒ガスの発生を終息させるために速やかに希釈等の措置を実施する。
- (4) 担当課長は、終息活動に時間を要する場合、必要に応じ酸素呼吸器の着用を指示する。終息活動員は、担当課長の指示により、酸素呼吸器を着用する。
- (5) 終息活動要員は、有毒ガスの発生が終息したことを確認後、担当課長に終息活動完了を連絡する。
- (6) 担当課長は、有毒ガスの発生が終息したことを当直長に連絡する。
- (7) 当直長は、運転員に有毒ガスの発生が終息したことを連絡する。また、緊急時対策所に緊急時対策本部が設置されている場合は、本部長へ有毒ガスの発生が終息したことを連絡する。
- (8) 本部長は、緊急時対策本部要員（指示要員）に有毒ガスの発生が終息したことを連絡する。

## 3. その他

- (1) 終息活動要員については、重大事故等対策に必要な要員以外の者が対応する。



通信連絡設備に関する説明書に係る補足説明資料



## 目 次

1. はじめに .....	1
2. 通信連絡設備の一覧 .....	2
3. 多様性を確保した通信回線 .....	12
4. 各重大事故時に必要な通信連絡設備の数量 .....	14
5. 通信連絡設備が接続する無停電電源の仕様 .....	16
6. データ伝送設備のパラメータ .....	19
7. 安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備の範囲 .....	31
8. 無線通信設備の使用可能範囲と使用範囲 .....	32






1. はじめに

本補足説明資料は、添付書類VI-1-1-11「通信連絡設備に関する説明書」についての内容を補足するものである。

2. 通信連絡設備の一覧

通信連絡設備の一覧を以下に示す。







通信連絡設備（発電所内）の一覧（1/5）

主要設備		数量			写真
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
所内通信連絡設備 (警報装置を含む。)	ハンドセット ステーション*1	177 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・中央制御室 : 14 台 ・原子炉建物他 : 154 台 ・屋外 : 8 台	—	—	
	スピーカ*1	295 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・中央制御室 : 4 台 ・原子炉建物他 : 282 台 ・屋外 : 8 台	—	—	
電力保安通信用 電話設備*2	固定電話機*1	215 台 ・緊急時対策所 : 10 台 ・中央制御室 : 7 台 ・管理事務所, 原子炉建物他 : 198 台	—	—	
	PHS 端末*1	535 台 ・緊急時対策所 : 32 台 ・中央制御室 : 10 台 ・発電所員他配備分 : 493 台	—	—	
	FAX*1	2 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・中央制御室 : 1 台	—	—	

注記\*1：数量及び設置場所（又は保管場所）は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

\*2：発電所内と発電所外で共用

通信連絡設備（発電所内）の一覧（2/5）

主要設備		数量			写真
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
衛星電話設備*1	衛星電話設備 (固定型)*3	7台 ・緊急時対策所 : 5台 ・中央制御室 : 2台 (中央制御室待避室用を含む) その他: 1式 (緊急時対策所) ・緊急時対策所 衛星電話設備用ラック ・衛星電話設備用アンテナ (緊急時対策所) (原子炉建物) ・衛星電話設備収納盤 (中央制御室) ・衛星電話設備用アンテナ (中央制御室)	同左*2	—	 固定型  (緊急時対策所) アンテナ  (中央制御室) アンテナ  ラック  収納盤
	衛星電話設備 (携帯型)*3	5台 ・緊急時対策所 : 5台	5台*2 (予備5台を除く) ・緊急時対策所 : 5台 (予備5台を除く) (携帯型用充電器: 10台) (携帯型用充電式電池予備: 10台)	全体数量 : 10台*4	







注記\*1: 発電所内と発電所外で共用

\*2: 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

\*3: 数量及び設置場所（又は保管場所）は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

\*4: 内訳は、緊急時対策所: 10台（予備5台を含む）

通信連絡設備（発電所内）の一覧（3/5）







主要設備		数量			写真
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
無線通信設備	無線通信設備 (固定型) *2	7 台 ・緊急時対策所 : 5 台 ・中央制御室 : 2 台 (中央制御室待避室用を含む) その他: 1 式 (緊急時対策所) ・緊急時対策所 無線通信設備用ラック ・無線通信設備用アンテナ (緊急時対策所) (原子炉建物) ・無線通信設備収納盤 (中央制御室) ・無線通信設備用アンテナ (中央制御室)	同左*1	-	 固定型
		<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> (緊急時対策所) アンテナ</div> <div style="text-align: center;"> (中央制御室) アンテナ</div> </div>			
	<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> ラック</div> <div style="text-align: center;"> 収納盤</div> </div>				
	無線通信設備 (携帯型) *2	10 台 ・緊急時対策所 : 10 台	10 台*1 (予備 10 台を除く) ・緊急時対策所 : 10 台 (携帯型用充電器: 20 台) (予備 10 台を除く)	全体数量 : 62 台*3	

注記\*1: 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

\*2: 数量及び設置場所 (又は保管場所) は, 原子力防災訓練により実効性を確認し, 必要に応じ適宜改善していく。

\*3: 内訳は, 緊急時対策所: 62 台 (予備 10 台, 自主 42 台を含む)

通信連絡設備（発電所内）の一覧（4/5）

主要設備		数量			写真	
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考		
安全パラメータ 表示システム (SPDS)	SPDSデータ 収集サーバ*4	1式 ・廃棄物処理建物 計算機室 : 1式	同左*1	—		
	SPDS 伝送サーバ*2, *4	1式 ・緊急時対策所 : 1式 その他: 1式 (緊急時対策所) ・受信用アンテナ (1・2号) (原子炉建物) ・1・2号SPDS伝送用アンテナ用中継盤 ・発信用アンテナ (1・2号)	同左*1	—	 SPDS伝送サーバ	
					 (緊急時対策所) 受信用アンテナ*3	 (中央制御室) 発信用アンテナ
					 中継盤	
SPDSデータ 表示装置*4	1台 ・緊急時対策所 : 1台	同左*1	—			


注記\*1：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

\*2：発電所内と発電所外で共用

\*3：概略図を示す。

\*4：数量及び設置場所（又は保管場所）は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

通信連絡設備（発電所内）の一覧（5/5）

主要設備		数量			写真
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
有線式通信設備	有線式通信機*1	4台 ・廃棄物処理建物 (中央制御室付近)：4台	4台*2 (予備6台を除く) ・廃棄物処理建物 (中央制御室付近)：4台 (予備6台を除く)	全体数量 ：10台*3	

注記\*1：数量及び設置場所（又は保管場所）は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。


\*2：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

\*3：内訳は、廃棄物処理建物（中央制御室付近）：10台（予備6台を含む）

- 廃棄物処理建物に保管する有線式通信設備は、通常使用している所内の通信連絡設備が使用できない場合において、中央制御室と各現場間（屋内）に敷設している専用通信線を用い、有線式通信機を専用接続端子に接続するとともに、必要時に中継コードを敷設することにより必要な通信連絡を行うことが可能な設計とする。
- 専用接続端子及び中継コードについては、地震起因による溢水の影響を受けない箇所に配置又は保管し、溢水時においても使用可能な設計とする。また、専用接続端子のケーブル及び中継コードについては、水による影響を受けにくい材質とすることで、溢水時においても使用可能な設計とする。
- 専用接続端子及び中継コードについては、地震起因による火災の影響を受けない箇所に設置し、火災時においても使用可能な設計とする。また、専用接続端子のケーブルを専用の電線管で敷設することに加え、中継コードについては、地震影響による火災の影響を受けない箇所に保管することにより、火災時においても使用可能な設計とする。








9

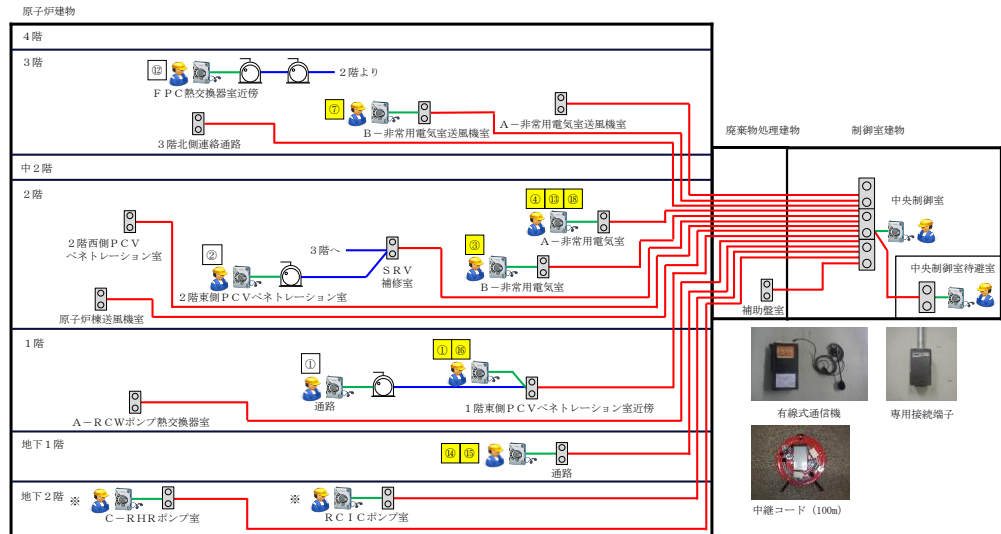
中継コードの保管場所及び数量

保管場所*4	用途	数量*4、*5	数量内訳	写真
廃棄物処理建物	原子炉建物の屋内 各操作時の連絡手段	4(予備2)	100m×6台	

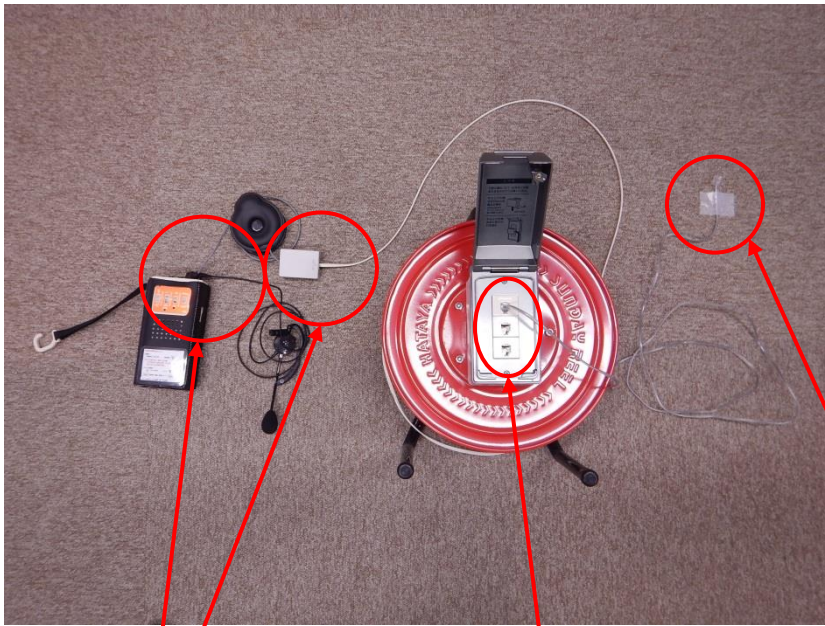
注記\*4：数量及び設置場所（又は保管場所）は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

\*5：必要数量を記載。（）内は予備及び自主設備の数量を記載

【凡例】			
	：専用通信線		：有線式通信機 (付属ケーブル(10m)含む)
	：専用接続端子		：中継コード(必要時敷設)
	：近くの専用接続端子に接続して通信連絡する作業・操作		：近くの専用接続端子からコードリールを敷設して通信連絡する作業・操作 (タービン建物、廃棄物処理建物における作業・操作を含む)
	※		：重要事故シナリオ以外の操作



有線式通信機 接続例



中継コードと接続







専用接続端子と接続するケーブル

専用接続端子と接続








通信連絡設備（発電所外）の一覧（1/4）

主要設備		数量			写真
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
局線加入電話設備	固定電話機*	1台 ・緊急時対策所 : 1台	—	—	
	FAX*	1台 ・緊急時対策所 : 1台	—	—	
テレビ会議システム (社内向)	テレビ会議システム (社内向)*	1台 ・緊急時対策所 : 1台	—	—	
専用電話設備	専用電話設備 (ホットライン) (地方公共団体他向)*	6台 ・中央制御室 : 2台 ・緊急時対策所 : 4台	—	—	
衛星電話設備(社内向)	衛星テレビ 会議システム (社内向)*	1台 ・緊急時対策所 : 1台	—	—	
	衛星社内電話機*	1台 ・緊急時対策所 : 1台	—	—	

注記\*：数量及び設置場所（又は保管場所）は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。







通信連絡設備（発電所外）の一覧（2/4）

主要設備		数量			写真
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
電力保安通信用 電話設備*1	固定電話機*2	10 台 ・緊急時対策所 : 10 台	—	—	
	PHS 端末*2	525 台 ・緊急時対策所 : 32 台 ・発電所員他配備分 : 493 台	—	—	
	FAX*2	1 台 ・緊急時対策所 : 1 台	—	—	

注記\*1：発電所内と発電所外で共用

\*2：数量及び設置場所（又は保管場所）は，原子力防災訓練により実効性を確認し，必要に応じ適宜改善していく。








通信連絡設備（発電所外）の一覧（3/4）

主要設備		数量			写真
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム*1	1台 ・緊急時対策所 : 1台 その他 ・統合原子力防災NW用屋外アンテナ ・統合原子力防災NW盤	同左*2	—	 テレビ会議システム
					 NW用屋外アンテナ
					 NW盤
	I P - 電話機*1	6台（有線系：4台，衛星系：2台） ・緊急時対策所 : 4台（有線系） : 2台（衛星系）	同左*2	—	  有線系      衛星系
	I P - F A X*1	3台（有線系：2台，衛星系：1台） ・緊急時対策所 : 2台（有線系） : 1台（衛星系）	同左*2	—	

注記\*1：数量及び設置場所（又は保管場所）は，原子力防災訓練により実効性を確認し，必要に応じ適宜改善していく。

\*2：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

通信連絡設備（発電所外）の一覧（4/4）

主要設備		数量			写真
		設計基準対象施設	重大事故等対処設備	備考	
衛星電話設備*1	衛星電話設備 (固定型)*3	5台 ・緊急時対策所 : 5台 その他: 1式 (緊急時対策所) ・緊急時対策所 衛星電話設備用ラック ・衛星電話設備用アンテナ (緊急時対策所)	同左*2	—	 固定型  (緊急時対策所) アンテナ  (中央制御室) アンテナ  ラック  収納盤
	衛星電話設備 (携帯型)*3	5台 ・緊急時対策所 : 5台	5台*2 (予備5台を除く) ・緊急時対策所 : 5台 (予備5台を除く) (携帯型用充電器: 10台) (携帯型用充電式電池予備: 10台)	全体数量 26台*4	
データ伝送設備	SPDS 伝送サーバ*1, *3	1式 ・緊急時対策所 : 1式	同左*2	—	

注記\*1: 発電所内と発電所外で共用

\*2: 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

\*3: 数量及び設置場所（又は保管場所）は、原子力防災訓練により実効性を確認し、必要に応じ適宜改善していく。

\*4: 内訳は、緊急時対策所: 10台（予備5台を含む）、構外参集地点（緑ヶ丘施設、宮内社宅・寮、佐太前寮及び支援拠点）: 自主16台

### 3. 多様性を確保した通信回線

通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の多様性を備えた構成の通信回線に接続する。

なお、上記設備のうち電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備（専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向））、衛星電話設備（社内向）（衛星テレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX）及びデータ伝送設備については、専用通信回線に接続し、輻輳による使用制限又は通信事業者による通信制限を受けることなく常時使用できる設計とする。

これらの専用通信回線の種別及び必要回線容量の関係を以下に示す。

通信回線種別		主要設備		専用	通信の制限*1	必要回線容量		回線容量	
						主要設備*2	その他		
電力保安通信用回線*3	有線系回線 (光ファイバ)	テレビ会議システム（社内向）	テレビ会議システム（社内向）	○	◎	2.0Mbps	—	3.6Mbps	1Gbps
		データ伝送設備	SPDS伝送サーバ	○	◎	4.8kbps	—		
		電力保安通信用電話設備*3	固定電話機	○	◎	1.5Mbps	—		
			PHS端末	○	◎				
	FAX		○	◎					
	無線系回線 (マイクロ波無線)	専用電話設備	専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向）	○	◎	1回線	—	1回線	1回線
		電力保安通信用電話設備*3	固定電話機	○	◎	3.2Mbps	—	3.2Mbps	3.2Mbps
			PHS端末	○	◎				
FAX			○	◎					
データ伝送設備	SPDS伝送サーバ	○	◎	6.5kbps	—	6.5kbps	64kbps		
通信事業者回線	有線系回線 (災害時優先契約あり)	局線加入電話設備	固定電話機	—	○	1回線	—	1回線	1回線
			FAX	—	○	1回線	—	1回線	1回線
			電力保安通信用電話設備接続*4	—	○	1回線	—	1回線	1回線
	衛星系回線	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	—	○	5回線	—	5回線	5回線
			衛星電話設備（携帯型）	—	○	5回線	5回線*5	10回線	10回線
	衛星系回線	データ伝送設備	SPDS伝送サーバ	○	◎	4.8kbps	—	4.8kbps	64kbps
			衛星電話設備（社内向）	衛星テレビ会議システム（社内向）	○	○	192kbps	—	256kbps
衛星社内電話機	○	○		64kbps	—				
有線系回線	専用電話設備	専用電話設備（ホットライン）（地方公共団体他向）	○	◎	2回線	—	2回線	2回線	

通信回線種別		主要設備		専用	通信の制限*1	必要回線容量			回線容量
						主要設備*2	その他		
通信事業者回線 (統合原子力 防災ネット ワーク)	有線系回線 (光ファイバ)	統合原子力防災ネットワークに 接続する通信連絡設備	I P - 電話機	○	◎	2.193Mbps (125kbps)	—	2.2Mbps	5Mbps
			I P - F A X	○	◎	(68kbps)			
			テレビ会議システム	○	◎	(2Mbps)			
		データ伝送設備	S P D S 伝送サーバ	○	◎	6.5kbps			
	衛星系回線	統合原子力防災ネットワークに 接続する通信連絡設備	I P - 電話機	○	◎	211kbps (24kbps)	64kbps	282kbps	384kbps
			I P - F A X	○	◎	(37kbps)			
			テレビ会議システム	○	◎	(150kbps)			
		データ伝送設備	S P D S 伝送サーバ	○	◎	6.5kbps			

【凡例】 ・専用 ○：専用回線 —：非専用回線  
・輻輳 ◎：制限なし ○：制限のおそれが少ない ×：制限のおそれがある

注記\*1：通信の制限とは、輻輳のほか、災害発生時の通信事業者による通信規制を想定

\*2：( ) は内訳を示す。

\*3：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は、一般送配電事業会社所掌となる。

\*4：局線加入電話設備にも接続されており、発電所外への連絡も可能

\*5：自主設備の回線数を示す。

4. 各重大事故時に必要な通信連絡設備の数量

○ 有線式通信設備（有線式通信機）

有線式通信設備（有線式通信機）は、廃棄物処理建物に4台（予備6台を除く）を保管することで、各重大事故シーケンスで使用する必要台数（下表）以上を保管する設計とする。

各重要事故シーケンス		使用場所	制御室建物		廃棄物処理建物 －：作業なし	タービン建物 －：作業なし	原子炉建物 －：作業なし	合計
			中央制御室 －：作業なし	－：作業なし				
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	②-1	高圧・低圧注水機能喪失	—		—	—	—	—
	②-2	高圧注水・減圧機能喪失	1		—	—	1	2
	②-3-1	全交流動力電源喪失（長期T B）	1		—	—	3	4
	②-3-2	全交流動力電源喪失（TBU）	1		—	—	3	4
	②-3-3	全交流動力電源喪失（TBD）	1		—	—	3	4
	②-3-4	全交流動力電源喪失（TBP）	1		—	—	3	4
	②-4-1	崩壊熱除去機能喪失 （取水機能が喪失した場合）	1		—	—	2	3
	②-4-2	崩壊熱除去機能喪失 （残留熱除去系が故障した場合）	—		—	—	—	—
	②-5	原子炉停止機能喪失	—		—	—	—	—
	②-6	LOCA 時注水機能喪失	—		—	—	—	—
②-7	格納容器バイパス （インターフェイスシステム LOCA）	1		—	—	1	2	
運転中の原子炉における重大事故	③-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） 残留熱代替除去系を使用する場合	1		—	—	2	3
	③-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） 残留熱代替除去系を使用しない場合	1		—	—	2	3
	③-2	高圧溶融物放出 ／格納容器雰囲気直接加熱	1		—	—	1	2
	③-3	原子炉圧力容器外の 溶融燃料－冷却材相互作用	—		—	—	—	—
	③-4	水素燃焼	—		—	—	—	—
燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故	④-1	想定事故 1	—		—	—	—	—
	④-2	想定事故 2	—		—	—	—	—
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	⑤-1	崩壊熱除去機能喪失	1		—	—	1	2
	⑤-2	全交流動力電源喪失	1		—	—	3	4
	⑤-3	原子炉冷却材の流出	1		—	—	1	2
	⑤-4	反応度の誤投入	—		—	—	—	—
必要数量								4

○ 無線通信設備（固定型）及び無線通信設備（携帯型）

無線通信設備（固定型）は、中央制御室に2台及び緊急時対策所に5台を設置する。また、無線通信設備（携帯型）は、緊急時対策所に10台（予備10台を除く）を保管することで、各重大事故シーケンスで使用する必要台数（下表）以上を設置又は保管する設計とする。

各重要事故シーケンス		使用場所	屋内（緊急時対策所及び中央制御室）	屋外
			無線通信設備（固定型）	無線通信設備（携帯型）
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	②-1	高圧・低圧注水機能喪失	2	2
	②-2	高圧注水・減圧機能喪失	2	—
	②-3-1	全交流動力電源喪失（長期 TB）	2	2
	②-3-2	全交流動力電源喪失（TBU）	2	2
	②-3-3	全交流動力電源喪失（TBD）	2	2
	②-3-4	全交流動力電源喪失（TBP）	2	2
	②-4-1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	2	3
	②-4-2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	2	2
	②-5	原子炉停止機能喪失	2	—
	②-6	LOCA 時注水機能喪失	2	2
②-7	格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	2	—	
運転中の原子炉における重大事故	③-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 残留熱代替除去系を使用する場合	2	5
	③-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 残留熱代替除去系を使用しない場合	2	2
	③-2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	2	5
	③-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	2	—
	③-4	水素燃焼	2	—
③-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	2	—	
燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故	④-1	想定事故 1	2	2
	④-2	想定事故 2	2	2
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	⑤-1	崩壊熱除去機能喪失	2	—
	⑤-2	全交流動力電源喪失	2	4
	⑤-3	原子炉冷却材の流出	2	—
	⑤-4	反応度の誤投入	2	—
必要数量			2	5

注：無線通信設備のほか、衛星電話設備も使用可能であり、衛星電話設備（固定型）は、中央制御室に2台及び緊急時対策所に5台設置している。また、衛星電話設備（携帯型）は、緊急時対策所に10台保管している。



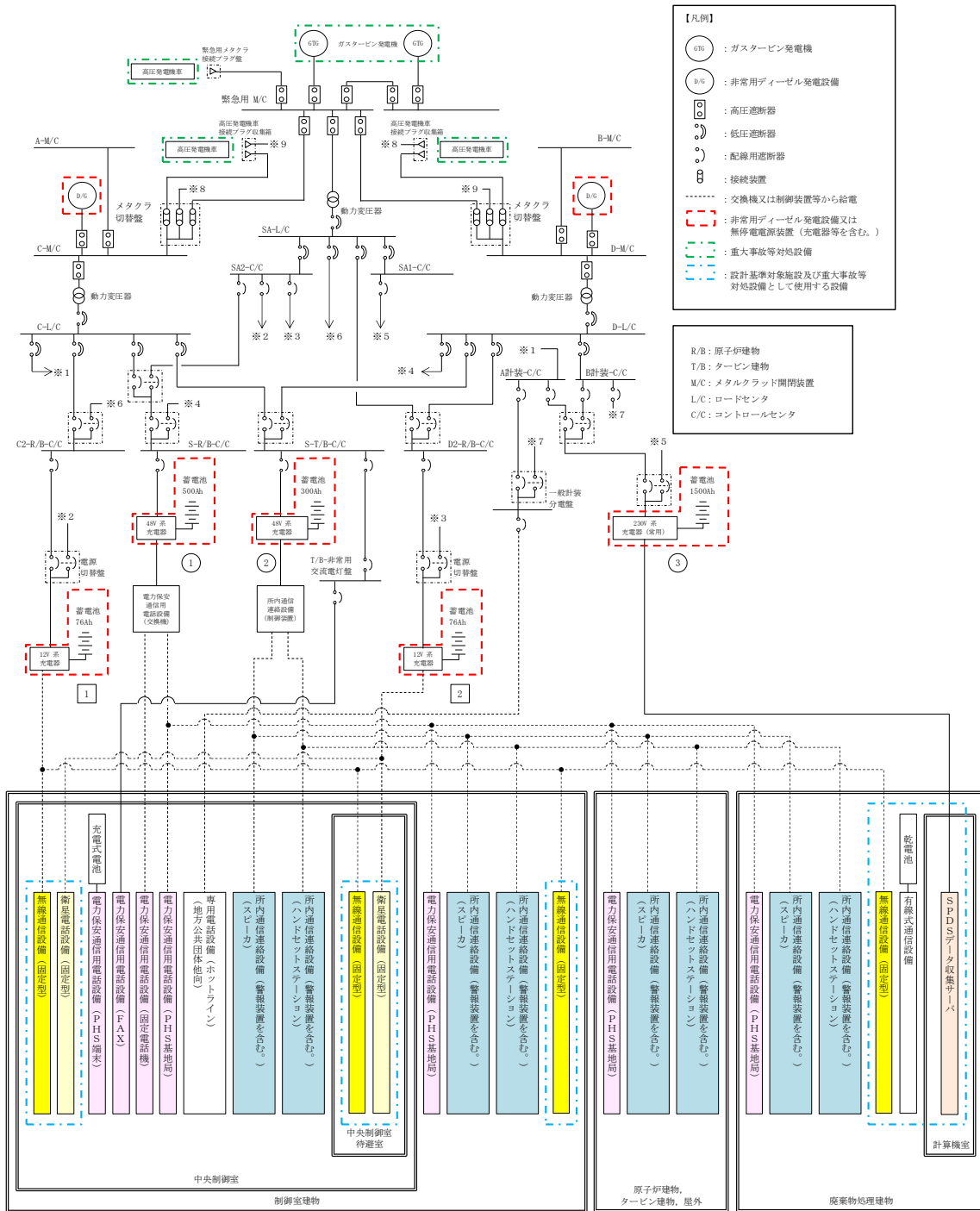
5. 通信連絡設備が接続する無停電電源の仕様

○ 別図に示す通信連絡設備が接続する無停電電源（交流）①～③の仕様は下表のとおり。

無停電電源	給電が必要な通信連絡設備	容量	停電補償時間
①	(中央制御室等) ・無線通信設備（固定型）	76Ah	24 時間
②	(中央制御室等) ・衛星電話設備（固定型）	76Ah	24 時間
③	(緊急時対策所) ・衛星電話設備（固定型） ・無線通信設備（固定型） ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P－電話機及び I P－F A X）	1000Ah	1 時間

○ 別図に示す通信連絡設備が接続する無停電電源（直流）①～⑤の仕様は下表のとおり。

無停電電源	給電が必要な通信連絡設備	容量	停電補償時間
①	(中央制御室等) ・電力保安通信用電話設備 (固定電話機，PHS 基地局)	500Ah	20 時間
②	(中央制御室等) ・所内通信連絡設備（警報装置を含む。） (ハンドセットステーション，スピーカ)	300Ah	17 時間
③	(廃棄物処理建物) ・S P D S データ収集サーバ	1500Ah	70 分
④	(緊急時対策所) ・電力保安通信用電話設備 (固定電話機，PHS 基地局)	1000Ah	7 時間
⑤	(緊急時対策所) ・電力保安通信用電話設備 (固定電話機，PHS 基地局)	1000Ah	8 時間



別図 通信連絡設備の電源概略構成図 (1/2)



## 6. データ伝送設備のパラメータ

重大事故等の対処に必要なパラメータは、耐震性のある重大事故操作盤等からプラントパラメータを直接、SPDSデータ収集サーバに収集し、伝送することにより耐震性を確保する設計とする。

なお、重大事故等の対処に必要なパラメータは、基準規則等への適合に必要なパラメータが対象となる。

SPDSデータ表示装置にて確認できるパラメータを次ページに示す。

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (1/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性
炉心反応度の状態確認	APRM (平均値)	○	○	—	○	×
	平均出力領域計装 CH1	○	—	○	○	○
	平均出力領域計装 CH2	○	—	○	○	○
	平均出力領域計装 CH3	○	—	○	○	○
	平均出力領域計装 CH4	○	—	○	○	○
	平均出力領域計装 CH5	○	—	○	○	○
	平均出力領域計装 CH6	○	—	○	○	○
	中性子源領域計装 CH21	○	○	○	○	○
	中性子源領域計装 CH22	○	○	○	○	○
	中性子源領域計装 CH23	○	○	○	○	○
	中性子源領域計装 CH24	○	○	○	○	○
	IRMレベル CH11	○	○	○	○	○
	IRMレベル CH12	○	○	○	○	○
	IRMレベル CH13	○	○	○	○	○
	IRMレベル CH14	○	○	○	○	○
	IRMレベル CH15	○	○	○	○	○
	IRMレベル CH16	○	○	○	○	○
	IRMレベル CH17	○	○	○	○	○
IRMレベル CH18	○	○	○	○	○	

注記\*1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）、第五十八条（計装設備）、第六十条（監視測定設備）  
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等）、1.15（事故時の計装に関する手順等）、1.17（監視測定等に関する手順等）

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (2/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力	○	○	—	○	×
	A-原子炉圧力	○	—	○	○	○
	B-原子炉圧力	○	—	○	○	○
	原子炉圧力 (SA)	○	—	○	○	○
	原子炉水位 (広帯域)	○	○	—	○	×
	A-原子炉水位 (広帯域)	○	—	○	○	○
	B-原子炉水位 (広帯域)	○	—	○	○	○
	原子炉水位 (燃料域)	○	○	—	○	×
	A-原子炉水位 (燃料域)	○	—	○	○	○
	B-原子炉水位 (燃料域)	○	—	○	○	○
	原子炉水位 (狭帯域)	○	○	—	○	×
	原子炉水位 (SA)	○	—	○	○	○
	A SR弁 開	○	○	—	○	×
	B SR弁 開	○	○	—	○	×
	C SR弁 開	○	○	—	○	×
	D SR弁 開	○	○	—	○	×
	E SR弁 開	○	○	—	○	×
	F SR弁 開	○	○	—	○	×
	G SR弁 開	○	○	—	○	×
	H SR弁 開	○	○	—	○	×
J SR弁 開	○	○	—	○	×	
K SR弁 開	○	○	—	○	×	
L SR弁 開	○	○	—	○	×	
M SR弁 開	○	○	—	○	×	

注記\*1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。  
原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)  
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故時の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (3/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性	
炉心冷却の状態確認	高压炉心スプレイポンプ出口流量	○	○	○	○	○	
	高压炉心スプレイポンプ出口圧力	○	—	○	○	○	
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	○	○	○	○	○	
	低压炉心スプレイポンプ出口圧力	○	—	○	○	○	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	○	○	○	○	○	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	○	—	○	○	○	
	高压原子炉代替注水流量	○	—	○	○	○	
	A-残留熱除去ポンプ出口流量	○	○	○	○	○	
	B-残留熱除去ポンプ出口流量	○	○	○	○	○	
	C-残留熱除去ポンプ出口流量	○	○	○	○	○	
	A-残留熱除去ポンプ出口圧力	○	—	○	○	○	
	B-残留熱除去ポンプ出口圧力	○	—	○	○	○	
	C-残留熱除去ポンプ出口圧力	○	—	○	○	○	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	○	—	○	○	○	
	A-残留熱除去系熱交換器入口温度	○	—	○	○	○	
	B-残留熱除去系熱交換器入口温度	○	—	○	○	○	
	A-残留熱除去系熱交換器出口温度	○	—	○	○	○	
	B-残留熱除去系熱交換器出口温度	○	—	○	○	○	
	A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量	○	—	○	○	○	
	B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量	○	—	○	○	○	
	6.9KV系統電圧 (A)	○	○	○	—	○	×
	6.9KV系統電圧 (B)	○	○	○	—	○	×
	6.9KV系統電圧 (C)	○	○	○	—	○	×
	6.9KV系統電圧 (D)	○	○	○	—	○	×
	6.9KV系統電圧 (HPCS)	○	○	○	—	○	×

注記\*1：ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2：選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）、第五十八条（計装設備）、第六十条（監視測定設備）  
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等）、1.15（事故時の計装に関する手順等）、1.17（監視測定等に関する手順等）

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (4/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性
炉心冷却の状態確認	A-D/G受電しゃ断器閉	○	○	—	○	×
	B-D/G受電しゃ断器閉	○	○	—	○	×
	A-原子炉圧力容器温度 (SA)	○	—	○	○	○
	B-原子炉圧力容器温度 (SA)	○	—	○	○	○
	A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	○	—	○	○	○
	B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	○	—	○	○	○
	A-低圧原子炉代替注水流量	○	—	○	○	○
	B-低圧原子炉代替注水流量	○	—	○	○	○
	A-低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	○	—	○	○	○
	B-低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	○	—	○	○	○
	低圧原子炉代替注水槽水位	○	—	○	○	○
	HPCS-D/G受電しゃ断器閉	○	○	—	○	×
	緊急用M/C電圧	○	○	—	○	×
	SA-L/C電圧	○	○	—	○	×
	A-再循環ポンプ入口温度	○	○	—	○	×
	B-再循環ポンプ入口温度	○	○	—	○	×
原子炉格納容器内の 状態確認	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	○	○	○	○	○
	B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	○	○	○	○	○
	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ)	○	○	○	○	○
	B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッションチェンバ)	○	○	○	○	○
	ドライウエル圧力 (広域)	○	○	—	○	×
	A-ドライウエル圧力 (SA)	○	—	○	○	○
	B-ドライウエル圧力 (SA)	○	—	○	○	○

注記\*1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直ししていく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)  
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故時の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)



○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (5/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性
原子炉格納容器内の 状態確認	A-サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	○	—	○	○	○
	B-サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	○	—	○	○	○
	サブプレッションプール水位	○	○	—	○	×
	サブプレッションプール水位 (SA)	○	—	○	○	○
	A-サブプレッションチェンバ温度 (SA)	○	—	○	○	○
	B-サブプレッションチェンバ温度 (SA)	○	—	○	○	○
	サブプレッションプール水温度 (MAX)	○	○	—	○	×
	A-サブプレッションプール水温度 (SA)	○	—	○	○	○
	B-サブプレッションプール水温度 (SA)	○	—	○	○	○
	A-格納容器水素濃度	○	○	—	○	×
	B-格納容器水素濃度	○	○	○	○	○
	格納容器水素濃度 (SA)	○	—	○	○	○
	A-格納容器酸素濃度	○	○	—	○	×
	B-格納容器酸素濃度	○	○	○	○	○
	格納容器酸素濃度 (SA)	○	—	○	○	○
	A-CAMSドライウエル選択	○	○	—	○	×
	B-CAMSドライウエル選択	○	○	—	○	×
	ドライウエル温度 (トップヘッド部)	○	—	○	○	○
	A-ドライウエル温度 (SA) (上部)	○	—	○	○	○
	B-ドライウエル温度 (SA) (上部)	○	—	○	○	○
	A-ドライウエル温度 (SA) (中部)	○	—	○	○	○
	B-ドライウエル温度 (SA) (中部)	○	—	○	○	○
	A-ドライウエル温度 (SA) (下部)	○	—	○	○	○
	B-ドライウエル温度 (SA) (下部)	○	—	○	○	○

注記\*1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)  
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故時の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (6/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性
原子炉格納容器内の 状態確認	ベデスタル水位 (コリウムシールド上表面 +0.1m)	○	—	○	○	○
	ベデスタル水位 (コリウムシールド上表面 +1.2m)	○	—	○	○	○
	A-ベデスタル水位 (コリウムシールド上表面 +2.4m)	○	—	○	○	○
	B-ベデスタル水位 (コリウムシールド上表面 +2.4m)	○	—	○	○	○
	代替注水流量 (常設)	○	—	○	○	○
	A-格納容器代替スプレイ流量	○	—	○	○	○
	B-格納容器代替スプレイ流量	○	—	○	○	○
	A-ベデスタル代替注水流量	○	—	○	○	○
	B-ベデスタル代替注水流量	○	—	○	○	○
	A-ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	○	—	○	○	○
	B-ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	○	—	○	○	○
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	○	—	○	○	○
	A-ベデスタル温度 (SA)	○	—	○	○	○
	B-ベデスタル温度 (SA)	○	—	○	○	○
	A-ベデスタル水温度 (SA)	○	—	○	○	○
	B-ベデスタル水温度 (SA)	○	—	○	○	○
	A-残留熱代替除去ポンプ出口圧力	○	—	○	○	○
	B-残留熱代替除去ポンプ出口圧力	○	—	○	○	○
ドライウエル水位 (格納容器底面 - 3m)	○	—	○	○	○	
ドライウエル水位 (格納容器底面 - 1m)	○	—	○	○	○	
ドライウエル水位 (格納容器底面 +0.9m)	○	—	○	○	○	
放射能隔離の状態確認	排気筒高レンジモニタ	○	○	—	○	×
	排気筒低レンジモニタ (A c h)	○	○	—	○	×
	排気筒低レンジモニタ (B c h)	○	○	—	○	×

注記\*1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)  
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故時の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (7/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性
放射能隔離の状態確認	主蒸気管放射線異常高トリップA1	○	○	—	○	×
	主蒸気管放射線異常高トリップB1	○	○	—	○	×
	主蒸気管放射線異常高トリップA2	○	○	—	○	×
	主蒸気管放射線異常高トリップB2	○	○	—	○	×
	格納容器内側隔離	○	○	—	○	×
	格納容器外側隔離	○	○	—	○	×
	A-主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	—	○	×
	B-主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	—	○	×
	C-主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	—	○	×
	D-主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	—	○	×
	A-主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	—	○	×
	B-主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	—	○	×
	C-主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	—	○	×
	D-主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	—	○	×
環境の状態確認	A-SGT自動起動	○	○	—	○	×
	B-SGT自動起動	○	○	—	○	×
	SGTS高レンジモニタ	○	○	—	○	×
	SGTS低レンジモニタ (A c h)	○	○	—	○	×
	SGTS低レンジモニタ (B c h)	○	○	—	○	×
	放水路水モニタ	○	○	—	○	×

注記\*1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直ししていく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）、第五十八条（計装設備）、第六十条（監視測定設備）  
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等）、1.15（事故時の計装に関する手順等）、1.17（監視測定等に関する手順等）

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (8/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性
環境の状態確認	モニタリングポスト# 1 H	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 2 H	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 3 H	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 4 H	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 5 H	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 6 H	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 1 L (10分間平均)	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 2 L (10分間平均)	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 3 L (10分間平均)	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 4 L (10分間平均)	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 5 L (10分間平均)	○	○	—	—*3	×
	モニタリングポスト# 6 L (10分間平均)	○	○	—	—*3	×
	風向 (28.5m-U)	○	○	—	○	×
	風向 (130M-D, 10分間平均風向)	○	○	—	○	×
	風速 (28.5m-U)	○	○	—	○	×
	風速 (130M-D, 10分間平均風速)	○	○	—	○	×
	大気安定度 (10分間平均)	○	○	—	○	×
	可搬式モニタリングポストNo.1	○	—	○	—*3	○
	可搬式モニタリングポストNo.2	○	—	○	—*3	○
	可搬式モニタリングポストNo.3	○	—	○	—*3	○
	可搬式モニタリングポストNo.4	○	—	○	—*3	○
	可搬式モニタリングポストNo.5	○	—	○	—*3	○
	可搬式モニタリングポストNo.6	○	—	○	—*3	○

注記\*1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直ししていく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）、第五十八条（計装設備）、第六十条（監視測定設備）  
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等）、1.15（事故時の計装に関する手順等）、1.17（監視測定等に関する手順等）

\*3: バックアップ伝送ラインを経由せず、モニタリングポストは無線回線、その他は衛星回線により緊急時対策所へ伝送し、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置へ接続される。測定値はSPDSデータ表示装置で監視できる。

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (9/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性
環境の状態確認	可搬式モニタリングポストNo.7	○	—	○	—*3	○
	可搬式モニタリングポストNo.8	○	—	○	—*3	○
	可搬式モニタリングポストNo.9	○	—	○	—*3	○
	可搬式モニタリングポストNo.10	○	—	○	—*3	○
	可搬式モニタリングポストNo.11	○	—	○	—*3	○
	可搬式モニタリングポストNo.12	○	—	○	—*3	○
	風向(可搬)	○	—	○	—*3	○
	風速(可搬)	○	—	○	—*3	○
	大気安定度(可搬)	○	—	○	—*3	○
非常用炉心冷却系 (ECCS)の状態等 確認	A-ADS作動	○	○	—	○	×
	B-ADS作動	○	○	—	○	×
	R C I Cポンプ作動	○	○	—	○	×
	H P C Sポンプ作動	○	○	—	○	×
	A-RHRポンプ作動	○	○	—	○	×
	B-RHRポンプ作動	○	○	—	○	×
	C-RHRポンプ作動	○	○	—	○	×
	RHR MV222-4A 全閉	○	○	—	○	×
	RHR MV222-4B 全閉	○	○	—	○	×
	RHR MV222-5A 全閉	○	○	—	○	×
	RHR MV222-5B 全閉	○	○	—	○	×
	RHR MV222-5C 全閉	○	○	—	○	×
	全制御棒全挿入	○	○	—	○	×

注記\*1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。  
原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条(計装設備)、第六十条(監視測定設備)  
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15(事故時の計装に関する手順等)、1.17(監視測定等に関する手順等)

\*3: バックアップ伝送ラインを経由せず、モニタリングポストは無線回線、その他は衛星回線により緊急時対策所へ伝送し、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置へ接続される。測定値はSPDSデータ表示装置で監視できる。

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (10/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERS S伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性
非常用炉心冷却系 (ECCS)の状態等 確認	A-給水流量	○	○	-	○	×
	B-給水流量	○	○	-	○	×
	LPCSポンプ作動	○	○	-	○	×
	モードSW運転	○	○	-	○	×
燃料プールの状態確認	燃料プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端+6710 mm)	○*3	-	○	○	○
	燃料プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端+5800 mm)	○*3	-	○	○	○
	燃料プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端+4500 mm)	○*3	-	○	○	○
	燃料プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端+2000 mm)	○*3	-	○	○	○
	燃料プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端レベル)	○*3	-	○	○	○
	燃料プール水位・温度 (SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端-1000 mm)	○*3	-	○	○	○
	燃料プール水位・温度 (SA) (燃料プール温度)	○	-	○	○	○
	燃料プール水位 (SA)	○	-	○	○	○
	燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ) (SA)	○	-	○	○	○
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ) (SA)	○	-	○	○	○
水素爆発による原子炉格 納容器の破損防止確認	第1ベントフィルタ出口水素濃度	○	-	○	○	○
	A-第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)	○	-	○	○	○
	B-第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ)	○	-	○	○	○
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)	○	-	○	○	○
	A-スクラバ容器圧力	○	-	○	○	○
B-スクラバ容器圧力	○	-	○	○	○	

注記\*1: ERS S伝送パラメータは既設SPDSのERS S伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERS Sへ伝送する。

原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)  
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故時の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)

\*3: 水位判定結果のみ。

○ SPDSデータ表示装置で確認できるプラントパラメータ (11/11)

目的	対象パラメータ	緊急時対策所への パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への 適合に必要な 主要パラメータ*2	バックアップ 対象パラメータ	耐震性
水素爆発による原子炉格 納容器の破損防止確認	C-スクラバ容器圧力	○	—	○	○	○
	D-スクラバ容器圧力	○	—	○	○	○
	A1-スクラバ容器水位	○	—	○	○	○
	A2-スクラバ容器水位	○	—	○	○	○
	B1-スクラバ容器水位	○	—	○	○	○
	B2-スクラバ容器水位	○	—	○	○	○
	C1-スクラバ容器水位	○	—	○	○	○
	C2-スクラバ容器水位	○	—	○	○	○
	D1-スクラバ容器水位	○	—	○	○	○
	D2-スクラバ容器水位	○	—	○	○	○
	A-スクラバ容器温度	○	—	○	○	○
	B-スクラバ容器温度	○	—	○	○	○
	C-スクラバ容器温度	○	—	○	○	○
	D-スクラバ容器温度	○	—	○	○	○
水素爆発による原子炉建 物の損傷防止確認	A-原子炉建物水素濃度 (燃料取替階)	○	—	○	○	○
	B-原子炉建物水素濃度 (燃料取替階)	○	—	○	○	○
	原子炉建物水素濃度 (非常用ガス処理系吸込口)	○	—	○	○	○
	原子炉建物水素濃度 (所員用エアロック室)	○	—	○	○	○
	原子炉建物水素濃度 (SRV補修室)	○	—	○	○	○
	原子炉建物水素濃度 (CRD補修室)	○	—	○	○	○
	原子炉建物水素濃度 (トーラス室)	○	—	○	○	○
	D-静的触媒式水素処理装置入口温度	○	—	○	○	○
	D-静的触媒式水素処理装置出口温度	○	—	○	○	○
	S-静的触媒式水素処理装置入口温度	○	—	○	○	○
	S-静的触媒式水素処理装置出口温度	○	—	○	○	○

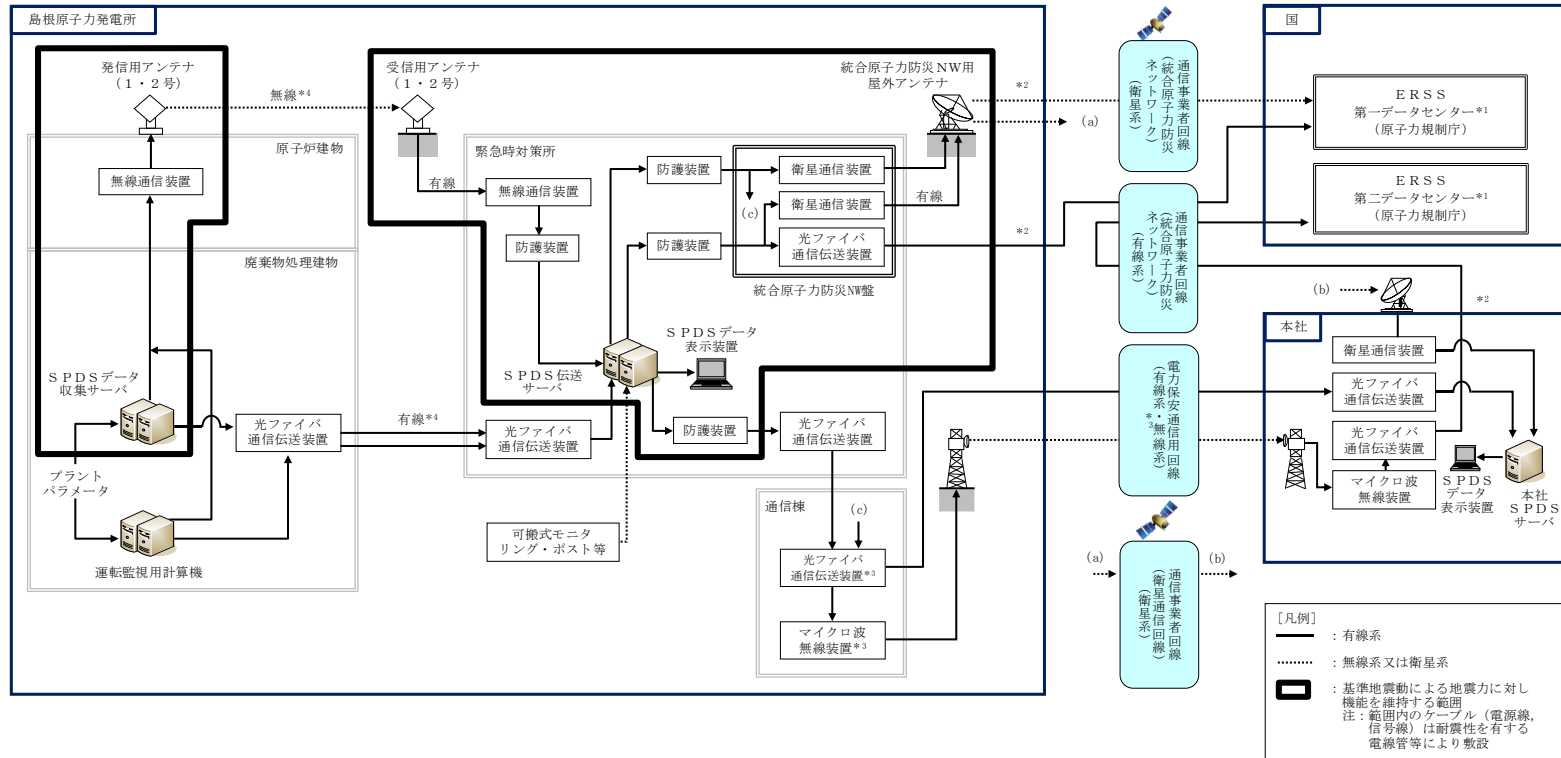
注記\*1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。  
原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*2: 選定パラメータについては、以下の規則及び審査基準から選定する。

「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」第五十四条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)、第五十八条 (計装設備)、第六十条 (監視測定設備)  
「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料、1.11 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等)、1.15 (事故時の計装に関する手順等)、1.17 (監視測定等に関する手順等)

## 7. 安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備の範囲

安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備の範囲並びにバックアップ対象パラメータを送送するバックアップ伝送ライン及び可搬式モニタリングポスト等の衛星系回線を下図に示す。



注記\*1：国の緊急時対策支援システム。緊急時対策所のSPDS伝送サーバから第一データセンターへ、緊急時対策所のSPDS伝送サーバから本社経由で第二データセンターへ伝送する。

\*2：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国所掌のERSSとなる。

\*3：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は一般送配電事業者所掌となる。

\*4：安全パラメータ表示システム（SPDS）の伝送系は通常時、有線系回線2ルートと無線系回線にてデータ伝送し、有線系回線からのデータを採用しているが、万一有線系回線が切断された場合には、無線系回線から伝送されるデータを採用することで、継続して指示値を緊急時対策所で監視及び保存できる。有線系回線と無線系回線は相互に依存せず、有線系回線2ルートによる伝送が途絶しても無線系回線のみで、その後長期間継続して伝送できる設計とすることで、多様性を有した設計とする。



#### 8. 無線通信設備の使用可能範囲と使用範囲

設計基準事故及び重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所と中央制御室、緊急時対策所と現場（屋外）との間で、無線通信設備を使用して相互に通信連絡を行う。

現場（屋外）は緊急時対策所より半径約 1.5km 以内にあることから、無線通信設備の機能として、4km の通話が可能な仕様を選定している。また、発電所構内には建物や樹木等による障害物が存在していることから、通話が必要となる現場において通話可能であることを下図のとおり確認している。



島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-010 改14
提出年月日	2023年6月29日

補足-010 工事計画に係る補足説明資料  
(放射線管理施設)

2023年6月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付書類名	補足説明資料（内容）	備考
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	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. プロセスモニタリング設備</li> <li>2. エリアモニタリング設備</li> <li>3. 固定式周辺モニタリング設備</li> <li>4. 移動式周辺モニタリング設備</li> <li>5. 気象観測設備</li> </ol>	
2	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	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 出入管理設備</li> <li>2. 環境試料分析装置及び環境放射能測定装置</li> </ol>	
3	中央制御室の居住性に関する説明書	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 内規との適合性について</li> <li>2. 設計基準事故時(原子炉冷却材喪失)の中央制御室の居住性に係る被ばく評価における原子炉格納容器漏えい率について</li> <li>3. 設計基準事故時(原子炉冷却材喪失)の中央制御室の居住性に係る被ばく評価における ECCS 再循環系からの漏えいの考慮について</li> <li>4. 設計基準事故時(主蒸気管破断)の中央制御室の居住性に係る被ばく評価における燃料棒からの追加放出量について</li> <li>5. 居住性評価に用いた気象資料の代表性について</li> <li>6. 空気流入率測定試験結果及び差圧測定試験結果について</li> <li>7. 審査ガイドへの適合状況</li> <li>8. 事象選定の考え方について</li> <li>9. 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間について</li> <li>10. 実効放出継続時間の設定について</li> <li>11. 被ばく評価に用いる大気拡散評価について</li> <li>12. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における大気中への放出放射エネルギーの推移について</li> </ol>	

資料 No.	添付書類名	補足説明資料（内容）	備考
3	中央制御室の居住性に関する説明書	13. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器漏えい率について	
		14. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器内での除去効果について	
		15. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について	
		16. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価におけるサプレッションプールでのスクラビングによる除去効果(無機よう素)について	
		17. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について	
		18. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価におけるよう素の化学形態の設定について	
		19. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における NUREG-1465 を用いた評価と M A A P 解析での評価の比較について	
		20. 待避時間の設定根拠について	
		21. 中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ保持容量及び吸着容量について	
		22. 中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ内放射性物質からの被ばくについて	
		23. 全面マスクによる防護係数について	
24. エアロゾル粒子の乾性沈着速度について			

資料 No.	添付書類名	補足説明資料（内容）	備考
3	中央制御室の居住性に関する説明書	25. 地表面への沈着速度の設定について 26. 有機よう素の乾性沈着速度について 27. 遮蔽モデル上でのブローアウトパネルの扱いと影響評価 28. 中央制御室に保管する飲食料等について 29. 重大事故等時の一次遮蔽の熱除去の評価について 30. 入退域時の評価点の選定方法について	
4	屋外配管ダクト（ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）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	1. 線源とする配管の距離等について 2. 放射能濃度，線量率評価の詳細について 3. 配管サイズ等の仕様表の系統について	

別紙 工認添付書類と設置許可まとめ資料との関係

工認添付書類と設置許可まとめ資料との関係  
 (工事計画に係る補足説明資料 (放射線管理施設))

工認添付資料	設置許可まとめ資料			引用内容
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	SA	第 59 条	原子炉制御室	資料の一部を引用
	SA	第 61 条	緊急時対策所	資料の一部を引用
中央制御室の居住性に関する説明書	DB	第 26 条	原子炉制御室等	資料の一部を引用
	SA	第 59 条	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	資料を概ね引用
屋外配管ダクト (ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物) 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	—	—	—	—

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に係る補足説明資料

## 目 次

1. プロセスモニタリング設備	1
1.1 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッションチェンバ）	1
1.2 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）	7
2. エリアモニタリング設備	11
2.1 可搬式エリア放射線モニタ	11
2.1.1 緊急時対策所加圧設備に係る判断基準の検討について	11
2.1.2 緊急時対策所エリアモニタの設備の概要	15
2.2 燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）	16
2.2.1 想定事故	19
2.2.2 有効性評価における水位及び線量率について	19
2.2.3 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下する事故における線量当量率	21
3. 固定式周辺モニタリング設備	30
3.1 モニタリングポスト	30
3.1.1 モニタリングポストの配置、計測範囲及び警報動作範囲	30
3.1.2 モニタリングポストの電源	32
3.1.3 モニタリングポストの伝送	34
4. 移動式周辺モニタリング設備	35
4.1 可搬式モニタリングポスト	35
4.1.1 モニタリングポストの代替測定装置	35
4.1.2 放射能放出率の算出	38
4.1.3 可搬式モニタリングポストの計測範囲	41
4.2 可搬型放射能測定装置等	42
5. 気象観測設備	45
5.1 可搬式気象観測装置	45



## 1. プロセスモニタリング設備

### 1.1 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッションチェンバ）《DB/SA 兼用》

格納容器雰囲気放射線モニタは、ドライウエル、サブプレッションチェンバにそれぞれ2個ずつ配置することで位置的分散を図るとともに独立した回路で構成している。

格納容器雰囲気放射線モニタは、計測制御用電源設備から給電する。外部電源が喪失した場合には、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電設備、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から給電が可能である。

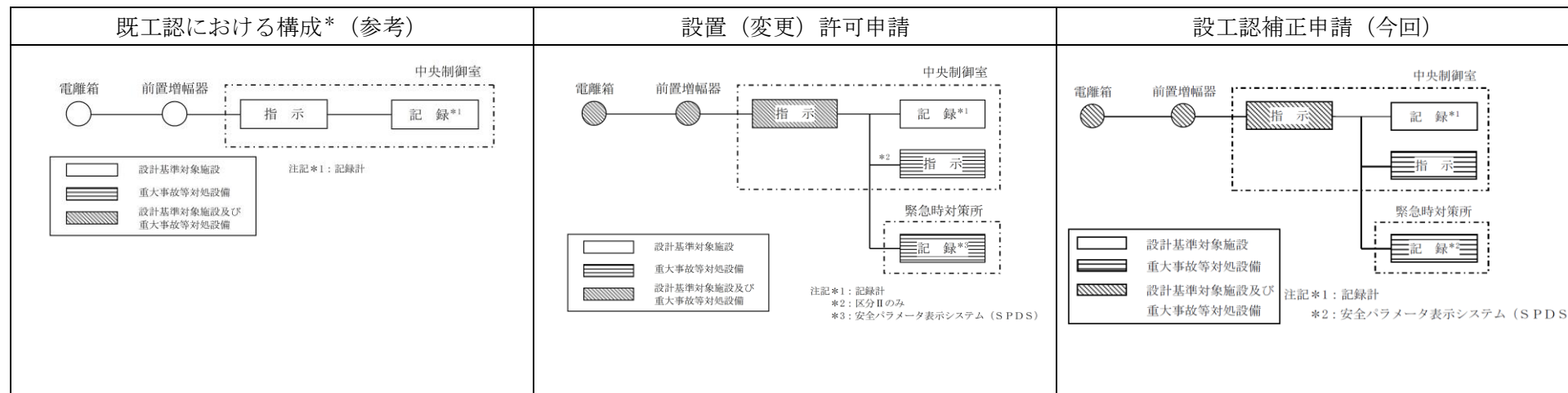
#### 【放射線管理用計測装置の計測範囲】

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	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（放射能障壁の健全性の把握）*」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 (サブプレッションチェンバ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	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（放射能障壁の健全性の把握）*」を満足するように設定する。

注記\*：「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」別表において、格納容器エリア放射線量率を計測対象とする放射線計測系の測定上限値は  $10^5 \text{Sv/h}$  と定められている。

【設置（変更）許可申請における審査資料からの変更（1/2）】

格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）



2

<変更点>

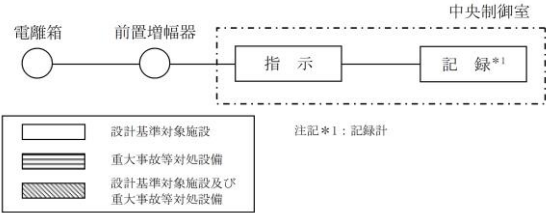
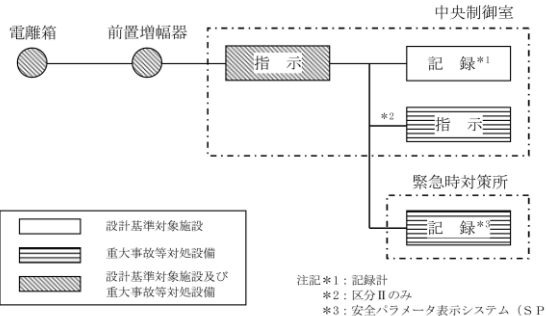
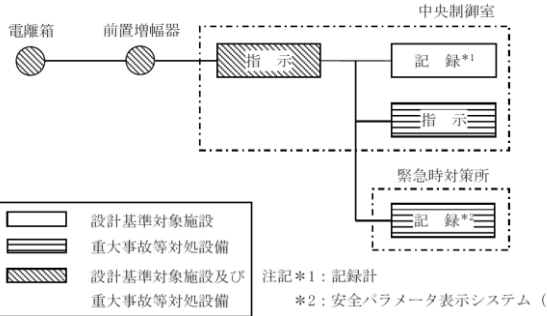
設置（変更）許可申請における審査資料では、重大事故等時の格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）を監視するため、区分Ⅱのみ重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤に設けることとしていた。今回の設工認補正申請では設計統一の観点から行なった設計進捗を反映し、区分Ⅰについても区分Ⅱと同様に重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤に設ける構成に見直している。

設計基準対象施設としての指示機能は、重大事故等対処設備として兼用する設計基準対象施設のその他制御盤（プロセス放射線モニタ系）の指示計により監視ができるため、本変更による設計基準対象施設としての構成に既工認からの変更は生じない。

注記\*：既工認では概略構成図は記載していないため、記載内容は設計図書による。

【設置（変更）許可申請における審査資料からの変更（2/2）】

格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）

既工認における構成*（参考）	設置（変更）許可申請	設工認補正申請（今回）
 <p>注記*1：記録計</p>	 <p>注記*1：記録計 *2：区分Ⅱのみ *3：安全パラメータ表示システム（SPDS）</p>	 <p>注記*1：記録計 *2：安全パラメータ表示システム（SPDS）</p>

3

<変更点>

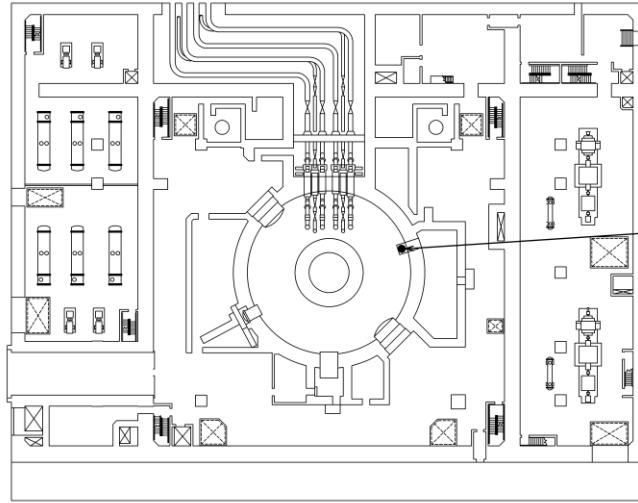
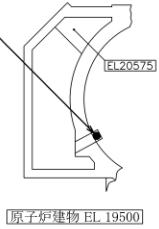
設置（変更）許可申請における審査資料では、重大事故等時の格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ）を監視するため、区分Ⅱのみ重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤に設けることとしていた。今回の設工認補正申請では設計統一の観点から行なった設計進捗を反映し、区分Ⅰについても区分Ⅱと同様に重大事故等対処設備の指示計を重大事故操作盤に設ける構成に見直している。

設計基準対象施設としての指示機能は、重大事故等対処設備として兼用する設計基準対象施設のその他制御盤（プロセス放射線モニタ系）の指示計により監視ができるため、本変更による設計基準対象施設としての構成に既工認からの変更は生じない。

注記\*：既工認では概略構成図は記載していないため、記載内容は設計図書による。

【格納容器雰囲気放射線モニタの配置図】

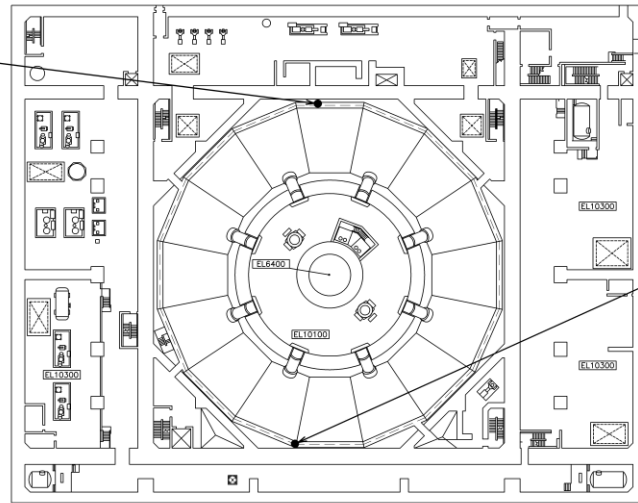
格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル)  
(RE295-25B)



格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル)  
(RE295-25A)

原子炉建物 EL.15300

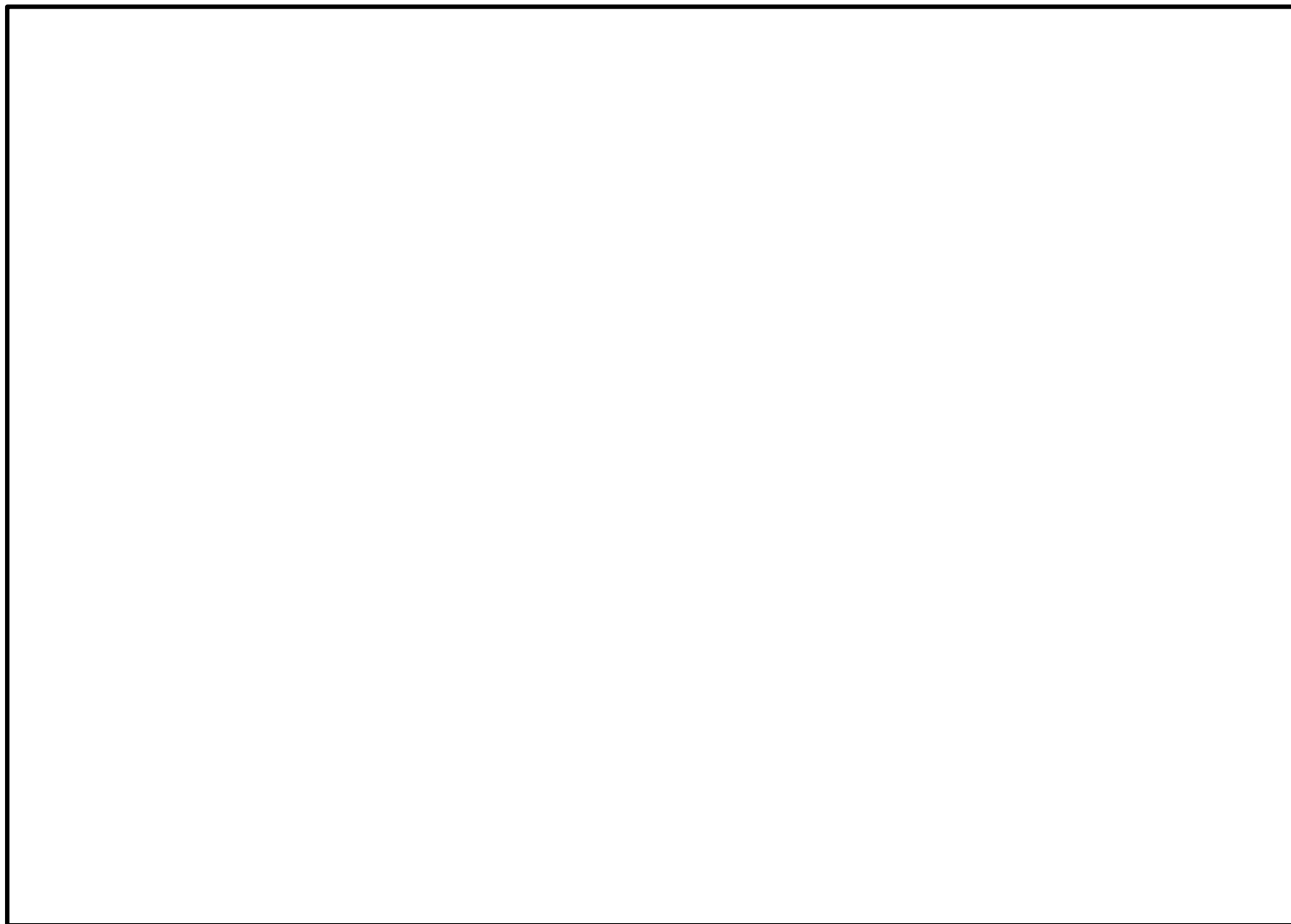
格納容器雰囲気放射線モニタ(サプレッションチェンバ)  
(RE295-26A)



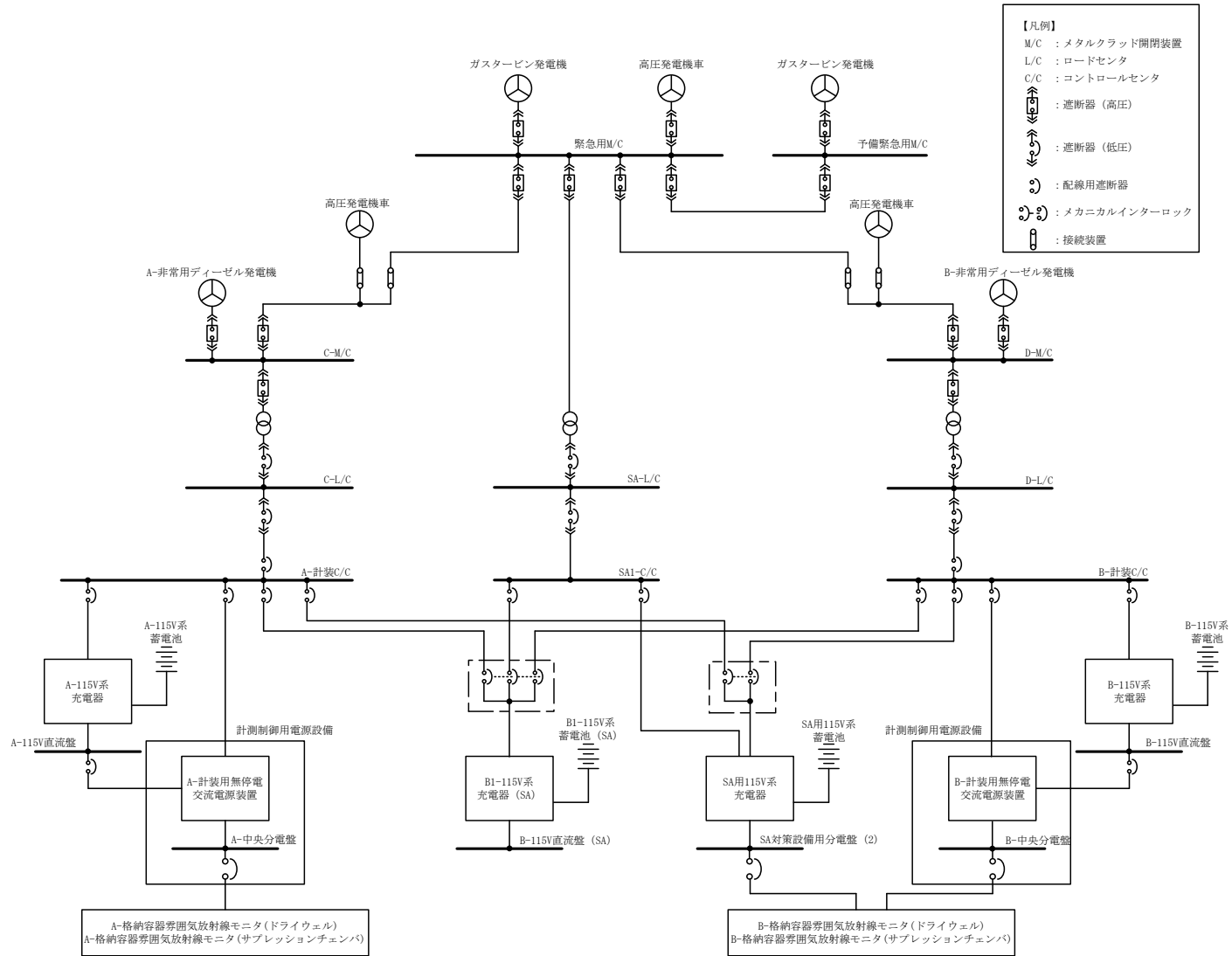
格納容器雰囲気放射線モニタ(サプレッションチェンバ)  
(RE295-26B)

原子炉建物 EL.8800

【格納容器雰囲気放射線モニタの位置関係】



【格納容器雰囲気放射線モニタの電源構成概略図】



1.2 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）《SA》

第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）は、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電が可能である。

【放射線管理用計測装置の計測範囲】

名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大線量当量率*1（約 $6.5 \times 10^{-2} \text{mSv/h}^{*2}$ ）を計測できる範囲として設定する。 計測上限値は、重大事故等時における計測に対して第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（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。
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大線量当量率*1（約 $1.6 \times 10^1 \text{Sv/h}^{*3}$ ）を計測できる範囲として設定する。 計測下限値は、重大事故等時における計測に対して第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）の計測上限値とオーバーラップするよう設定する。

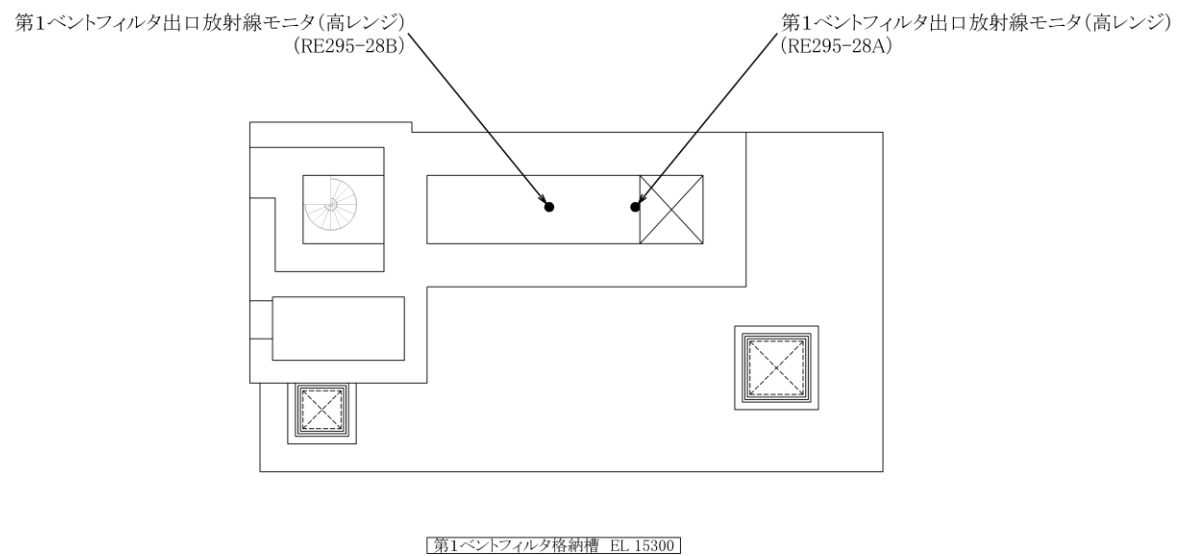
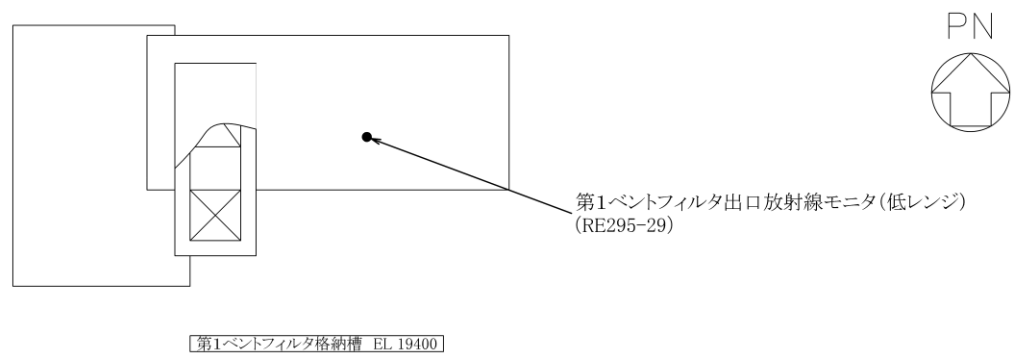
注記\*1：「線量当量（単位：Sv）」は放射線の生物学的効果を表す量であり、「線量当量率（単位：Sv/h）」は時間あたりの線量当量の変化量を示す。ここで、放射線量率を放射線モニタ等で計測した数値または計算プログラムを用いて計測値を模擬した値に関しては、本文中でそれと分かるように「線量当量率」と記載している。

\*2：炉心が損傷していない場合に格納容器ベントを実施する必要がある事故シーケンスとしては、原子炉停止から約30時間後に格納容器ベントを実施する「高圧・低圧注水機能喪失」及び「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」並びに約27時間後に実施する「LOCA時注水機能喪失」がある。このうち、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）の計測下限値の妥当性を確認するために、格納容器ベント開始時間は第1ベントフィルタ出口の最大線量当量率がより低くなる原子炉停止から30時間後として、第1ベントフィルタ出口の線量当量率を算出する。

\*3：EPまとめ資料【50条】別添資料-1を参照し、想定される第1ベントフィルタ出口の最大線量当量率は、以下の保守的な条件で算出される。

- ・炉心内の放射性物質の量が最も多く含まれる「炉心状態が平衡状態（サイクル末期）」に発生し、原子炉内に内蔵される放射性希ガスが全て原子炉格納容器内に移行し、均一に拡散したものとす。
- ・格納容器ベントの開始時間は、高レンジについては原子炉停止から1時間後とする。
- ・第1ベントフィルタ出口配管内の放射性物質濃度は原子炉格納容器内の放射性物質濃度と同等とする。

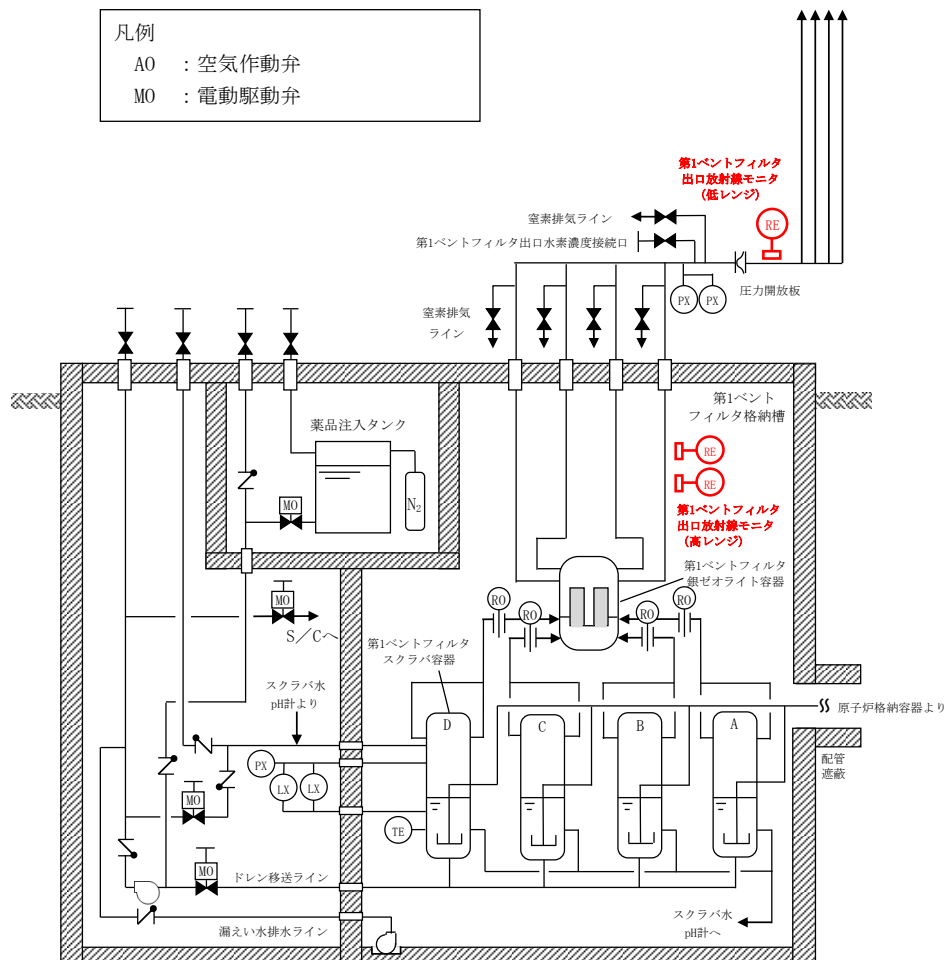
【第1ベントフィルタ出口放射線モニタの配置図】



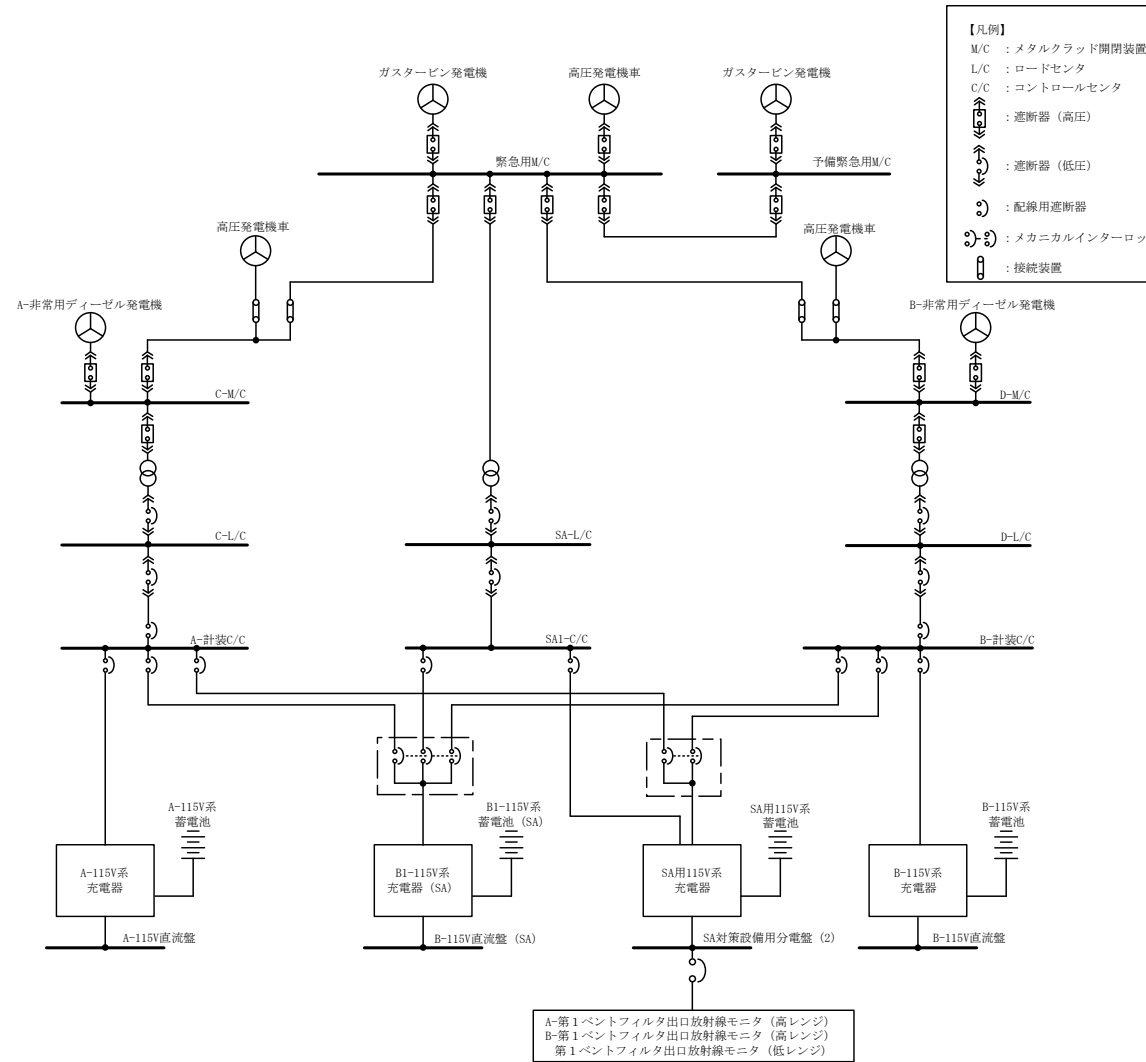


【第1ベントフィルタ出口放射線モニタの位置関係】

・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ周り系統概要図



【第1ベントフィルタ出口放射線モニタの電源構成概略図】



## 2. エリアモニタリング設備

### 2.1 可搬式エリア放射線モニタ

#### 2.1.1 緊急時対策所加圧設備に係る判断基準の検討について

##### (1) 判断基準に係る検討

プルーム放出後における緊急時対策所内の空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による室内加圧等の希ガス等の放射性物質侵入防止対応は、緊急時対策所内にとどまる要員の被ばくに大きく影響するため、素早い判断と操作が必要になる。

加圧に係る判断は、様々な指標を確認し、検討するといった時間的猶予がないことから、計測可能であり、シンプルかつ明確な判断基準とする必要がある。

このような観点から、緊急時対策所正圧化装置に係る判断基準を検討する。

##### (2) 判断に用いる各パラメータ

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

(3) 判断基準の考え方

① 正圧化装置に係る操作等の判断基準

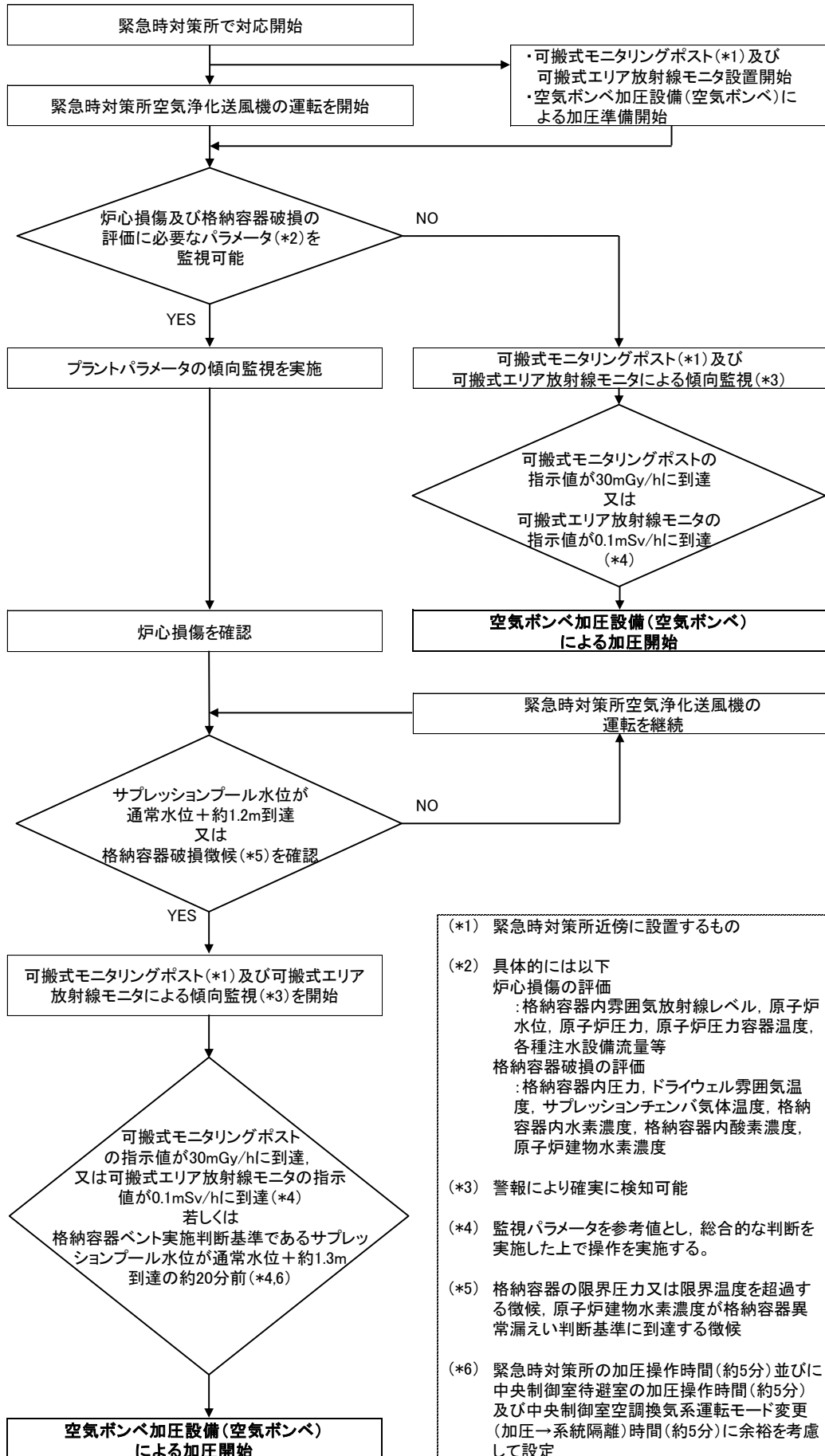
判断	操作等	状況	監視パラメータ	判断基準	備考
事前準備	パラメータの監視強化及び空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による正圧化に係る準備	・原災法該当事象が発生	—	「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象が発生した場合	—
使用開始	緊急時対策所を空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）にて正圧化	・プルーム放出・接近	—	監視パラメータとは別に中央制御室から格納容器ベント実施の連絡があった場合	—
			サブプレッションプール水位（SA）	③加圧判断フローに示すとおり	監視パラメータを参考値とし、総合的な判断を実施した上で操作を実施する。
			可搬式モニタリングポスト		
停止	空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）による正圧化の停止	・プルーム放出が収束 ・可搬式モニタリングポストの指示値低下	可搬式モニタリングポスト	約 0.5mGy/h 以下	監視パラメータを参考値とし、総合的な判断を実施した上で操作を実施する。

② 判断基準の考え方

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

注記\*：「工事計画に係る補足説明資料（その他発電用原子炉の付属施設のうち緊急時対策所）資料 2 緊急時対策所の居住性に関する説明書に係る補足説明資料」参照

③ 加圧判断フロー



- (\*1) 緊急時対策所近傍に設置するもの
- (\*2) 具体的には以下  
炉心損傷の評価  
: 格納容器内雰囲気放射線レベル, 原子炉  
水位, 原子炉圧力, 原子炉圧力容器温度,  
各種注水設備流量等  
格納容器破損の評価  
: 格納容器内圧力, ドライウェル雰囲気温  
度, サプレッションチェンバ氣體温度, 格納  
容器内水素濃度, 格納容器内酸素濃度,  
原子炉建物水素濃度
- (\*3) 警報により確実に検知可能
- (\*4) 監視パラメータを参考値とし, 総合的な判断を  
実施した上で操作を実施する。
- (\*5) 格納容器の限界圧力又は限界温度を超過す  
る徴候, 原子炉建物水素濃度が格納容器異  
常漏えい判断基準に到達する徴候
- (\*6) 緊急時対策所の加圧操作時間(約5分)並びに  
中央制御室待避室の加圧操作時間(約5分)  
及び中央制御室空調換気系運転モード変更  
(加圧→系統隔離)時間(約5分)に余裕を考慮  
して設定

## 2.1.2 緊急時対策所エリアモニタの設備の概要

### (1) 主な事項

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	保管場所	個数
可搬式エリア放射線モニタ	半導体	0.001～ 999.9mSv/h	—	緊急時対策所 (EL 約 50m)	1 台 (予備 1 台)

### (2) 可搬式エリア放射線モニタ

項目	内容
電源	AC100V 又は乾電池 (単一×4 本)
記録	電磁的に記録する。
概略寸法	約 300(W)×約 55(D)×約 300(H)mm (コネクタ, スイッチ等の突起部を除く)
重量	約 2.4kg

2.2 燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）《SA》

燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）は、常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車及びSA用115V系充電器から給電が可能である。

【放射線管理用計測装置の計測範囲】

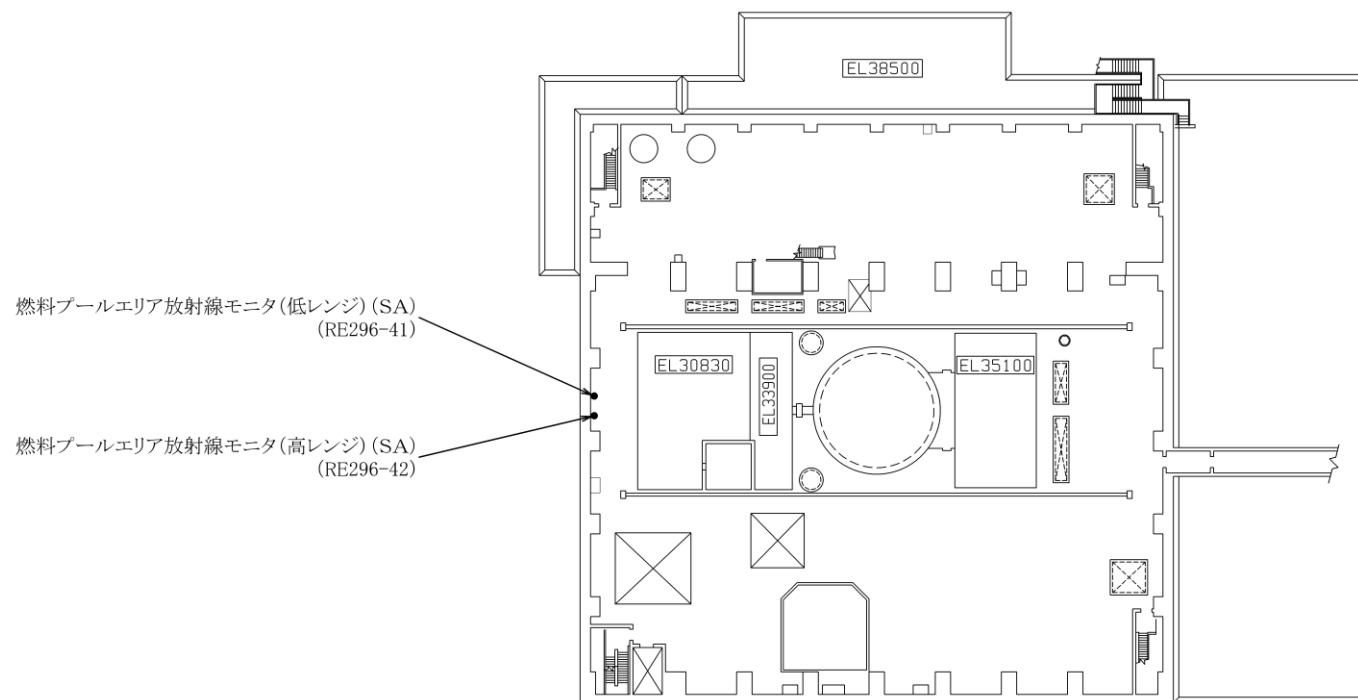
名称	計測範囲	計測範囲の設定に関する考え方
燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	重大事故等時における燃料プールの変動範囲について線量当量率*1を監視可能である*2。 計測上限値は、重大事故等時における計測に対して燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の計測下限値とオーバーラップするよう設定する。
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）	$10 \sim 10^8 \text{mSv/h}$	重大事故等時における燃料プールの変動範囲について線量当量率*1を監視可能である*2。 計測下限値は、重大事故等時における計測に対して燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）の計測上限値とオーバーラップするよう設定する。

注記\*1：「線量当量（単位：Sv）」は放射線の生物学的効果を表す量であり、「線量当量率（単位：Sv/h）」は時間あたりの線量当量の変化量を示す。ここで、放射線量率を放射線モニタ等で計測した数値または計算プログラムを用いて計測値を模擬した値に関しては、本文中でそれと分かるように「線量当量率」と記載している。

\*2：重大事故等時における燃料プール水位の変動に伴う放射線量率の算出については、以降の「2.2.1 想定事故」,「2.2.2 有効性評価における水位及び線量率について」,「2.2.3 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下する事故における線量当量率」に示し、重大事故等時における燃料プールの水位が異常に低下した場合においても、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）により測定可能であることを確認した。

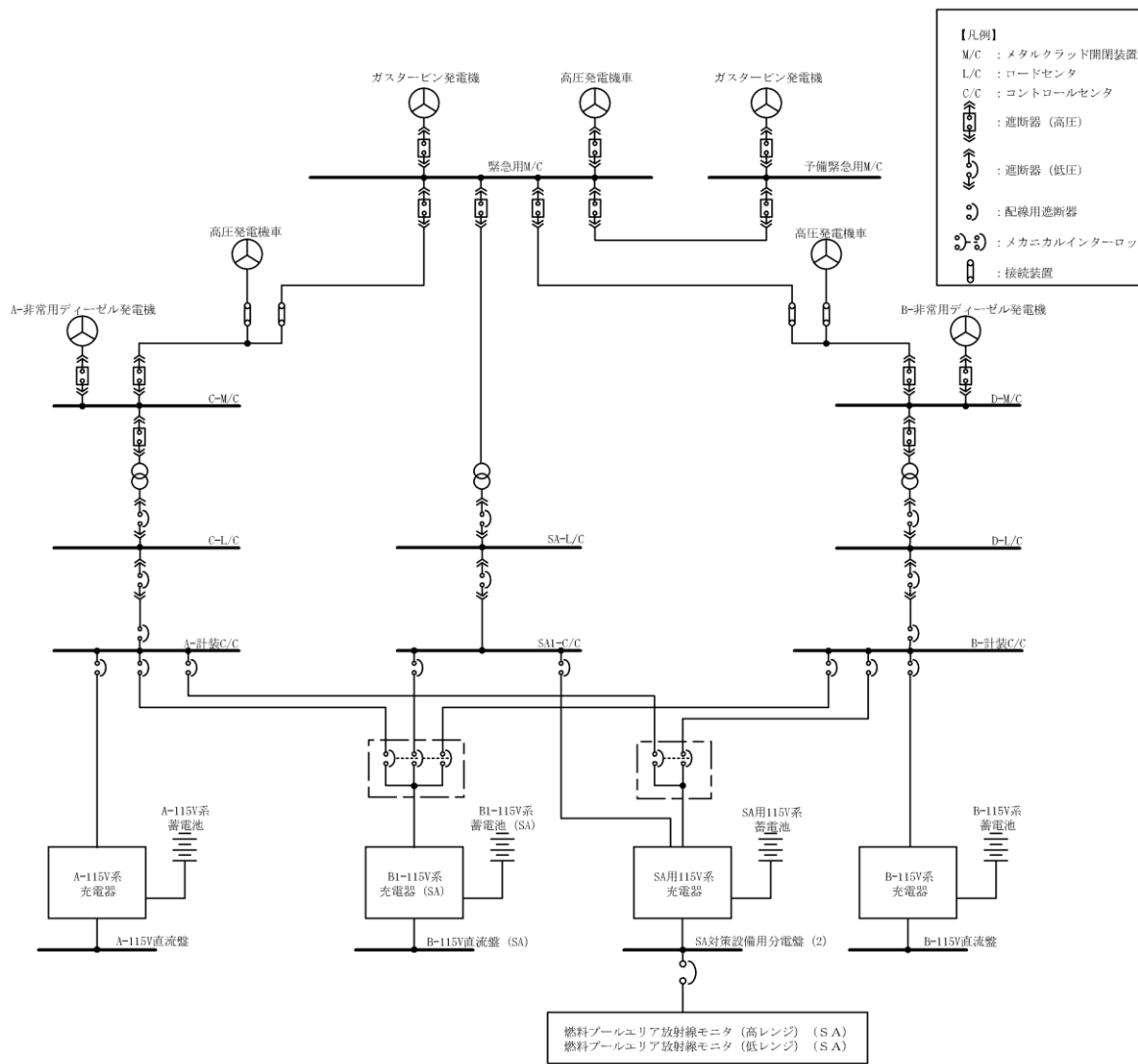


【燃料プールエリア放射線モニタ (SA) の配置図】



原子炉建物 EL 42800

【燃料プールエリア放射線モニタ（SA）の電源構成概略図】



## 2.2.1 想定事故

燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり。

- a. 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 37 条 3-1(a)及び(b)で定義する想定事故 1 (使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故) 及び想定事故 2 (サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故) において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下
- b. 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合

## 2.2.2 有効性評価における水位及び線量率について

本有効性評価で用いる放射線の遮蔽が維持できる水位 (遮蔽水位) は、原子炉建物原子炉棟 4 階での重大事故等対応要員による燃料プールへの注水準備操作時の目安とする線量率 (10mSv/h) となる水位として、通常水位より約 2.6m 下とする。(図 2-1 「放射線の遮蔽が維持される最低水位」参照)

なお、本有効性評価で用いる線源 (使用済燃料、使用済制御棒) からの線量率を求める際に設定する評価点は、人が線源に最も接近する燃料取替機床面上としている。

計算モデルの評価点は、各体積線源の中心軸上の燃料取替機床面のレベルに置いている。

線源ごとの評価点における、燃料プール水位に応じた算出結果を合計したものを図 2-2 に示す。

また、QAD-CGGP 2 R コードを用いて線源ごとの線量率を計算している。

- a. 燃料プール保有水高さ  
燃料棒有効長頂部より上の水の高さ = 約 7.4m
- b. 必要水遮蔽厚さ  
グラフから約 4.8m 以上
- c. 放射線の遮蔽が維持できる水位 (遮蔽水位)  
燃料棒有効長頂部から約 4.8m 以上 (通常水位から約 2.6m 下以上)

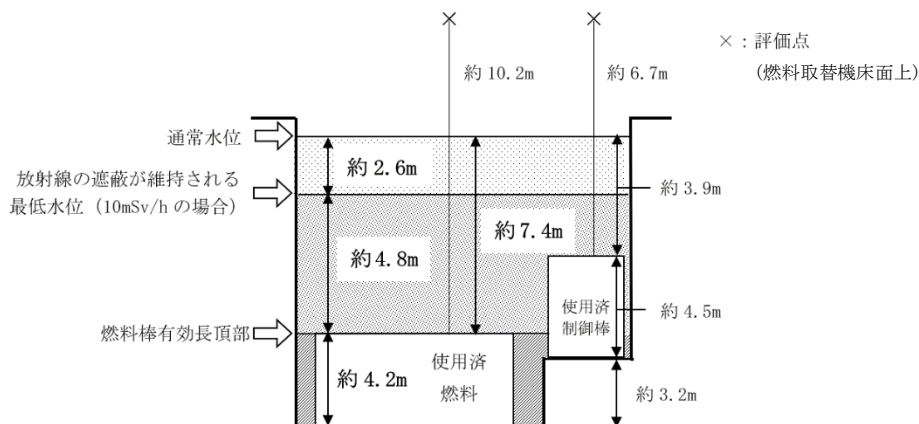


図 2-1 放射線の遮蔽が維持される最低水位

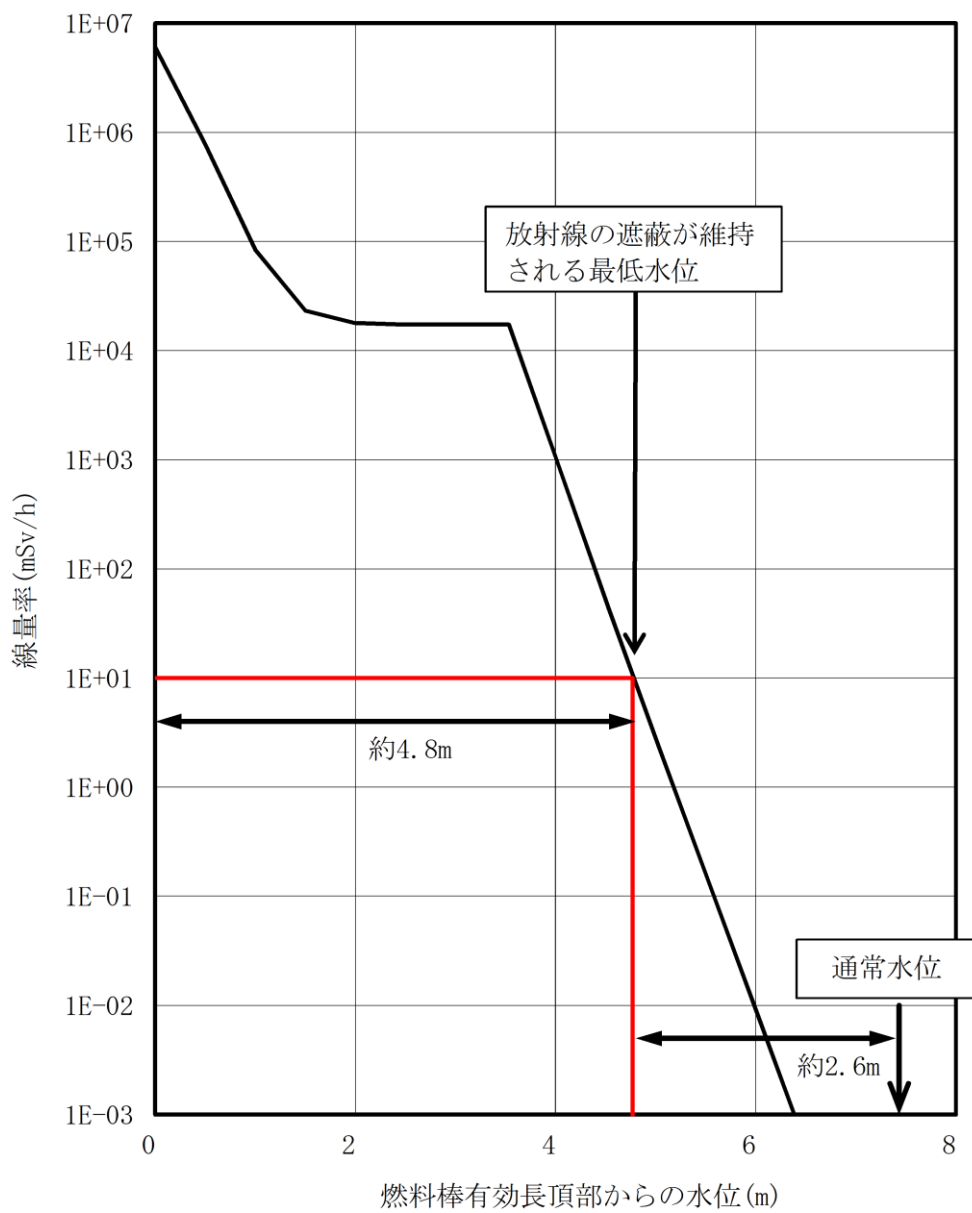


図 2-2 放射線の遮蔽が維持される水位

### 2.2.3 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下する事故における線量当量率

燃料プールの水位が異常に低下した場合には、燃料プール周辺の線量当量率が非常に高くなる。従って、燃料プールの監視設備は重大事故等が発生した場合に変動する範囲にわたり線量当量率を測定できる必要があるため、以下の評価により、燃料プールの水位が異常に低下した場合においても、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）により測定可能であることを確認した。

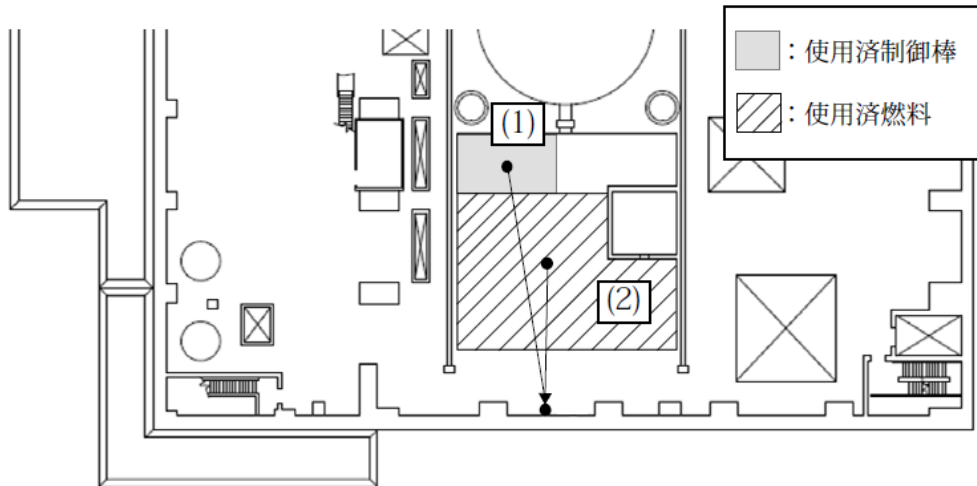
線源（使用済燃料、使用済制御棒）からの線量当量率を求める際に設定する評価点は、燃料プールエリア放射線モニタ（SA）設置位置を設定した。

なお、QAD-CGGP2Rコードを用いて線量当量率を計算している。

#### (1) 評価点の設定について

燃料プールの水位が異常に低下する事故が発生した場合、燃料プール周辺の線量当量率が非常に高くなる。このような状況においても燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）により、燃料プール周辺の線量当量率を測定する必要があるため、評価における評価点は燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）設置位置とする。各線源と評価点との位置関係を図2-3に示す。

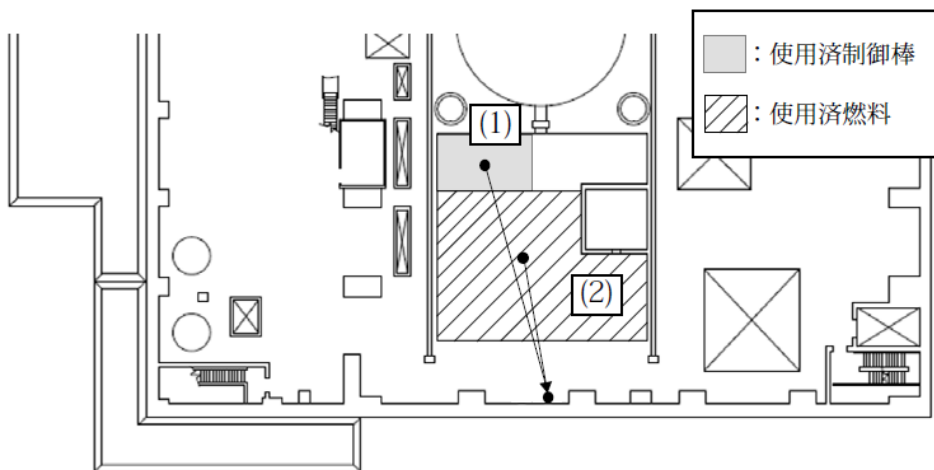
計算モデルの評価点は、図2-4に示すとおり各線源（使用済燃料、使用済制御棒）との最短距離と等しい距離で各線源の真上に置いている。各線源の計算モデルは、線源の真上に評価点を設定することで、燃料プール水により遮蔽される厚さが短くなるため、保守的な評価結果となる。



●評価点：燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）設置位置

- (1) 使用済制御棒から線量評価点までの最短距離は 19.0m
- (2) 使用済燃料から線量評価点までの最短距離は 15.7m

① 燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）

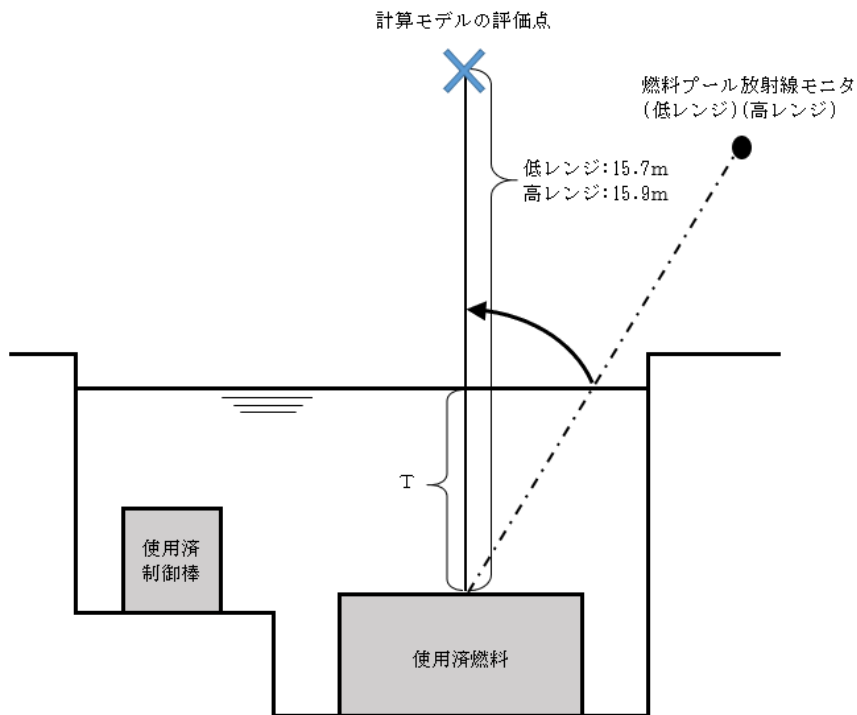
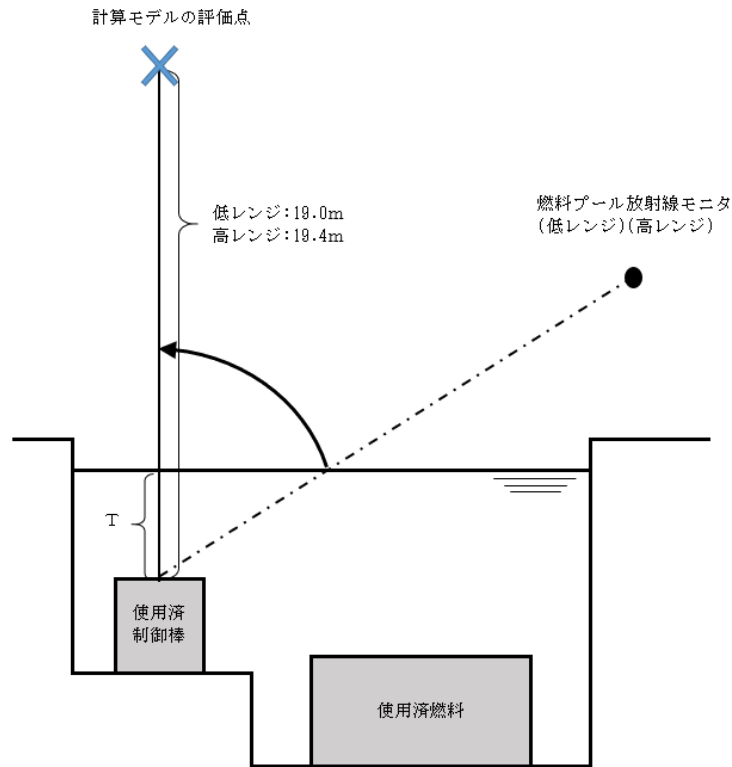


●評価点：燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）設置位置

- (1) 使用済制御棒から線量評価点までの最短距離は 19.4m
- (2) 使用済燃料から線量評価点までの最短距離は 15.9m

② 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）

図 2-3 各線源と評価点の平面位置関係



注：パラメータTは、線源から燃料プール水により遮蔽される長さ（m）を示す。使用済燃料を例とすると水面から評価点までの距離は  $15.7 - T$  m（低レンジ）、 $15.9 - T$  m（高レンジ）となり、水位低下時の線量当量率は、パラメータTを変数として評価する。

図 2-4 計算モデルの評価点の立面概要図

(2) 評価結果

線源ごとに計算モデルの評価点における、燃料プール水位に応じた算出結果(低レンジ及び高レンジ)を図2-5及び図2-6に示す。また、それらの結果の合計を図2-7に示す。図2-7に示すとおり、燃料プールの水位が異常に低下した場合においても燃料プールエリア放射線モニタ(低レンジ)(SA)及び燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ)(SA)にて計測可能である。

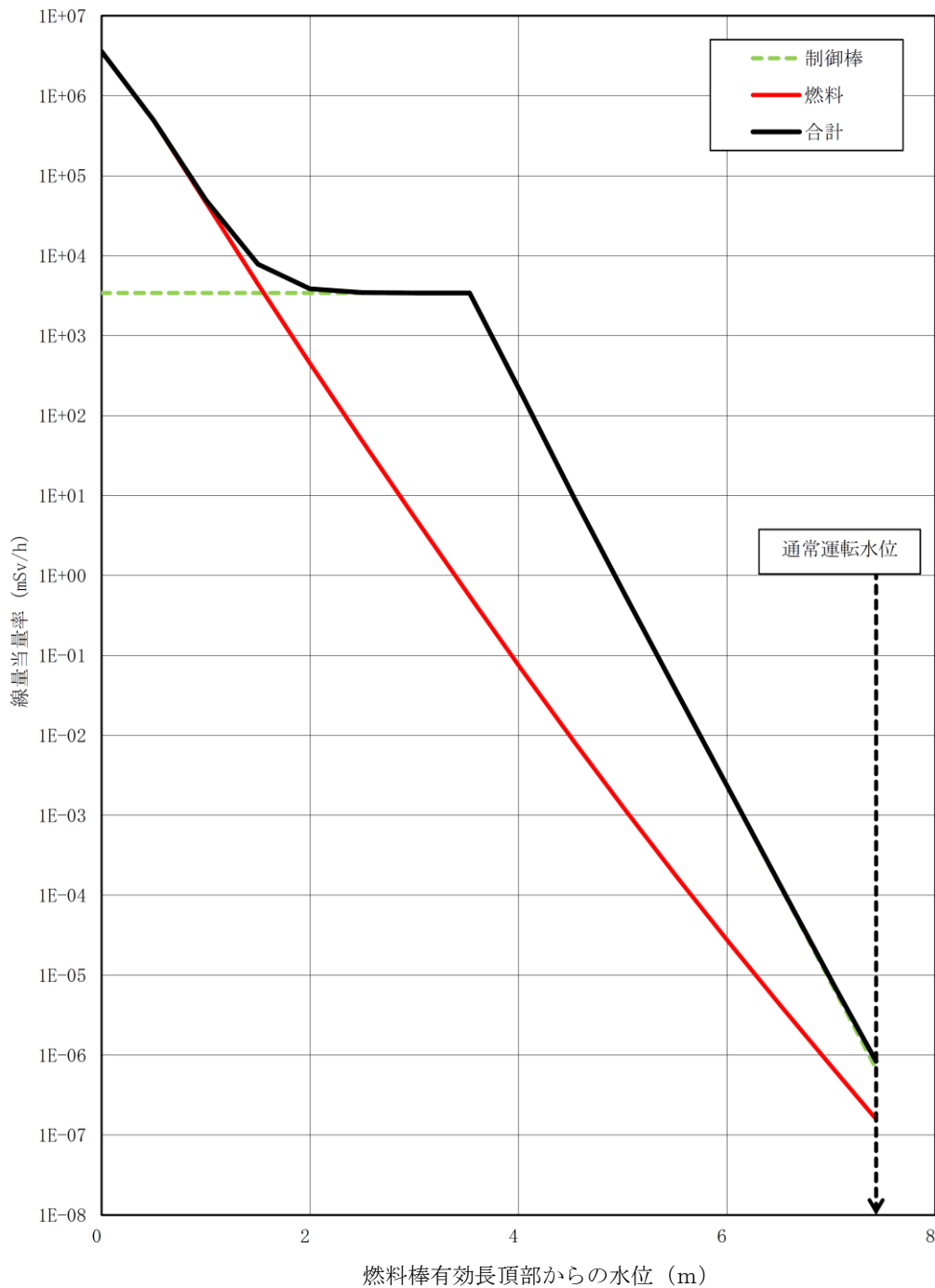


図2-5 線源ごとの燃料プールエリア放射線モニタ(低レンジ)設置位置における線量当量率推移



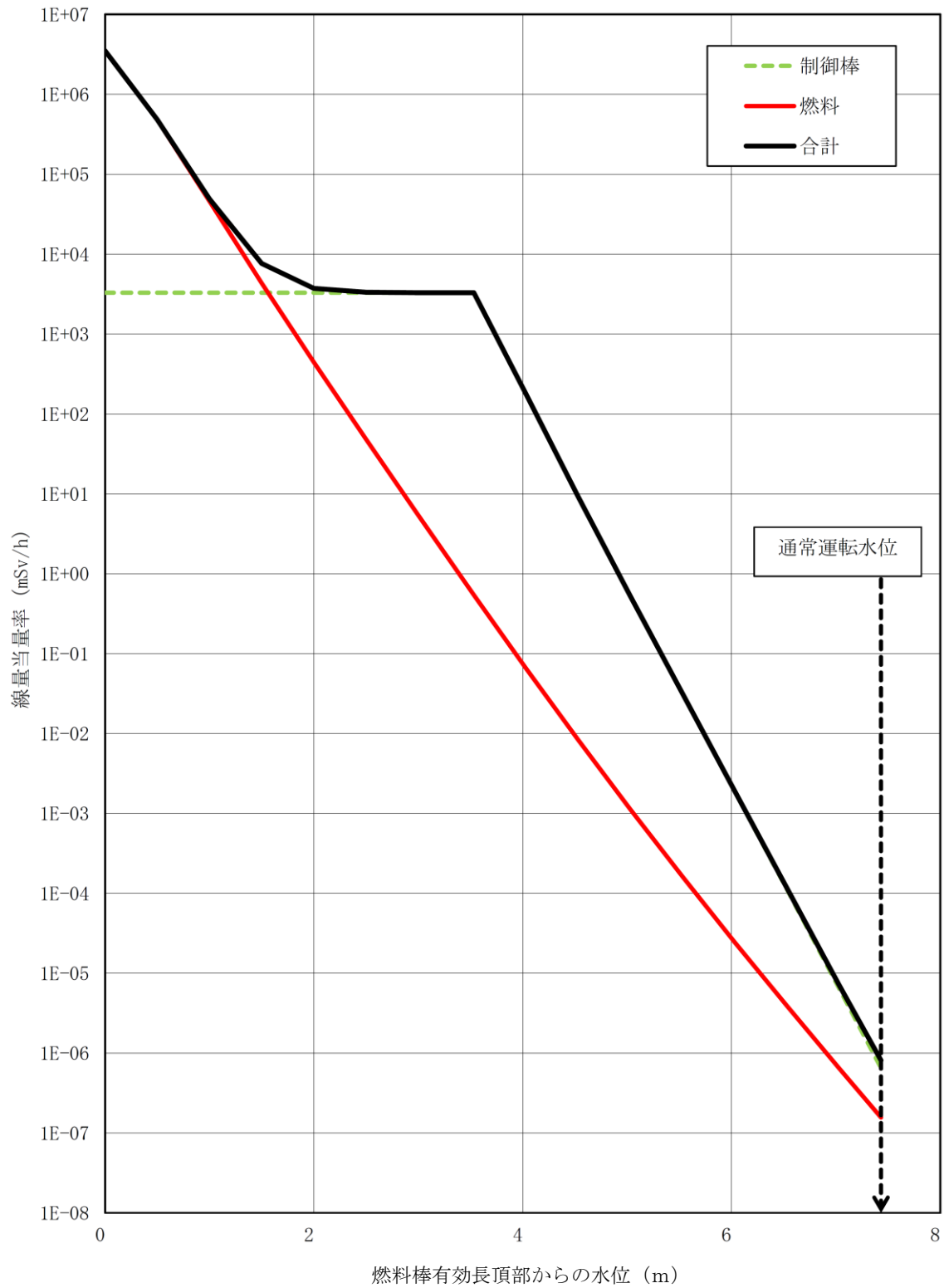


図2-6 線源ごとの燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）設置位置における線量当量率推移

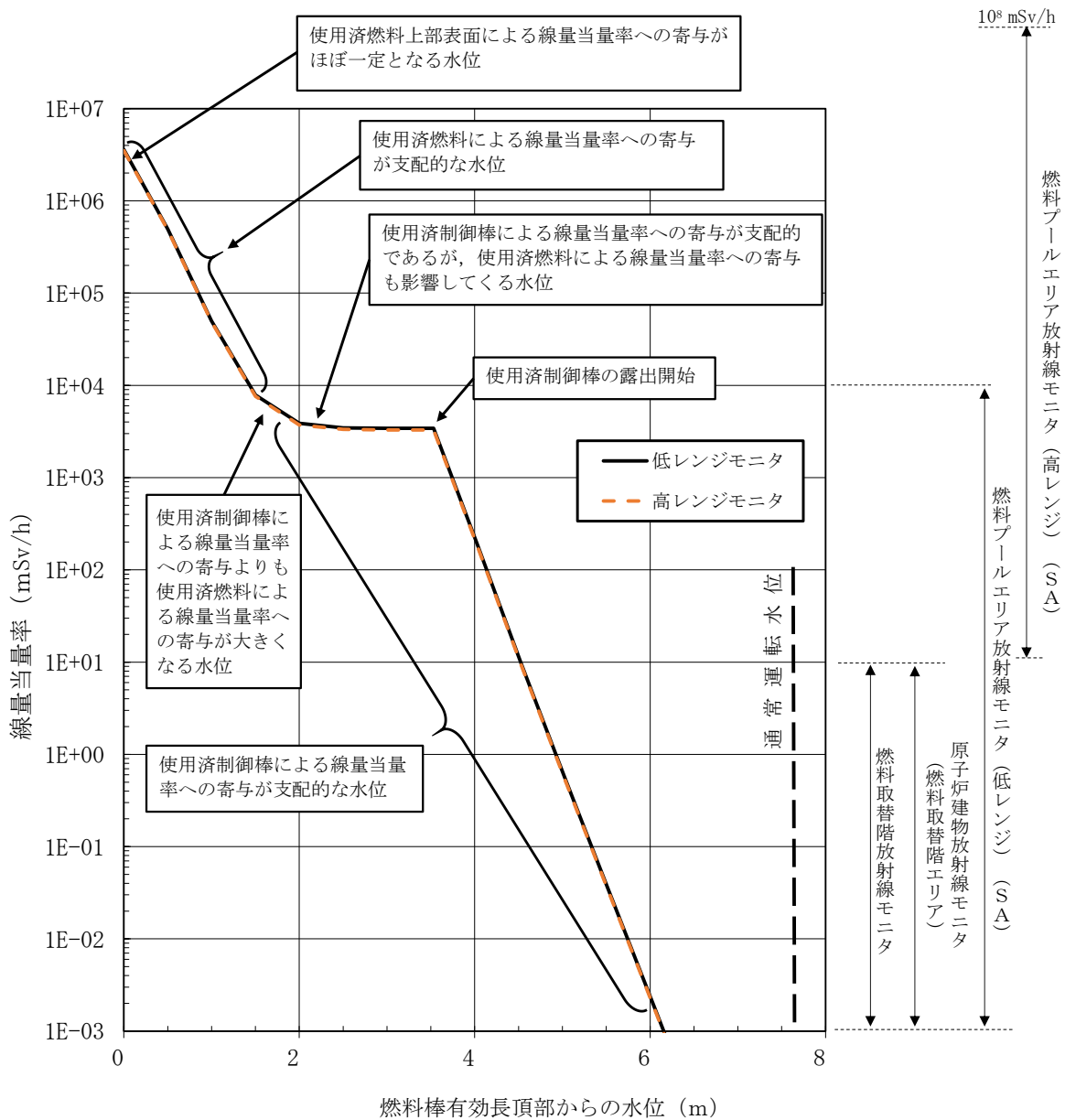


図 2-7 燃料プールエリア放射線モニタ設置位置における線量当量率推移

(参考) 燃料プール水深の遮蔽計算に関する計算条件について

**【1】 評価条件**

**【1.1】 使用済燃料の計算条件**

- (1) 燃料プールの水面における線量率の計算においては貯蔵容量分 (3518 体) の使用済燃料貯蔵を想定する。
- (2) 燃料プールの水温は 100℃とし、水の密度は 0.958g/cm<sup>3</sup>\*とする。
- (3) 使用済燃料は使用済燃料有効部 (約 9.1m×約 12.3m×約 3.7m) を線源とする。燃料有効部以外の使用集合体構造部材による遮蔽効果は考慮せず、遮蔽性能が構造部材より小さい水とみなす。
- (4) 使用済燃料貯蔵ラックによる遮蔽効果は考慮せず、ラック材料よりも遮蔽性能の小さい水とみなす。

**【1.2】 使用済制御棒の計算条件**

- (1) 使用済制御棒からの線量率計算においては制御棒貯蔵ハンガのすべてに使用済制御棒が貯蔵された状態を想定する。
- (2) 燃料プールの水温は100℃とし、水の密度は0.958g/cm<sup>3</sup>\*とする。
- (3) 使用済制御棒は実際の制御棒貯蔵ハンガの配置と面積を包絡するような直方体線源とする。使用済制御棒の密度は自己遮蔽効果を保守的に評価するため遮蔽性能が構造部材より小さい水とみなす。
- (4) 制御棒貯蔵ハンガによる遮蔽効果は考慮せず、ハンガ材料よりも遮蔽性能の小さい水とみなす。
- (5) 制御棒貯蔵ハンガの保管数量は、評価上の保管数量として合計144本と想定する。定期検査ごとに取り出された照射済制御棒の本数の実績を参考に、貯蔵数が最大となるように毎サイクルH f 型とB<sub>4</sub>C型制御棒がそれぞれ取り出されることを想定した。使用済制御棒の冷却期間及び保管本数を第1表に示す。

注記\* : 「1999蒸気表」 (日本機械学会)

## 【2】 線源

### 【2.1】 使用済燃料の線源強度

#### 【2.1.1】 評価方法

燃料プール水深の遮蔽計算では、プール内ラックに貯蔵されている使用済燃料を線源として考える。線源強度は文献値\*1 記載のガンマ線エネルギー4群の線源強度 (MeV/ (W・s) ) を単位体積あたりの線源強度 ( $\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ ) に変換し、線量率計算用の入力値とする。使用済燃料の照射期間は $10^6$ 時間 (約114年) \*2, 原子炉停止後貯蔵までの期間を10日 \*3, 原子炉運転中の使用済燃料1体当たりの熱出力を4.35MW (9×9燃料 (A型) ), 使用済燃料体積は約 $7.1 \times 10^4 \text{cm}^3$  とする。

注記\*1 : Blizard E.P. and Abbott L.S., ed., “REACTOR HANDBOOK, 2nd ed. Vol. III Part B, SHIELDING”, INTERSCIENCE PUBLISHERS, New York, London, 1962”

\*2 : 文献\*1 には、照射期間ごと及び冷却期間ごとにU-235核分裂生成物の1Wあたりのガンマ線エネルギー (MeV/ (W・s) ) が記載されている。照射期間は $10^3$ 時間、 $10^6$ 時間から通常運転で想定される照射期間を超える $10^6$ 時間を選択した。

\*3 : 原子炉停止後貯蔵までの期間10日とは、過去の全燃料取出完了日の実績を考慮した日数を設定した。

### 【2.2】 使用済制御棒の線源強度

#### 【2.2.1】 評価方法

- (1) 使用済制御棒の線源強度は、ORIGEN2コード\*4を使用する。ORIGEN2では、放射化断面積、照射期間及び冷却期間、照射の中性子フラックス並びに被照射材料 (使用済制御棒) の物質組成を入力することで中性子による放射化放射能を計算する。なお、評価に用いる解析コードORIGEN2の検証、妥当性評価については、添付書類VI-5-12「計算機プログラム (解析コード) の概要・ORIGEN2」に示す。
- (2) 各使用済制御棒 (Hf,  $B_4C$ ) の単位体積当たりの線源強度は、各々使用済制御棒を上部、中間部、下部の3領域に分割し算出する。
- (3) 使用済制御棒は、タイプ (Hf,  $B_4C$ ) 別に冷却期間の異なる制御棒が混在するため、貯蔵される使用済制御棒全体の放射能を線源体積で加重平均 (均質化) した線源強度を設定する。

注記\*4 : A.G.Croff, ” A User’ s Manual for the ORIGEN2 Computer code”, ORNL/TM-7175, Oak Ridge National Laboratory, (1980)

## 【2.2.2】 放射化断面積

ORIGEN2に入力する放射化反応断面積は、JENDL-3.3 ベース BS340J33.LIB を適用する (BWRSTEP-III ボイド率 40% UO<sub>2</sub> < 60Gwd/THM)。

第1表 使用済制御棒のタイプ別、冷却期間別の貯蔵本数

タイプ	冷却期間 (サイクル)	冷却期間 (day)	本数 (本)
Hf型 制御棒	0	10	9
	1	506	4
	2	1002	4
	3	1498	4
	4	1994	4
	5	2490	4
	6	2986	4
	7	3482	4
	8	3978	4
	9	4474	4
	10	4970	5
B <sub>4</sub> C型 制御棒	0	10	12
	1	506	8
	2	1002	8
	3	1498	8
	4	1994	8
	5	2490	8
	6	2986	8
	7	3482	8
	8	3978	8
	9	4474	8
	10	4970	10

## 【3】 遮蔽計算

### 【3.1】 計算方法

燃料プール水深の遮蔽の計算は、有効性評価における評価では評価点を原子炉建物原子炉棟4階燃料取替機床面高さとし、計算モデルの評価点としては各線源（使用済制御棒、使用済燃料）の中心軸上の燃料取替機床面のレベルに置き計算する。また、燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（SA）の計測範囲の評価では、評価点をモニタ設置位置とし、計算モデルの評価点としては各線源（使用済制御棒、使用済燃料）との最短距離に等しい距離で各線源ごとの真上に置き計算する。

遮蔽計算には、点減衰核積分法コードQAD-CGGP2Rコードを用いて計算する。なお、評価に用いる解析コードQAD-CGGP2Rコードの検証、妥当性評価については、添付書類VI-5-11「計算機プログラム（解析コード）の概要・QAD-CGGP2R」に示す。

計算機コードの主な入力条件は以下の項目である。

- ・線源強度
- ・遮蔽厚さ（燃料プール水深）
- ・線源からの距離
- ・線源のエネルギー

- ・線源となる使用済燃料及び使用済制御棒の形状
- ・遮蔽体の物質の指定

### 3. 固定式周辺モニタリング設備

#### 3.1 モニタリングポスト

##### 3.1.1 モニタリングポストの配置，計測範囲及び警報動作範囲

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時に周辺監視区域境界付近の空間線量率を連続的に監視するために，モニタリングポスト6台を設けており，連続測定したデータは，中央制御室で監視，記録を行うことができる。また，緊急時対策所でも監視を行うことができる設計とする。

モニタリングポストは，低レンジ域を測定するNaI(Tl)シンチレーション（計測範囲： $10\sim 10^5$ nGy/h）及び高レンジ域を測定する電離箱（計測範囲： $10\sim 10^8$ nGy/h）の2種類の検出器から構成され，計測範囲  $10\sim 10^8$ nGy/h を測定できるよう設計している。モニタリングポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信できる。警報は，平常値（約  $30\sim 40$ nGy/h）からの有意な変動を検知するため，NaI(Tl)シンチレーションについては平常値の5倍を目安（約  $220$ nGy/h）に設定するが，測定範囲内で可変できる設計とする。

モニタリングポストの配置図を図3-1に，計測範囲，警報動作範囲等を表3-1に示す。

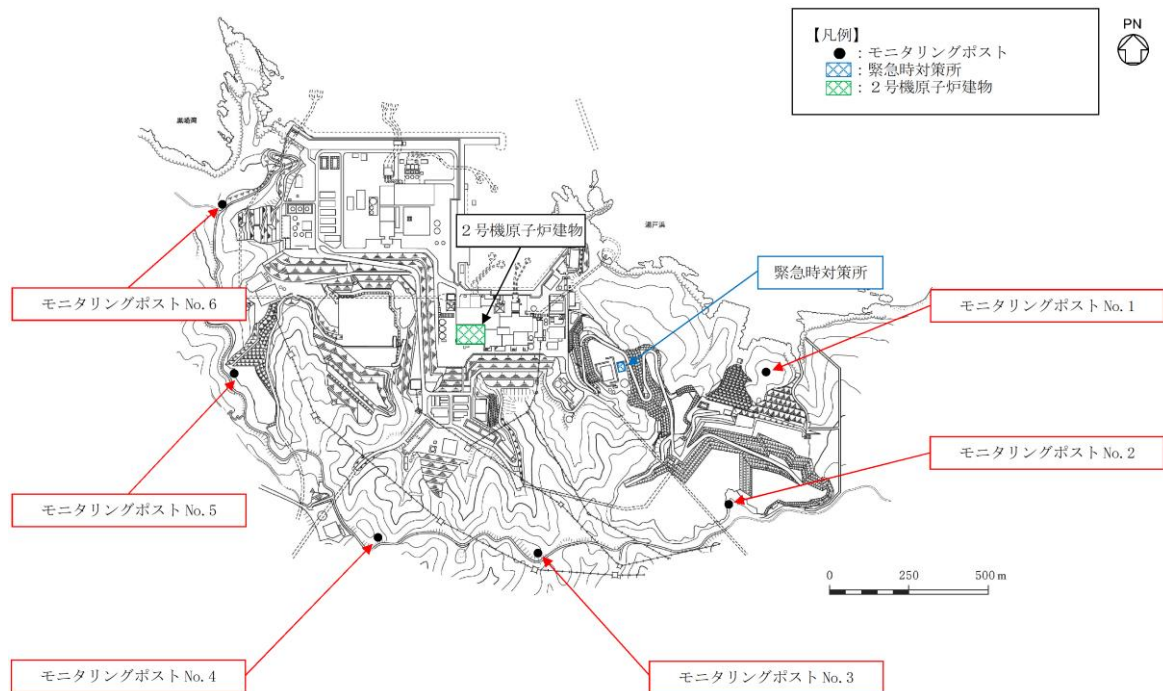
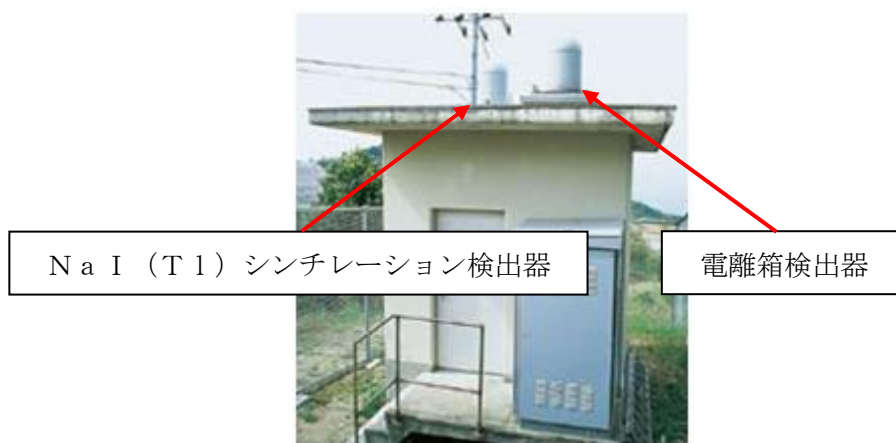


図3-1 モニタリングポストの配置図

表 3-1 モニタリングポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数	取付箇所
モニタリング ポスト	NaI (Tl) シンチレーション	10~10 <sup>5</sup> nGy/h	10~10 <sup>5</sup> nGy/h	各 1 台	周辺監視区 域境界付近 (6 箇所)
	電離箱	10~10 <sup>8</sup> nGy/h	10~10 <sup>8</sup> nGy/h	各 1 台	



(モニタリングポストの写真)

### 3.1.2 モニタリングポストの電源

モニタリングポストの電源は、「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34条（計測装置）の対応として、非常用ディーゼル発電設備に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらにモニタリングポスト用無停電電源装置及びモニタリングポスト用発電機を有し、電源の供給源を切替える際に生じる短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。なお、モニタリングポスト用無停電電源装置及びモニタリングポスト用発電機による給電状態は中央制御室で確認することができる。

また、「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」第60条（監視測定設備）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」第75条（監視測定設備）の対応として、常設代替交流電源設備からの給電が可能である。

モニタリングポストの電源構成図を図3-2に、モニタリングポスト用無停電電源装置及びモニタリングポスト用発電機の設備仕様を表3-2に示す。

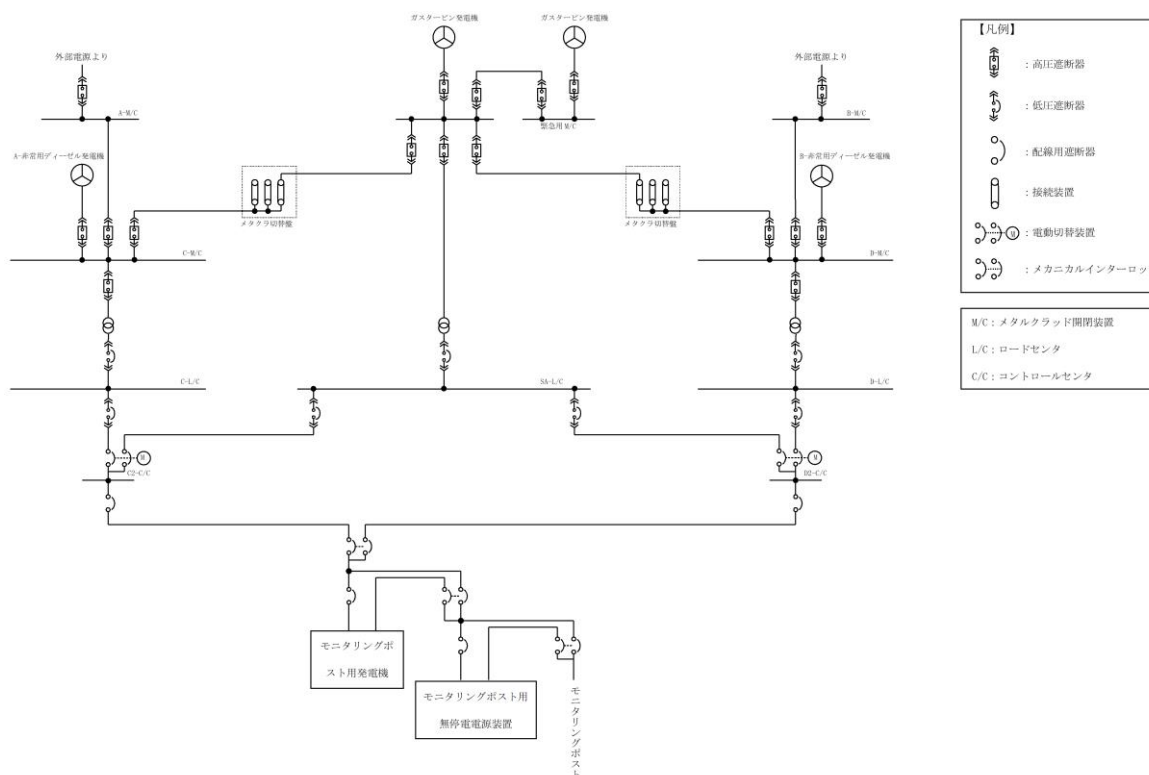


図3-2 モニタリングポストの電源構成概略図



表 3-2 モニタリングポスト用無停電電源装置及びモニタリングポスト用発電機の設備仕様

名称	個数	出力	発電方式	バックアップ時間*	燃料	備考
モニタリングポスト用無停電電源装置	局舎ごとに1台 計6台	1.2kVA以上	蓄電池	約10分	—	停電時に電源を供給できる
モニタリングポスト用発電機	局舎ごとに1台 計6台	5.2kVA	ディーゼルエンジン	約24時間	軽油	停電時に電源を供給できる

注記\*：バックアップ時間は、各モニタリングポストの実負荷より算出



(モニタリングポスト用無停電電源装置の写真)



(モニタリングポスト用発電機の写真)

### 3.1.3 モニタリングポストの伝送

モニタリングポストから中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策所までのデータ伝送系は、有線系回線及び無線系回線により、多様性を有し、指示値は中央制御室及び緊急時対策所で監視できる設計とする。モニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

モニタリングポストの伝送系は通常時、有線系回線と無線系回線にてデータ伝送し、有線系回線からのデータを採用しているが、万一有線系回線が切断された場合には、無線系回線から伝送されるデータを採用することで、継続して指示値を中央制御室及び緊急時対策所で監視できる。有線系回線と無線系回線は相互に依存せず、有線系回線による伝送が途絶しても、無線系回線のみで、その後長期間継続して伝送できる設計とすることで、多様性を有した設計とする。

モニタリングポストの伝送概略図を図3-3に示す。

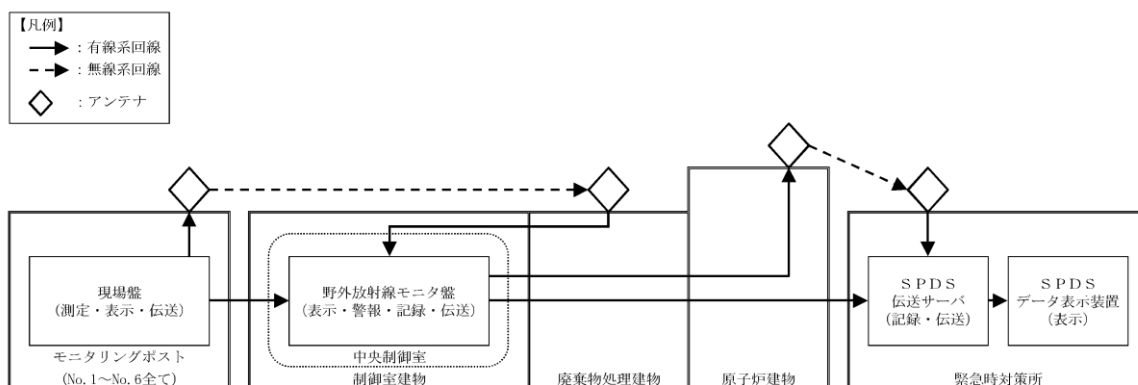


図3-3 モニタリングポストの伝送概略図

#### 4. 移動式周辺モニタリング設備

##### 4.1 可搬式モニタリングポスト

###### 4.1.1 モニタリングポストの代替測定装置

可搬式モニタリングポストは10台（モニタリングポストが機能喪失した際の代替測定用として6台，重大事故等が発生した場合の発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）の空間線量率測定用として3台，緊急時対策所付近にて緊急時対策所の加圧判断用として1台），予備として2台を保管している。

可搬式モニタリングポストの計測範囲等を表4-1，仕様を表4-2，配置位置及び保管場所を図4-1に示す。

可搬式モニタリングポストの電源は，外部バッテリーにより7日間以上連続で稼働できる設計としており，外部バッテリーを交換することにより継続して計測できる。また，測定データは，可搬式モニタリングポストの電子メモリに記録するとともに，衛星系回線により緊急時対策所に伝送することができる。

可搬式モニタリングポストの伝送概略図を図4-2に示す。

表4-1 可搬式モニタリングポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数
可搬式モニタリングポスト	NaI (Tl) シンチレーション	10~10 <sup>9</sup> nGy/h*	—	10台 (予備2台)
	半導体			

注記\*：「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値（10<sup>-1</sup>Gy/h）等を満足する設計とする。

表 4-2 可搬式モニタリングポストの仕様

項目	内容
電源	蓄電池（4 個）により 7 日以上供給可能。 7 日後からは、予備の蓄電池（4 個）と交換することにより継続して計測可能。蓄電池は 1 個あたり約 6 時間で充電可能。
記録	測定値は本体の電子メモリに 1 週間分程度記録。
伝送	衛星系回線により、緊急時対策所にてデータ監視。 なお、本体で指示値の確認が可能。
概略寸法	本 体：約 800(W)×約 500(D)×約 1000(H)mm 蓄電池：約 210(W)×約 180(D)×約 175(H)mm
重量	合 計：約 60kg 本 体：約 40kg 蓄電池：約 20kg（約 5kg/個×4 個）



アンテナ部

訓練により運搬・設置作業ができることを確認している。設置に要する時間は、最大 6 時間 30 分以内（2 名で車両を用いて屋外 9 箇所に設置。また、人力にて緊急時対策所近傍 1 箇所に設置）

（可搬式モニタリングポストの写真）

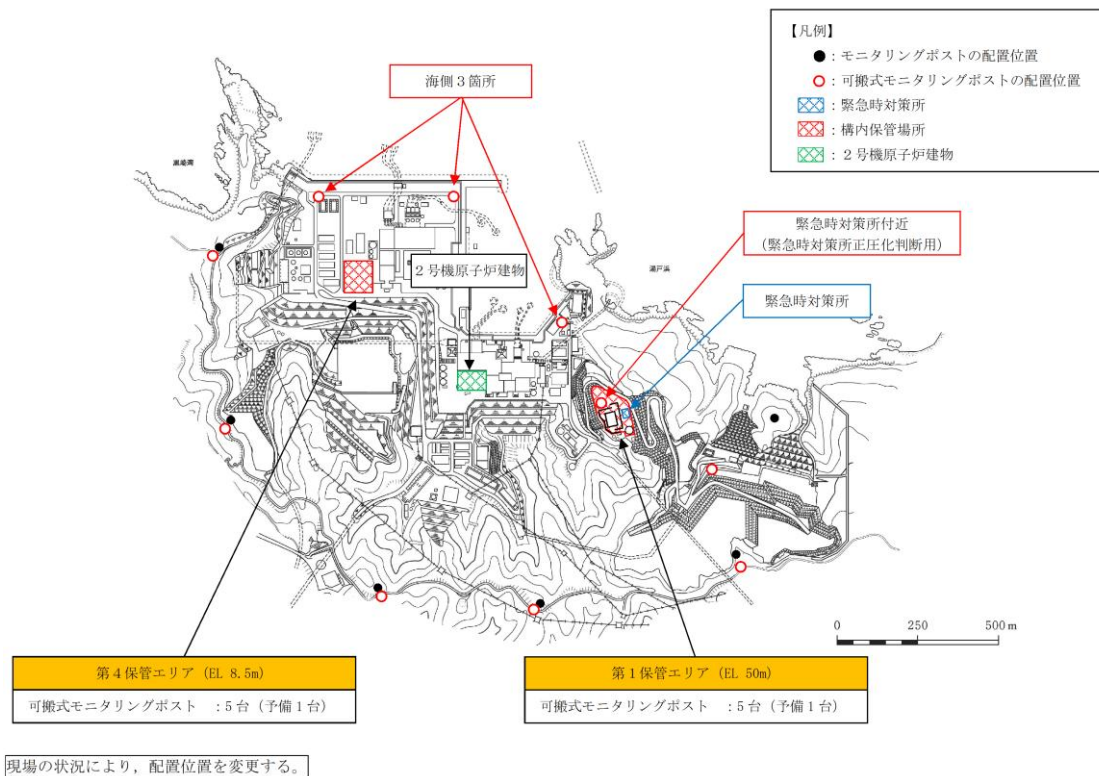


図 4-1 可搬式モニタリングポストの配置位置及び保管場所

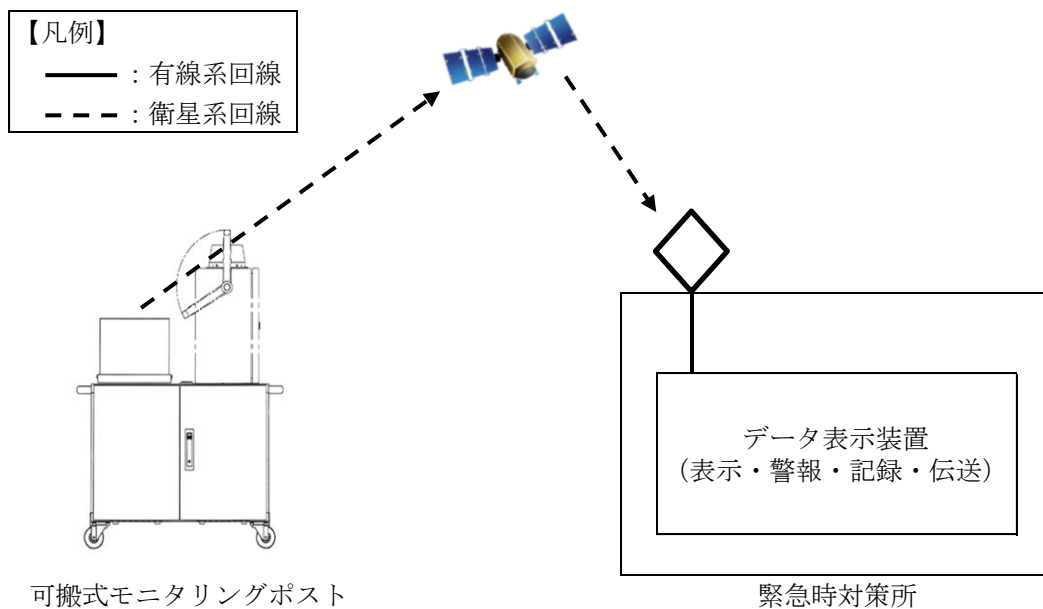


図 4-2 可搬式モニタリングポストの伝送概略図

#### 4.1.2 放射能放出率の算出

##### (1) 地上高さから放出された場合の測定について

重大事故等において、放射性物質が放出された場合に、放射性物質の放射能放出率を算出するために、可搬式モニタリングポスト等で得られた放射線量率のデータより、以下の算出式を用いる。(出典：環境放射線モニタリング指針(原子力安全委員会 平成22年4月))

##### a. 放射性希ガス放出率(Q)の算出式

$$Q = 4 \times D \times U / D_0 / E \text{ (GBq/h)}$$

Q : 実際の条件下での放射性希ガス放出率 (GBq/h)  
4 : 安全係数  
D : 風下の地表モニタリング地点で実測された空気カーマ率\*1 ( $\mu$  Gy/h)  
U : 平均風速 (m/s)  
D<sub>0</sub> : 空気カーマ率分布図のうち地上放出高さ及び大気安定度が該当する図から読み取った地表地点における空気カーマ率 ( $\mu$  Gy/h)  
(at 放出率: 1GBq/h, 風速: 1m/s, 実効エネルギー: 1MeV/dis) \*2  
E : 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

##### b. 放射性よう素放出率(Q)の算出式

$$Q = 4 \times \chi \times U / \chi_0 \text{ (GBq/h)}$$

Q : 実際の条件下での放射性よう素放出率 (GBq/h)  
4 : 安全係数  
 $\chi$  : 風下の地表モニタリング地点で実測された大気中の放射性よう素濃度\*1 (Bq/m<sup>3</sup>)  
U : 平均風速 (m/s)  
 $\chi_0$  : 地上高さ及び大気安定度が該当する地表濃度分布図より読み取った地表面における大気中放射性よう素濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  
(at 放出率: 1GBq/h, 風速: 1m/s) \*2

注記\*1: モニタリングで得られたデータを使用

\*2: 排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図(Ⅲ)(日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code2004-010)

<放射能放出率の計算例>

以下に、放射性希ガスによる放射能放出率の計算例を示す。

(風速は「1.0m/s」、大気安定度は「D」とする。)

$$\begin{aligned}\text{放射性希ガス放出率} &= 4 \times D \times U / D_0 / E \\ &= 4 \times (5 \times 10^4) \times 1.0 / (6.0 \times 10^{-4}) / 0.5 \\ &= 6.7 \times 10^8 \text{GBq/h} \\ &= (6.7 \times 10^{17} \text{Bq/h})\end{aligned}$$

- |   |                |  |
|---|----------------|--|
| { | 4              | : 安全係数   |
|   | D              | : 地表モニタリング地点（風下方向）で実測された空間放射線量率*<br>⇒50mGy/h (5×10 <sup>4</sup> μGy/h) 1Sv=1Gy とした |
|   | U              | : 放出地上高さにおける平均風速 (m/s)<br>⇒1.0m/s  |
|   | D <sub>0</sub> | : 6.0×10 <sup>-4</sup> μSv/h (放出高さ 120m, 距離 350m)                                  |
|   | E              | : 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー<br>⇒0.5MeV/dis                                  |

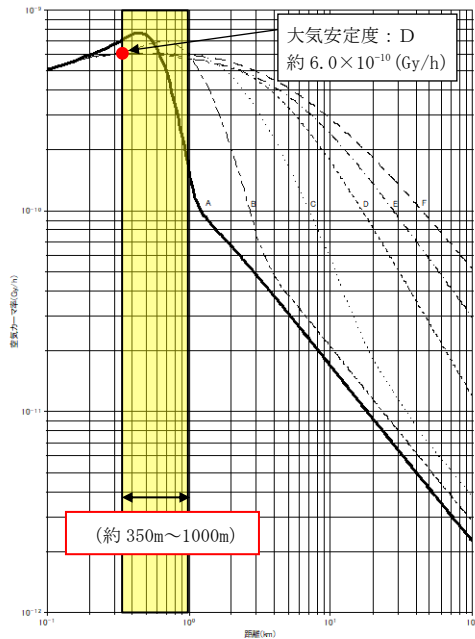
注記\*: 放射性よう素の放射能放出率は、可搬式ダスト・よう素サンプラにより採取し、放射能測定装置により測定したデータから算出する。

(2) 高い位置から放出された場合の測定について

可搬式モニタリングポストは、地表面に配置するため、プルームが高い位置から放出された場合、プルーム高さで測定した場合に比べて放射線量率としては低くなる。しかしながら、プルームが通過する上空と地表面の間に放射線を遮蔽するものがないため、地表面に配置する可搬式モニタリングポストで十分に測定が可能である。

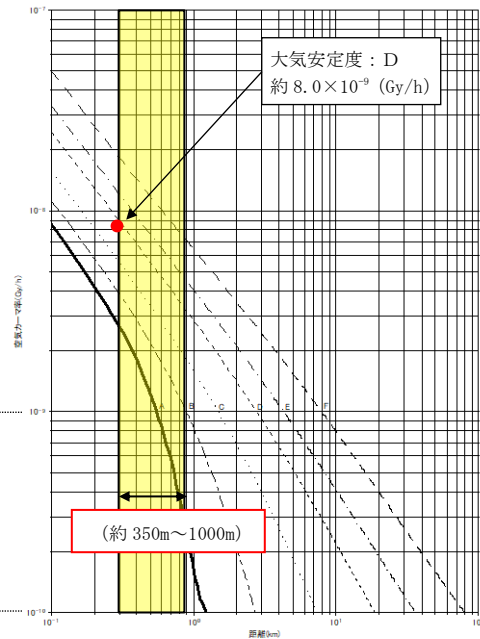
【放出高さ 120m の場合】

風速: 1.0 m/s 放出高さ: 120.0 m 放出率: 1.0E+9 Bq/h  
 $\gamma$ 線平均エネルギー: 0.5 MeV/photon  $\gamma$ 線実効エネルギー: 1.0 MeV/ds



【放出高さ 0m の場合】

風速: 1.0 m/s 放出高さ: 0.0 m 放出率: 1.0E+9 Bq/h  
 $\gamma$ 線平均エネルギー: 0.5 MeV/photon  $\gamma$ 線実効エネルギー: 1.0 MeV/ds



- ・排気筒高さ 地上高 120m
- ・敷地グラウンドレベル EL8.5m
- ・可搬式モニタリングポスト配置位置  
(原子炉建物から約 350m~1000m 付近)

出典: 「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (Ⅲ)」 (日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code 2004-010)

図 4-3 各大気安定度における地表面での放射性雲からのガンマ線による空気カーマ率分布図



#### 4.1.3 可搬式モニタリングポストの計測範囲

##### (1) 重大事故等時における空間放射線量率測定に必要な最大測定レンジ

重大事故等時において、放出放射エネルギーを推定するために、周辺監視区域内で線量当量率を測定する場合の最大測定レンジは、福島第一原子力発電所の実績を踏まえて11～24mSv/h程度(炉心との距離が最も短い(2号機とモニタリングポストNo.4)約700m程度の場合)が必要と考えられる。

また、海側の放出を考慮して設置する可搬式モニタリングポストと炉心との距離が約350m程度であるため、同様に福島第一原子力発電所の実績を踏まえて12～88mSv/h程度である。

このため、1000mSv/hの測定レンジがあれば十分測定可能である。

なお、測定レンジを超えたとしても、近隣のモニタリング設備の測定値より推定することが可能である。また、瓦礫等の影響でバックグラウンドが高くなる場合は、配置位置を変更する等の対応を実施する。

##### (2) 最大レンジの考え方

福島第一原子力発電所敷地周辺の最大放射線量率は、原子炉建物から約900mの距離にある正門付近で約11mSv/hであった(2011年3月15日9:00)。これをもとに炉心から約350m及び約700mにおける値を計算すると、線量当量率はそれぞれ約12～88mSv/h及び約11～24mSv/hとなる。炉心からの距離と線量当量率の関係を表4-3に示す。

表4-3 炉心からの距離と線量当量率の関係

炉心からの距離 (m)	線量当量率 (mSv/h)
海側 約350	約12～88*
モニタリングポスト代替 約700	約11～24*
約900	約11

注記\*：風速1m/s、放出高さ30m、大気安定度A～F「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図(Ⅲ)」(日本原子力研究所2004年6月JAERI-Data/Code 2004-010)を用いて算出

#### 4.2 可搬型放射能測定装置等

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、放射能測定装置等により発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために、以下の放射能測定装置等を使用する。

放射能測定装置等の計測範囲等を表 4-4 に示し、小型船舶の仕様等を表 4-5 に示す。また、放射能測定装置等の写真を図 4-4、放射能測定装置等の使用場所及び保管場所を図 4-5 に示し、小型船舶の保管場所及び移動ルートを図 4-6 に示す。

表 4-4 放射能測定装置等の計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	記録	個数	保管場所
可搬式ダスト・よう素サンプラ	—	—	—	2 台*2 (予備 1 台)	緊急時対策所
NaI シンチレーションサーベイメータ	NaI (Tl) シンチレーション	0~30ks <sup>-1</sup> *1	サンプリング記録	2 台*2 (予備 1 台)	緊急時対策所
GM汚染サーベイメータ	GM管	0~100kmin <sup>-1</sup> *1	サンプリング記録	2 台*2 (予備 1 台)	緊急時対策所
α・β線サーベイメータ	ZnS (Ag) シンチレーション	0~100kmin <sup>-1</sup> *1	サンプリング記録	1 台 (予備 1 台)	緊急時対策所
	プラスチックシンチレーション	0~100kmin <sup>-1</sup> *1			
電離箱サーベイメータ	電離箱	0.001~300mSv/h*1	サンプリング記録	2 台 (予備 1 台)	緊急時対策所

注記\*1:「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満たす設計とする。

\*2:「放射能観測車の代替測定」と共用

表 4-5 小型船舶の仕様等

項目	内容
数量	1台 (予備1台)
定員	5名
最大積載重量	500kg
動力源	軽油
モニタリング時に 持ち込む資機材	<ul style="list-style-type: none"> <li>・電離箱サーベイメータ : 1台</li> <li>・可搬式ダスト・よう素サンプラ : 1台</li> <li>・海水採取用資機材 (容器等) : 1式</li> </ul>
保管場所	<ul style="list-style-type: none"> <li>・第1保管エリア : 1台 (EL 50m)</li> <li>・第4保管エリア : 1台 (EL 8.5m)</li> </ul>
運搬方法	クレーン付トラックにて荷揚場まで運搬する



(可搬式ダスト・よう素サンプラ)



(NaIシンチレーションサーベイメータ)



(GM汚染サーベイメータ)



( $\alpha$ ・ $\beta$ 線サーベイメータ)



(電離箱サーベイメータ)

図 4-4 放射能測定装置等の写真

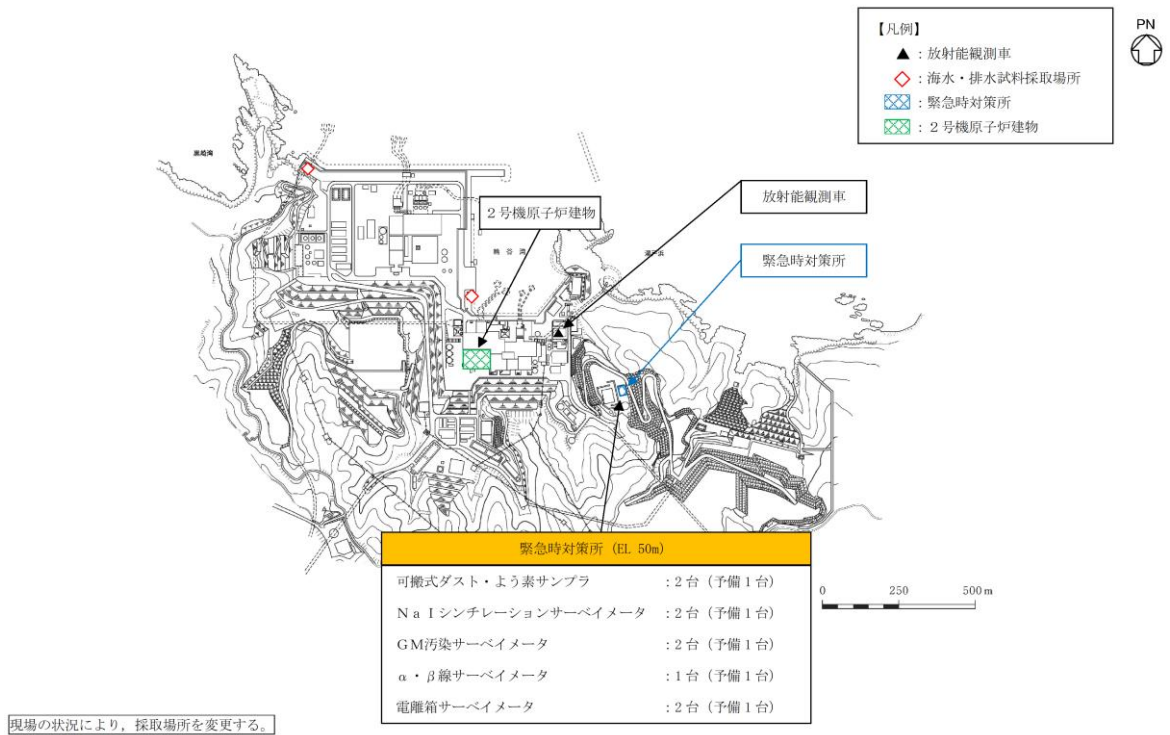


図 4-5 放射能測定装置等の使用場所及び保管場所

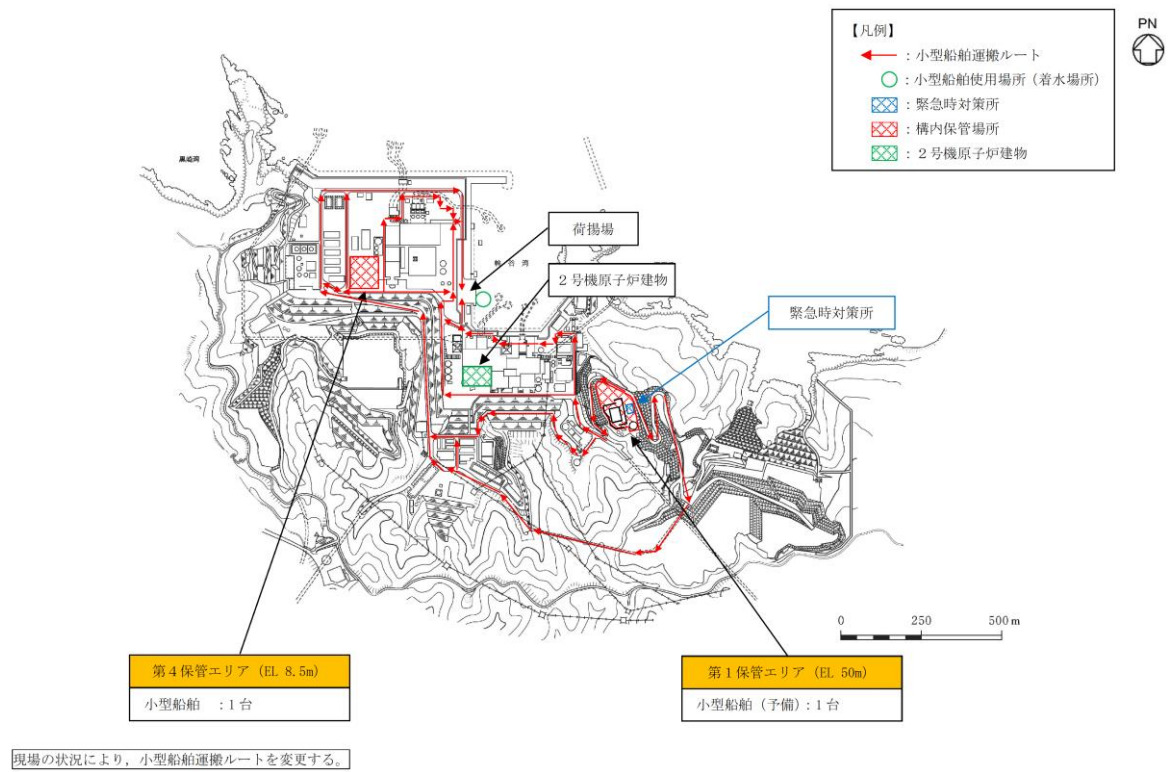


図 4-6 小型船舶の保管場所及び移動ルート

## 5. 気象観測設備

### 5.1 可搬式気象観測装置

可搬式気象観測装置は、気象観測設備が機能喪失した場合の代替及び発電用原子炉施設周囲の風向、風速その他の気象条件の監視、測定及び記録するための1台、予備として1台を保管している。

可搬式気象観測装置の計測範囲等を表5-1、仕様を表5-2、配置位置及び保管場所を図5-1に示す。

可搬式気象観測装置の電源は、外部バッテリーにより24時間以上連続で稼働できる設計としており、外部バッテリーを交換することにより継続して計測できる。また、測定データは、可搬式気象観測装置の電子メモリに記録するとともに、衛星系回線により緊急時対策所に伝送することができる。

可搬式気象観測装置の伝送概略図を図5-2に示す。

表5-1 可搬式気象観測装置の計測範囲等

名称	計器の種類	計測範囲	個数
可搬式気象観測装置	風向風速計	風向 16方位 風速 0.4~90m/s	1台 (予備1台)
	日射計	0~1.4kW/m <sup>2</sup>	
	放射収支計	-0.347~1.042kW/m <sup>2</sup>	
	雨量計	0~100mm	

表5-2 可搬式気象観測装置の仕様

項目	内容
電源	蓄電池（8個）により24時間以上供給可能。
記録	測定値は1週間以上電子メモリに記録。
伝送	衛星系回線により、緊急時対策所にてデータ監視。
概略寸法	測定器架台：全長3300mm×高さ3000mm

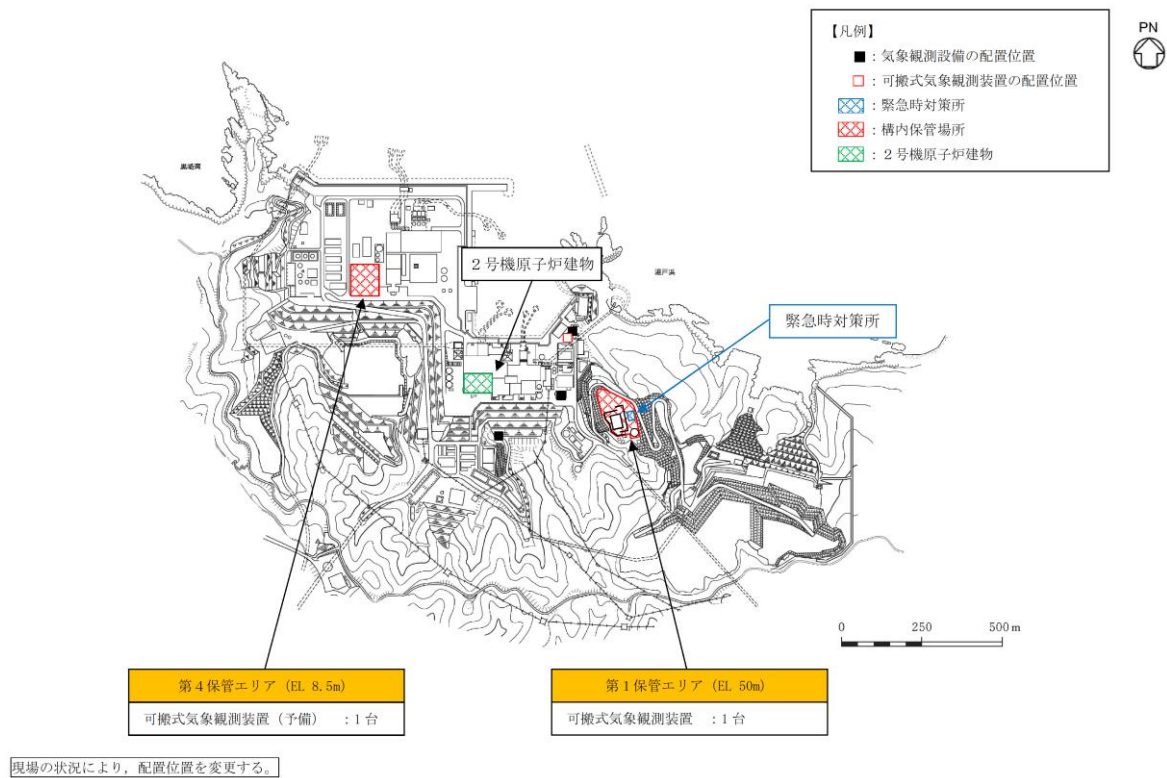


図 5-1 可搬式気象観測装置の配置位置及び保管場所

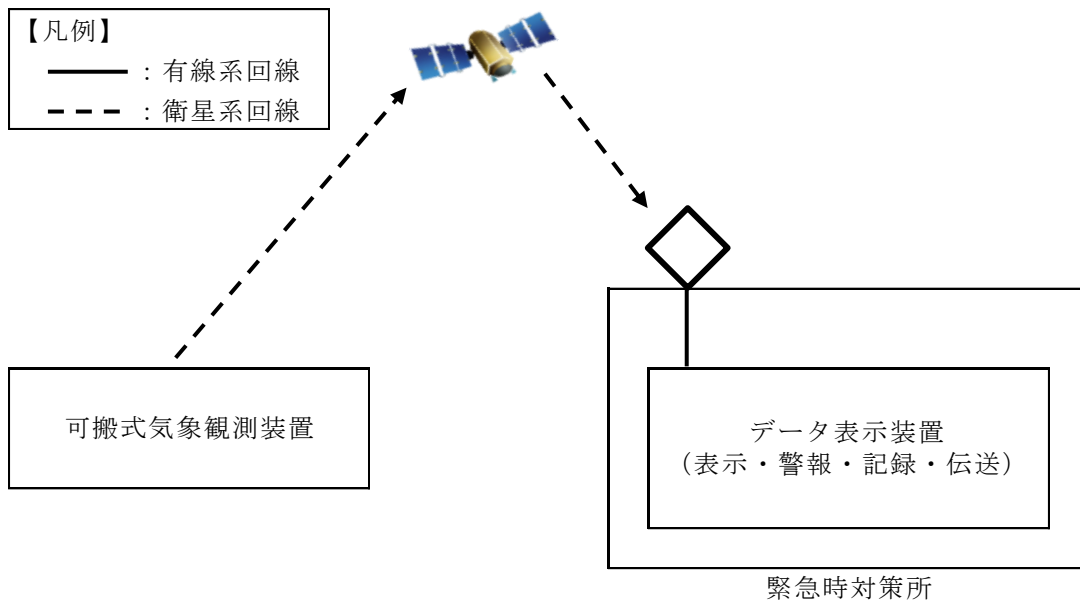


図 5-2 可搬式気象観測装置の伝送概略図

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  
に係る補足説明資料

## 目 次

1. 出入管理設備	1
1.1 中央制御室チェンジングエリア	1
1.2 緊急時対策所チェンジングエリア	16
2. 環境試料分析装置及び環境放射能測定装置	30
2.1 放射能測定装置及び小型船舶	30
2.2 環境試料分析装置	32



## 1. 出入管理設備

### 1.1 中央制御室チェンジングエリア

#### 1.1.1 チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては、「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の解釈」第59条第1項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）並びに「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の解釈」第74条第1項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）に基づき、原子炉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、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考えとする。

#### 1.1.2 チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーバイエリア及び除染エリアからなり、要員の被ばく低減の観点からタービン建物内、かつ中央制御室正圧化バウンダリに隣接した場所に設営する。概要は、表1.1-1のとおり。

表 1.1-1 チェンジングエリアの概要

項目		理由
設営場所	タービン建物 運転員控室前通路	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、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
設営形式	パネル取付ユニット方式	設営の容易さ及び迅速化の観点から、パネル取付ユニット方式を採用する。
手順着手の判断基準	原子力災害特別措置法第十条第一項に該当する事象又は原子力災害特別措置法第十五条第一項に該当する事象が発生した後、緊急時対策本部が、事象進展の状況、参集済みの要員数及び緊急時対策要員が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。	中央制御室の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。
実施者	緊急時対策要員	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている緊急時対策要員が設営を行う。

### 1.1.3 チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは、中央制御室正圧化バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルートは、図 1.1-1 及び図 1.1-2 のとおり。

要員は放射線防護具を着用し、チェンジングエリアで脱衣し、中央制御室へアクセスする。

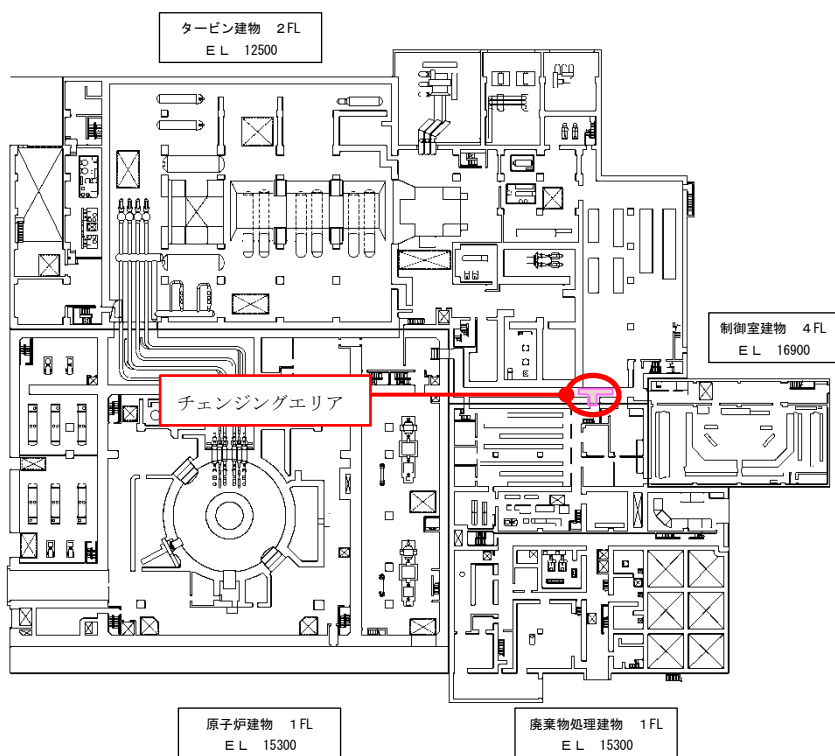


図 1.1-1 中央制御室チェンジングエリア設営場所

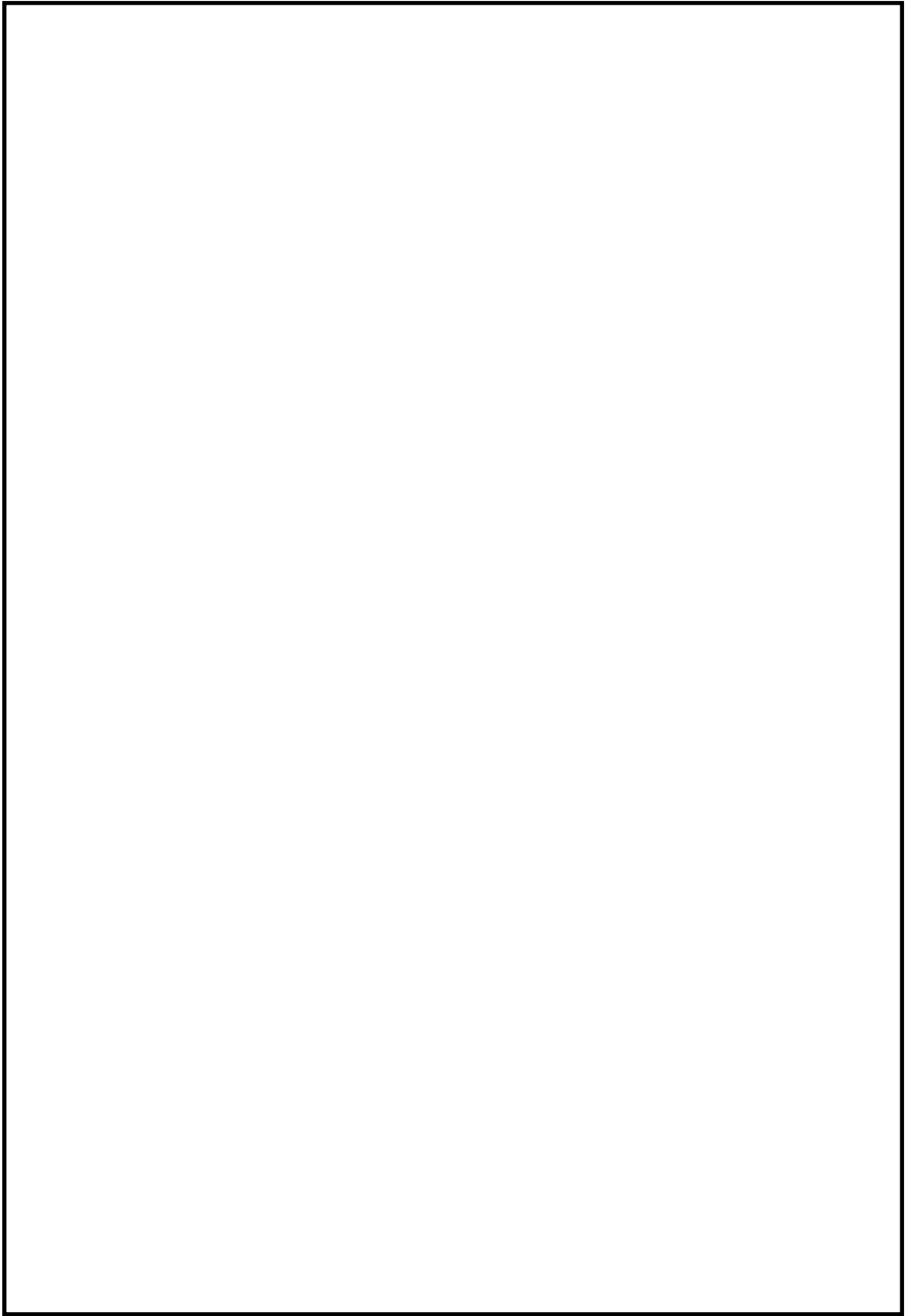


図 1.1-2 中央制御室へのアクセスルート概要図

#### 1.1.4 チェンジングエリアの設営（考え方、資機材）

##### (1) 考え方

中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため、図 1.1-3 の設営フローに従い、図 1.1-4 のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は、放射線管理班員 2 名で、2 時間以内を想定する。チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い、設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は、原子力防災組織の緊急時対策要員の放射線管理班員 2 名をチェンジングエリアの設営に割り当て行う。設営の着手は、当直長が、原子力災害特別措置法第十条第一項に該当する事象又は原子力災害特別措置法第十五条第一項に該当する事象（以下「原災法該当事象」という。）が発生したと判断した後、事象進展の状況（格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）等により炉心損傷を判断した場合等）、参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し、速やかに実施する。

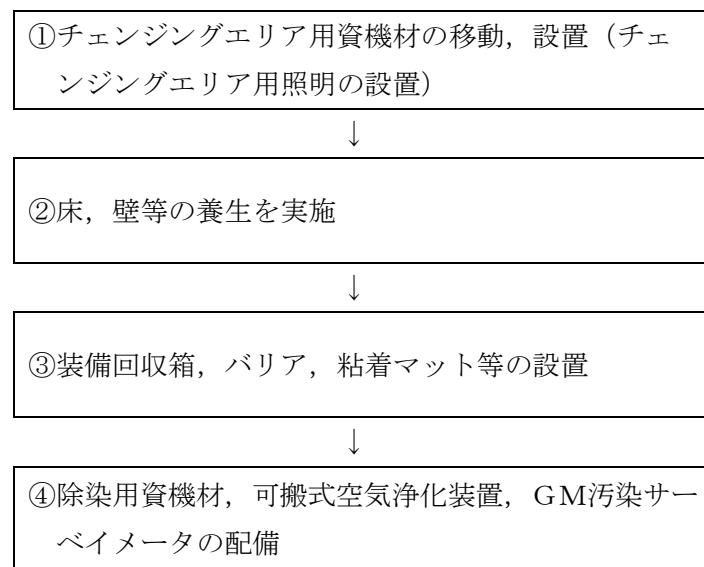


図 1.1-3 チェンジングエリア設営フロー

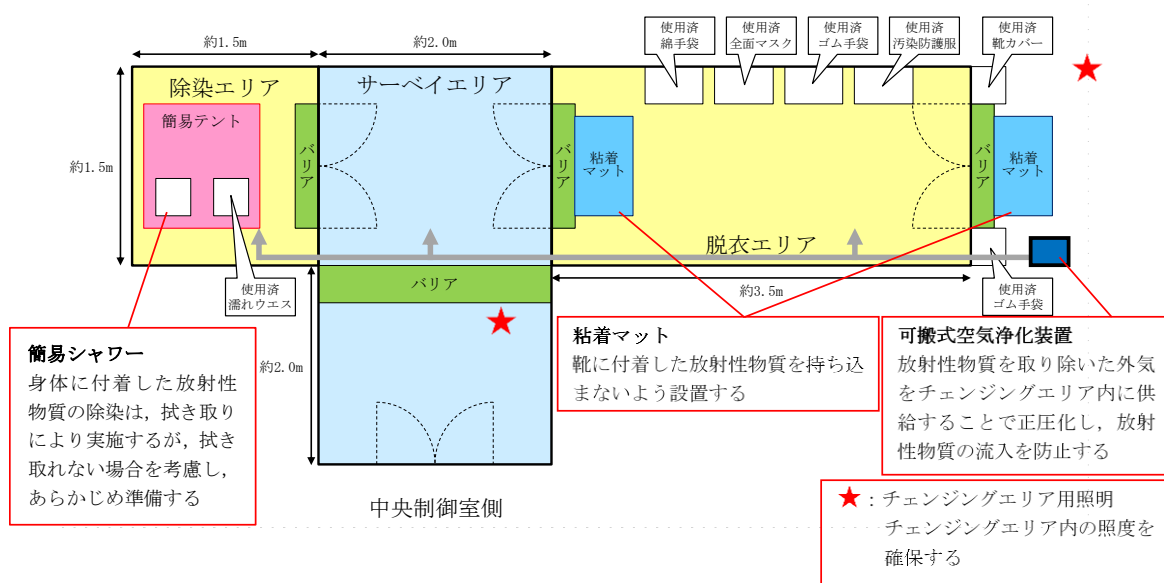


図 1.1-4 中央制御室チェンジングエリア

(2) チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、表 1.1-2 のとおりとする。チェンジングエリア用資機材は、チェンジングエリア設置場所付近に保管する。

表 1.1-2 中央制御室チェンジングエリア用資機材

名称	数量*	根拠
チェンジングエリア区画資材	1 式	エリア設営に必要な数量
養生シート	2 巻	約 35m <sup>2</sup> (床, 壁の養生面積) × 3 (エリア全面張替え 1 回分 + 補修張替え等) ÷ 90m <sup>2</sup> / 巻 × 1.5 倍 = 2 巻 (養生シート損傷, 汚染時等)
バリア	4 個	4 個 (各エリア間設置箇所数)
粘着マット	4 枚	2 枚 (設置箇所数) × 2 (汚染時の交換用) = 4 枚
装備回収箱	6 個	6 個 (設置箇所数)
ヘルメット掛け	1 式	エリア設営に必要な数量
ポリ袋	200 枚	6 枚 (設置箇所) × 3 枚 / 日 (1 日交換回数) × 7 日 × 1.5 倍 = 189 枚 → 200 枚
テープ	12 巻	約 80m (養生エリアの外周距離) × 3 (エリア全面張替え 1 回分 + 補修張替え等) ÷ 30m / 巻 × 1.5 倍 = 12 巻 (養生シート損傷, 汚染時等)
ウエス	1 箱	1200 枚 / 箱 (除染等)
ウェットティッシュ	5 個	120 枚 / 個 (除染等)
はさみ	1 個	エリア設営に必要な数量
マジック	2 本	エリア設営に必要な数量
簡易テント	1 台	960mm × 960mm × 1,600mm (除染エリア設置)
簡易シャワー	1 台	エリア設営に必要な数量
簡易タンク	1 台	エリア設営に必要な数量
トレイ	1 個	エリア設営に必要な数量
バケツ	2 個	エリア設営に必要な数量
可搬式空気浄化装置	1 式	エリア設営に必要な数量
チェンジングエリア用照明	2 個	エリア設営に必要な数量

注記\* : 今後、訓練等で見直しを行う。

### 1.1.5 チェンジングエリアの運用

#### (1) 出入管理

チェンジングエリアは、中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において、中央制御室に待機していた要員が、中央制御室外で作業を行った後、再度、中央制御室に入室する際等に利用する。中央制御室外は、放射性物質により汚染しているおそれがあることから、中央制御室外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは図 1.1-4 のとおりであり、チェンジングエリアには下記①から③のエリアを設けることで、中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

##### ① 脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア。

##### ② サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品のサーベイを行うエリア。  
汚染が確認されなければ中央制御室側へ移動する。

##### ③ 除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

#### (2) 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリア入口で、安全靴、ヘルメット、被水防護服及びゴム手袋（外側）を脱衣する。
- ・脱衣エリアで汚染防護服、ゴム手袋（内側）、マスク、帽子、靴下及び綿手袋を脱衣する。

なお、チェンジングエリアでは、放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言及び防護具の脱衣の補助を行う。

#### (3) 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後、サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は、中央制御室へ入室する。汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。

なお、放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、放射線管理班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

#### (4) 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は図 1.1-5 及び以下のとおりとする。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査を行う。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。
- ・簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。

(5) 要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染箇所への水洗いによって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。簡易シャワーの使用イメージは、図 1.1-6 のとおりである。

簡易シャワーで発生した汚染水は、図 1.1-5 のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理し、排水を受けた資機材については、汚染検査を実施し、必要により除染し再使用する。

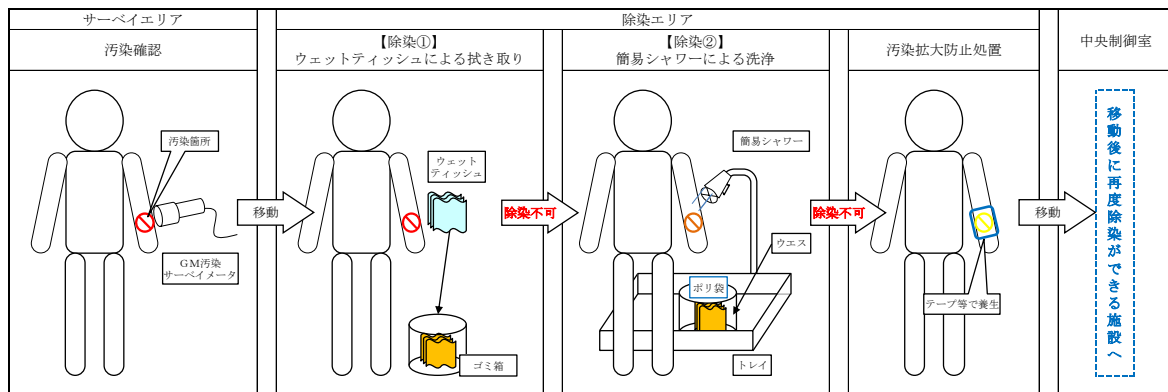


図 1.1-5 除染及び汚染水処理イメージ



図 1.1-6 簡易シャワーの使用イメージ



(6) 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・中央制御室内で、綿手袋、靴下、帽子、汚染防護服、全面マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・脱衣エリア出口でヘルメット、安全靴等を着用する。
- ・放射線管理班員は、要員の作業に応じて、被水防護服等の着用を指示する。

(7) 廃棄物管理

中央制御室外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜チェンジングエリア外に持ち出し、チェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

(8) チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は、床・壁等の養生の確認を実施し、養生シート等に損傷が生じている場合は、補修を行う。

チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1回/日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度の測定を実施し、必要に応じチェンジングエリアの除染を実施する。なお、測定及び除染を行った要員は、脱衣エリアにて脱衣を行う。

1.1.6 チェンジングエリアの汚染拡大防止について

(1) 汚染拡大防止の考え方

チェンジングエリアには、被ばく低減のため、可搬式空気浄化装置を1台設置する。可搬式空気浄化装置は、放射性物質を取り除いた外気をチェンジングエリア内に供給することで正圧化し、放射性物質の流入を防止する。

(2) チェンジングエリアの区画

チェンジングエリアは、区画資材により区画する。チェンジングエリアの外観は、図1.1-7のとおりであり、チェンジングエリア区画資材の仕様は表1.1-3のとおりである。

チェンジングエリア内面は、汚染の除去の容易さの観点から、必要に応じて養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。更に、チェンジングエリア内には、靴等に付着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置する。また、チェンジングエリア区画資材に損傷が生じた際は、速やかに補修が行えるよう補修用の資機材を準備する。



図 1.1-7 チェンジングエリアの外観

表 1.1-3 チェンジングエリア区画資材の仕様

サイズ（設営時）	幅 1.5m×奥行 3.5m×高さ 2.0m 程度（脱衣エリア）
	幅 2.0m×奥行 3.0m×高さ 2.0m 程度（サーベイエリア）
	幅 1.5m×奥行 1.5m×高さ 2.0m 程度（除染エリア）
サイズ（保管時）	幅 1.0m×奥行 1.5m×高さ 2.0m 程度
本体重量	約 200kg（総重量）
材質	軽量アルミフレーム，中空ポリカーボネートボード

### (3) 可搬式空気浄化装置

可搬式空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬式空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視により行う。可搬式空気浄化装置の仕様等を図 1.1-8 に示す。

なお、中央制御室はプルーム通過時には、出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについても、プルーム通過時は、利用しないこととする。したがって、チェンジングエリア用の可搬式空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬式空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬式空気浄化装置は長期に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。なお、交換したフィルタは、線源とならないようチェンジングエリアから遠ざけて保管する。


	<p>○外形寸法：約 500(D)×約 360(W)×約 1350(H)mm</p> <p>○最大風量：13m<sup>3</sup>/min</p> <p>○重　　量：約 60kg（フィルタ除く）</p> <p>○フィルタ：微粒子フィルタ よう素フィルタ</p>
	<p><u>微粒子フィルタ</u></p> <p>微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。</p> <p><u>よう素フィルタ</u></p> <p>よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭素繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

図 1.1-8 可搬型空気浄化装置の仕様等

(4) チェンジングエリアへの空気の流れ

中央制御室チェンジングエリアは、タービン建物内に設置し、図 1.1-9 のように、汚染の区分ごとにエリアを区画し、汚染を管理する。

また、被ばく低減のため、可搬式空気浄化装置を 1 台設置する。可搬式空気浄化装置は、放射性物質を取り除いた外気をチェンジングエリア内に供給することで正圧化し、放射性物質の流入を防止する。

図 1.1-9 のように脱衣エリア及び除染エリアの空気がサーベイエリアへ流入しないよう、可搬式空気浄化装置から各エリアに供給する風量を調整し、チェンジングエリア内に空気の流れをつくることで、中央制御室内に汚染を持ち込まないよう管理する。

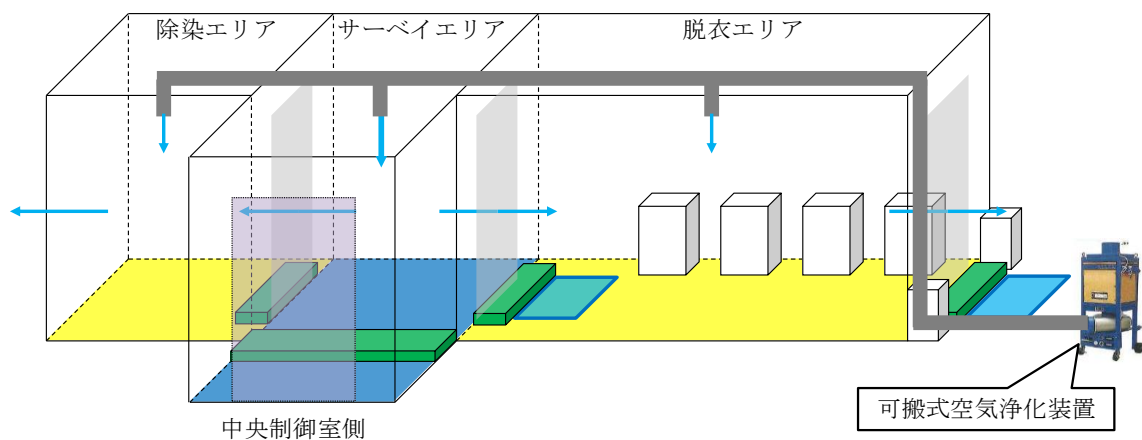


図 1.1-9 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

(5) チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

中央制御室に入室しようとする要員に付着した汚染が、他の要員に伝播することがないように、サーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともに、サーベイエリア内に汚染が移行していないことを確認する。

サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖するが、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに大きな影響を与えないようにする。ただし、中央制御室から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、退室する要員は防護具を着用していることから、退室することは可能である。

また、脱衣エリアでは一人ずつ脱衣を行う運用とすることで、脱衣する要員同士の接触を防止する。なお、中央制御室から退室する要員は、防護具を着用しているため、中央制御室に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

1.1.7 汚染の管理基準

表 1.1-4 のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、表 1.1-4 の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

表 1.1-4 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準*1	根拠等
状況①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1300cpm*2	法令に定める表面汚染密度限度（アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度）：40Bq/cm <sup>2</sup> の1/10
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40000cpm*3	原子力災害対策指針におけるOIL4に準拠
		13000cpm*4	原子力災害対策指針におけるOIL4【1ヶ月後の値】に準拠

注記\*1:計測器の仕様や構成により係数率が異なる場合は、計測器毎の数値を確認しておく。

また、測定する場所のバックグラウンドに留意する必要がある。

\*2:4Bq/cm<sup>2</sup>相当

\*3:120Bq/cm<sup>2</sup>相当。バックグラウンドが高い状況化に適用。バックグラウンドの影響が相対的に小さくなる数値のうち、最低の水準（バックグラウンドのノイズに信号が埋まらないレベルとして3倍程度の余裕を見込む水準）として設定（13000×3≒40000cpm）

\*4:40Bq/cm<sup>2</sup>相当（放射性ヨウ素の吸入により小児の甲状腺等価線量が100mSvに相当する内部被ばくをもたらすと想定される体表面密度）

### 1.1.8 チェンジングエリア用照明

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に使用するチェンジングエリア用照明は、2個（予備1個）を使用する。個数はチェンジングエリアの設置、脱衣、汚染検査及び除染に必要な照度を確保できることを確認している。チェンジングエリア用照明の仕様を表1.1-5に示す。

表 1.1-5 チェンジングエリア用照明

外観図	保管場所	数量	仕様
<p>チェンジングエリア用照明</p> 	中央制御室 前通路	2個 (予備1個)	電源：交流 100V* 点灯可能時間：8時間（蓄電池）

注記\*：常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電可能

チェンジングエリア内の脱衣エリア、身体サーベイエリア及び除染エリアは、図1.1-10に示すように設置するチェンジングエリア用照明により各中心部床面において5ルクス以上の照度が確保可能であり、問題なく運用が行えることを確認している。



図 1.1-10 チェンジングエリア用照明確認状況

#### 1.1.9 チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員は、2名1組で2組を想定し、同時に4名の運転員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に4名の要員が来た場合、全ての要員が中央制御室に入りきるまで16分（脱衣2分、汚染検査2分×4人）であり、全ての要員が汚染している場合でも除染が完了し中央制御室に入りきるまで36分（脱衣2分、汚染検査2分、除染3分、汚染検査2分×4人）であることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは建物内に設置しており、屋外での待機はなく、不要な被ばくを防止することができる。

#### 1.1.10 中央制御室内に配備する資機材の数量について

中央制御室に配備する放射線管理用資機材の内訳を表1.1-6及び表1.1-7に示す。なお、放射線防護具は、汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

表 1.1-6 放射線防護具

品名	保管数*	考え方
汚染防護服	210 着	10 名 (1, 2 号機運転員 9 名 + 余裕, 以下同様) × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) = 210
靴下	210 足	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) = 210
帽子	210 着	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) = 210
綿手袋	210 双	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) = 210
ゴム手袋	420 双	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) × 2 = 420
ろ過式呼吸用保護具 (以下内訳)	90 個	10 名 × 2 交替 × 3 日 (除染による再使用を考慮) × 1.5 (余裕) = 90
電動ファン付き 全面マスク	10 個	10 名
全面マスク	80 個	90 - 10 = 80
チャコールフィルタ (以下内訳)	210 個	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) = 210
電動ファン付き 全面マスク用	70 個	10 名 × 7 日 = 70
全面マスク用	140 個	210 - 70 = 140
被水防護服	105 着	10 名 × 2 交替 × 7 日 × 1.5 (余裕) × 50% (年間降水日数を考慮) = 105
作業用長靴	10 足	10 名
セルフエアーセット	4 台	初期対応用 3 台 + 予備 1 台
酸素呼吸器	3 台	インターフェイスシステム LOCA 等対応用 2 台 + 予備 1 台

注記\* : 予備を含む (今後, 訓練等で見直しを行う。)

表 1.1-7 放射線計測器

品名	配備台数
GM汚染サーベイメータ	2 台 (予備 1 台) *

注記\* : モニタリング及びチェンジングエリアにて使用

## 1.2 緊急時対策所チェンジングエリア

### 1.2.1 チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては、「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の解釈」第61条第1項（緊急時対策所）並びに「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の解釈」第76条第1項（緊急時対策所）に基づき、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

### 1.2.2 チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア及び除染エリアからなり、緊急時対策所正圧化バウンダリの境界に設置するとともに、要員の被ばく低減の観点から緊急時対策所内に設営する。概要は表1.2-1のとおり。

表 1.2-1 チェンジングエリアの概要

項目	理由
設営場所 緊急時対策所	緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
設営方式 部屋全面区画	設営の容易さの観点から、部屋全面を区画する。なお、平常時から養生シートによりあらかじめ養生しておくことにより、速やかな設置作業を可能とする。
手順着手の判断基準	原災法該当事象が発生した後、技術統括が、事象進展の状況（炉心損傷を判断した場合等）、参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。
実施者 放射線管理班	チェンジングエリアを速やかに設営できるように定期的に訓練を行っている放射線管理班が設営を行う。



### 1.2.3 チェンジングエリアの設営場所

チェンジングエリアは、緊急時対策所正圧化バウンダリの境界に設置する。チェンジングエリアの設営場所は、図 1.2-1 のとおりとする。

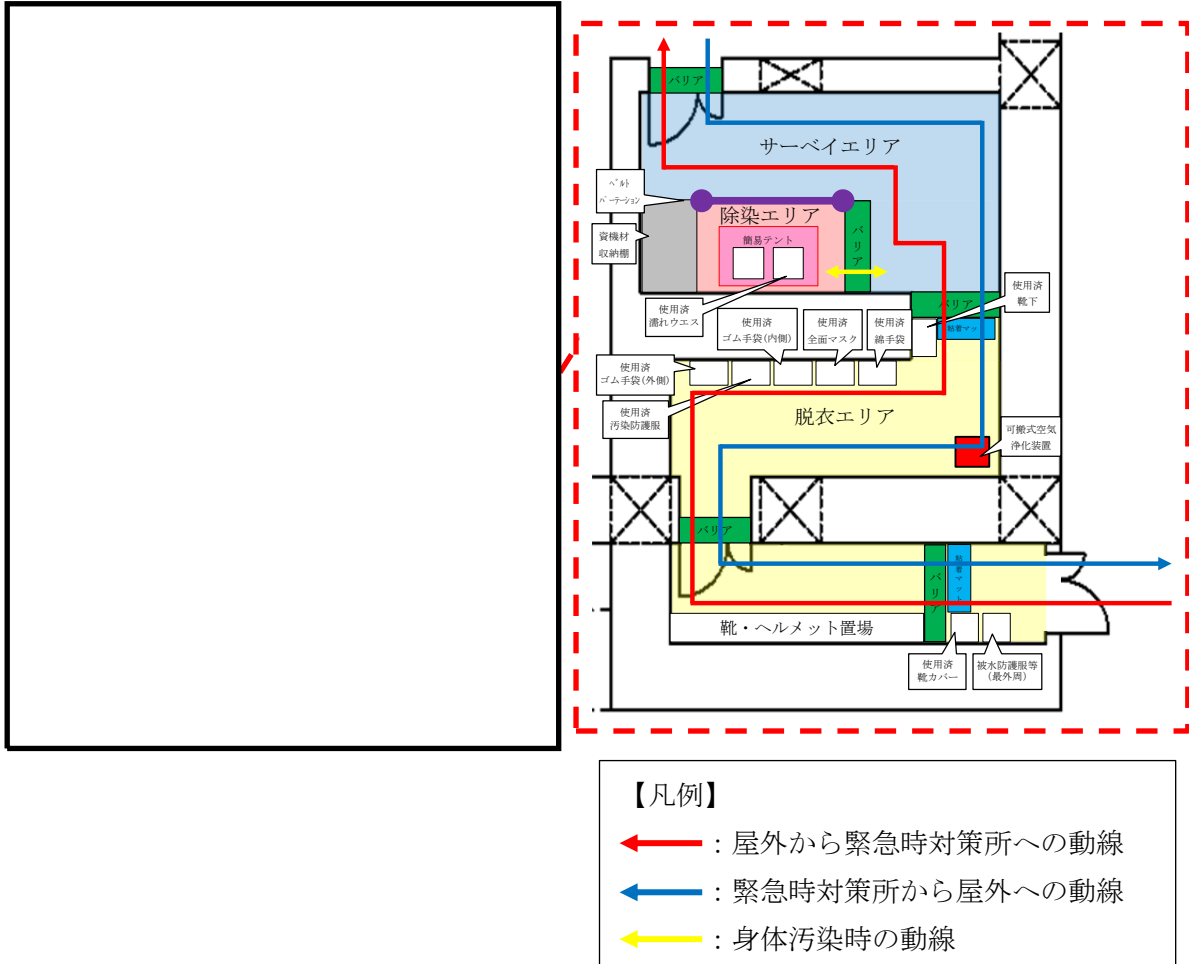


図 1.2-1 緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所

#### 1.2.4 チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

##### (1) 考え方

緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを防止するため，図 1.2-2 の設営フローに従い，図 1.2-3 のとおりチェンジングエリアを設営する。なお，チェンジングエリアは，速やかな設置作業を可能とするよう，各エリアを平常時から養生シートによりあらかじめ養生しておくとともに，図 1.2-3 に示す資機材を配備しておく。養生シートの補修等チェンジングエリア用資機材の管理については，保守管理を適切に実施し，運用については保安規定の下部規定に定めて管理する。

チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員 1 名で 20 分以内を想定している。

なお，チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の緊急時対策要員の放射線管理班のうち 1 名をチェンジングエリアの設営に割り当て行う。

設営の着手は，原災法該当事象が発生した後，事象進展の状況，参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して放射線管理班長が判断し，速やかに実施する。

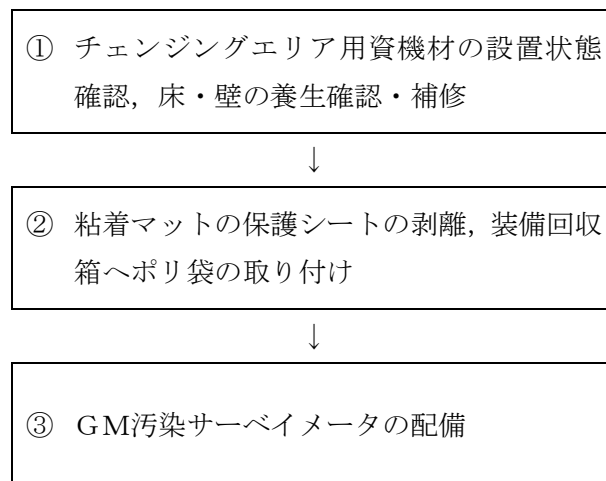


図 1.2-2 チェンジングエリア設営フロー

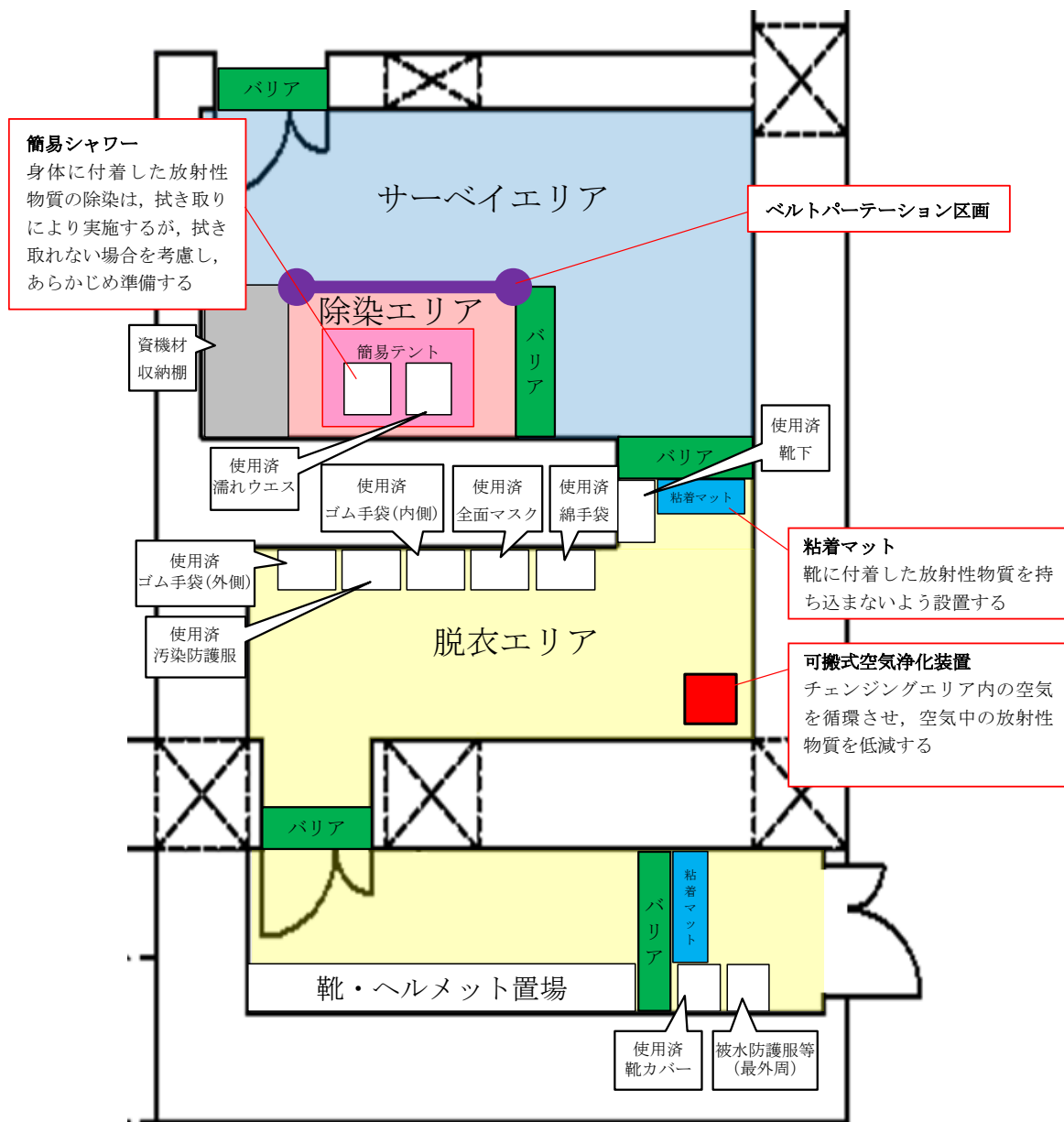


図 1.2-3 緊急時対策所チェンジングエリア

(2) チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、通常時からチェンジングエリア内に配備し、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、表 1.2-2 の数量をチェンジングエリア内に保管する。

表 1.2-2 緊急時対策所チェンジングエリア用資機材

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

注記\* : 今後, 訓練等で見直しを行う。

### 1.2.5 チェンジングエリアの運用

#### (1) 出入管理

チェンジングエリアは、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所に待機していた要員が、緊急時対策所外で作業を行った後、再度、緊急時対策所に入室する際等に利用する。緊急時対策所外は、放射性物質により汚染しているおそれがあることから、緊急時対策所外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは図 1.2-3 のとおりであり、チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで緊急時対策所内への放射性物質の持ち込みを防止する。

##### ① 脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア。

##### ② サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品のサーベイを行うエリア。

汚染が確認されなければ緊急時対策所内へ移動する。

##### ③ 除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

#### (2) 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴脱ぎ場で、安全靴、ヘルメット、被水防護服等を脱衣する。
- ・脱衣エリアで、汚染防護服、ゴム手袋外側、ゴム手袋内側、マスク、帽子、靴下及び綿手袋を脱衣する。

なお、チェンジングエリアでは、放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言及び防護具の脱衣の補助を行う。

#### (3) 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後、サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は、緊急時対策所（資機材室）へ入室する。汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。

なお、放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、放射線管理班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

#### (4) 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は図 1.2-4 及び以下のとおりとする。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。

- ・汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。
- ・簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。

(5) 要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染箇所への水洗いによって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。簡易シャワーの使用イメージは、図 1.2-5 のとおりである。

簡易シャワーで発生した汚染水は、図 1.2-4 のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理し、排水を受けた資機材については、汚染検査を実施し、必要により除染し再使用する。

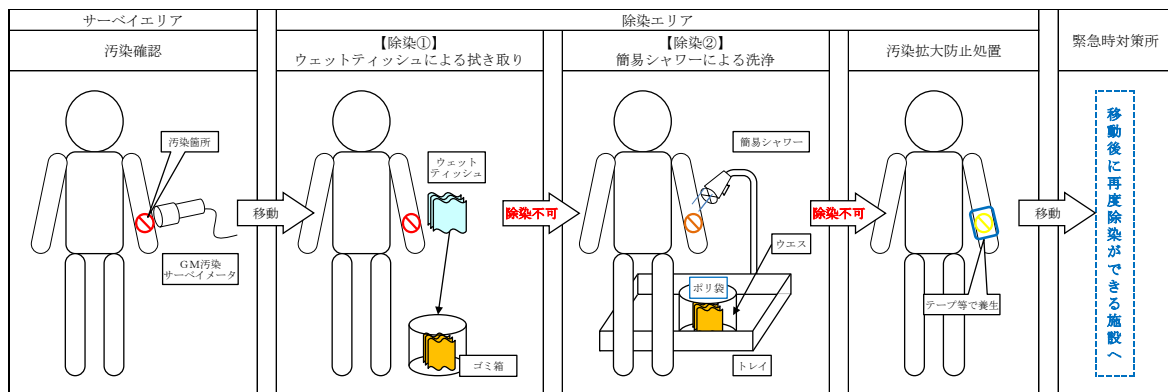


図 1.2-4 除染及び汚染水処理イメージ



図 1.2-5 除染及び汚染水処理イメージ

(6) 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・緊急時対策所内で、綿手袋、靴下、帽子、汚染防護服、全面マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェンジングエリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット、安全靴等を着用する。
- ・放射線管理班員は、要員の作業に応じて、被水防護服等の着用を指示する。

(7) 廃棄物管理

緊急時対策所外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜チェンジングエリア外に持ち出しチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

(8) チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は、床・壁等の養生の確認を実施し、養生シート等に損傷が生じている場合は、補修を行う。

チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度の測定を実施し、必要に応じチェンジングエリアの除染を実施する。なお、測定及び除染を行った要員は、脱衣エリアにて脱衣を行う。

1.2.6 チェンジングエリアの汚染拡大防止について

(1) 汚染拡大防止の考え方

チェンジングエリアには、被ばく低減のため、可搬式空気浄化装置を通常時から1台設置し、他の設備へ悪影響を及ぼさないよう転倒防止対策を講ずる。可搬式空気浄化装置は、最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアの空気を吸い込み浄化するよう配置し、脱衣エリアを換気することで、緊急時対策所外で活動した要員の脱衣による汚染拡大を防止する。

(2) チェンジングエリアの区画

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア及び除染エリアごとに区画しており、各エリアの壁・床等について、通常時より養生シート及びテープにより区画養生を行っておくことで、チェンジングエリア設営時間の短縮を図る。

チェンジングエリア内面は、必要に応じて汚染の除去の容易さの観点から養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。更にチェンジングエリア内には、靴等に付着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置す

る。また、養生シート等に損傷が生じた際は、速やかに補修が行えるよう補修用の資機材を準備する。チェンジングエリアの設営状況を図 1.2-6 に示す。

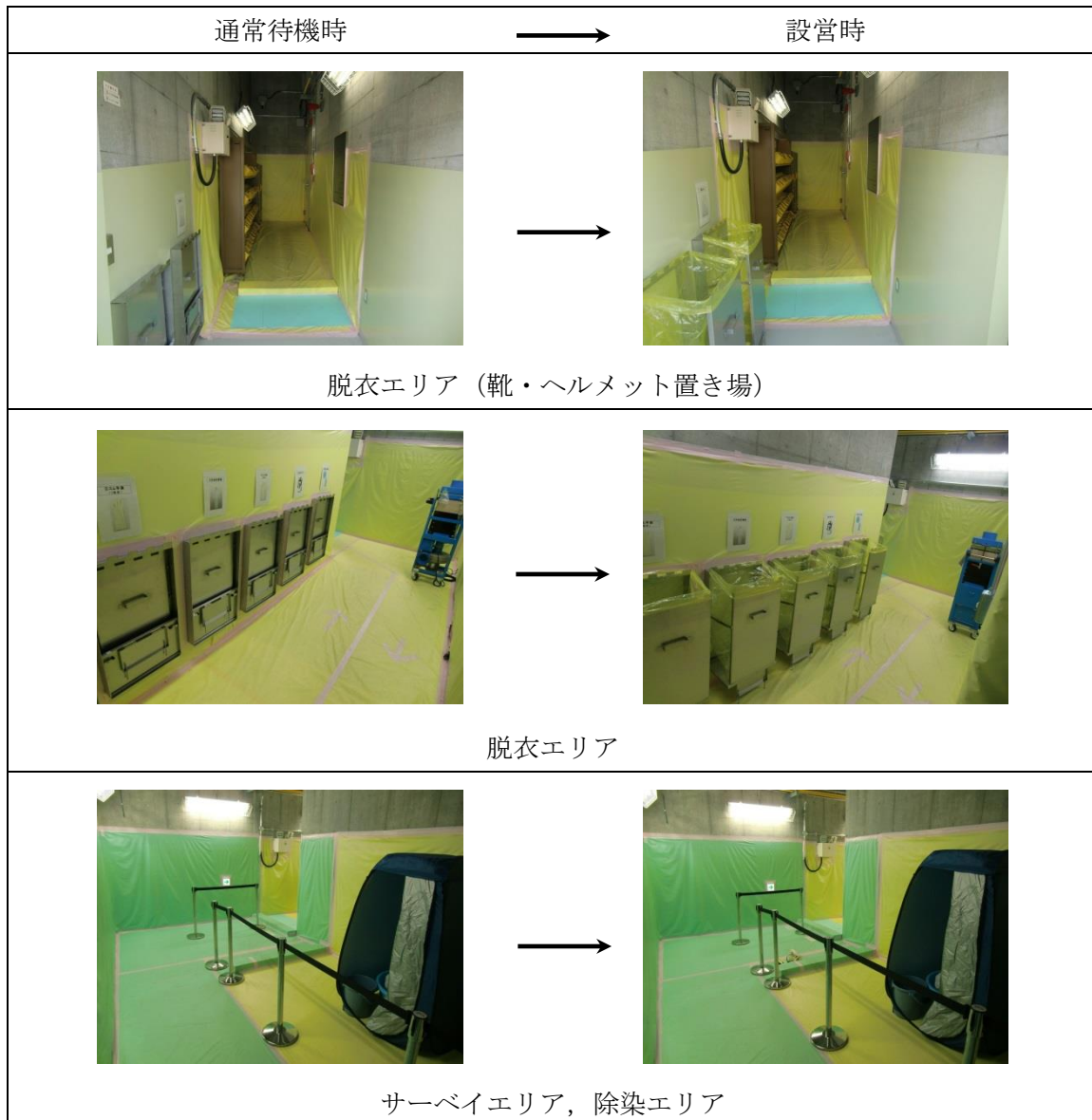


図 1.2-6 緊急時対策所チェンジングエリアの設営状況

### (3) 可搬式空気浄化装置

可搬式空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬式空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視により行う。可搬式空気浄化装置は、脱衣エリアを換気できる風量とし、仕様等を図 1.2-7 に示す。

なお、緊急時対策所はプルーム通過時には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについてもプルーム通過時は、原則利用しない。したがって、チェンジングエリア用の可搬式空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬式空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。



ただし、可搬式空気浄化装置は長期に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。なお、交換したフィルタは、線源とならないようチェンジングエリアから遠ざけて保管する。

	<p>○外形寸法：約 500(D)×約 360(W)×約 1350(H)mm          ○最大風量：13m<sup>3</sup>/min          ○重 量：約 60kg（フィルタ除く）          ○フィルタ：微粒子フィルタ，よう素フィルタ</p>
	<p><u>微粒子フィルタ</u>          微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり，微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に，微粒子が捕集される。</p> <p><u>よう素フィルタ</u>          よう素フィルタのろ材は，活性炭素繊維であり，よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に，よう素が活性炭素繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

図 1.2-7 可搬式空気浄化装置の仕様

#### (4) チェンジングエリアの空気の流れ

緊急時対策所チェンジングエリアは、緊急時対策所内に設置し、図 1.2-8 のように、チェンジングエリア排気隔離ダンパにより緊急時対策本部の圧力を正圧 100Pa 以上に調整し、排気隔離ダンパによりチェンジングエリアの圧力を微正圧\*（屋外より高い圧力かつ資機材室よりも低い圧力）に調整することにより、屋外よりの放射性物質の流入を防止すると共に、チェンジングエリアの空気が緊急時対策所（資機材室）に流入しない設計とする。

また、被ばく低減のため、可搬式空気浄化装置を1台設置する。可搬式空気浄化装置はチェンジングエリア内を循環運転することによりチェンジングエリア内全体の放射性物質を低減し、汚染拡大を防止する。

なお、チェンジングエリアのうち脱衣エリアの靴脱ぎ場は微正圧範囲ではないが、要員が汚染しないよう、靴、ヘルメット等の装備のみを脱衣するエリアとしている。また、このエリアを建物内に設置することで、脱衣時の外部からの放射線による不要の被ばくを防止することができる。

注記\*：差圧目標設定値：60Pa 以上（緊急時対策本部に対して 20～40Pa 低い圧力に設定する）

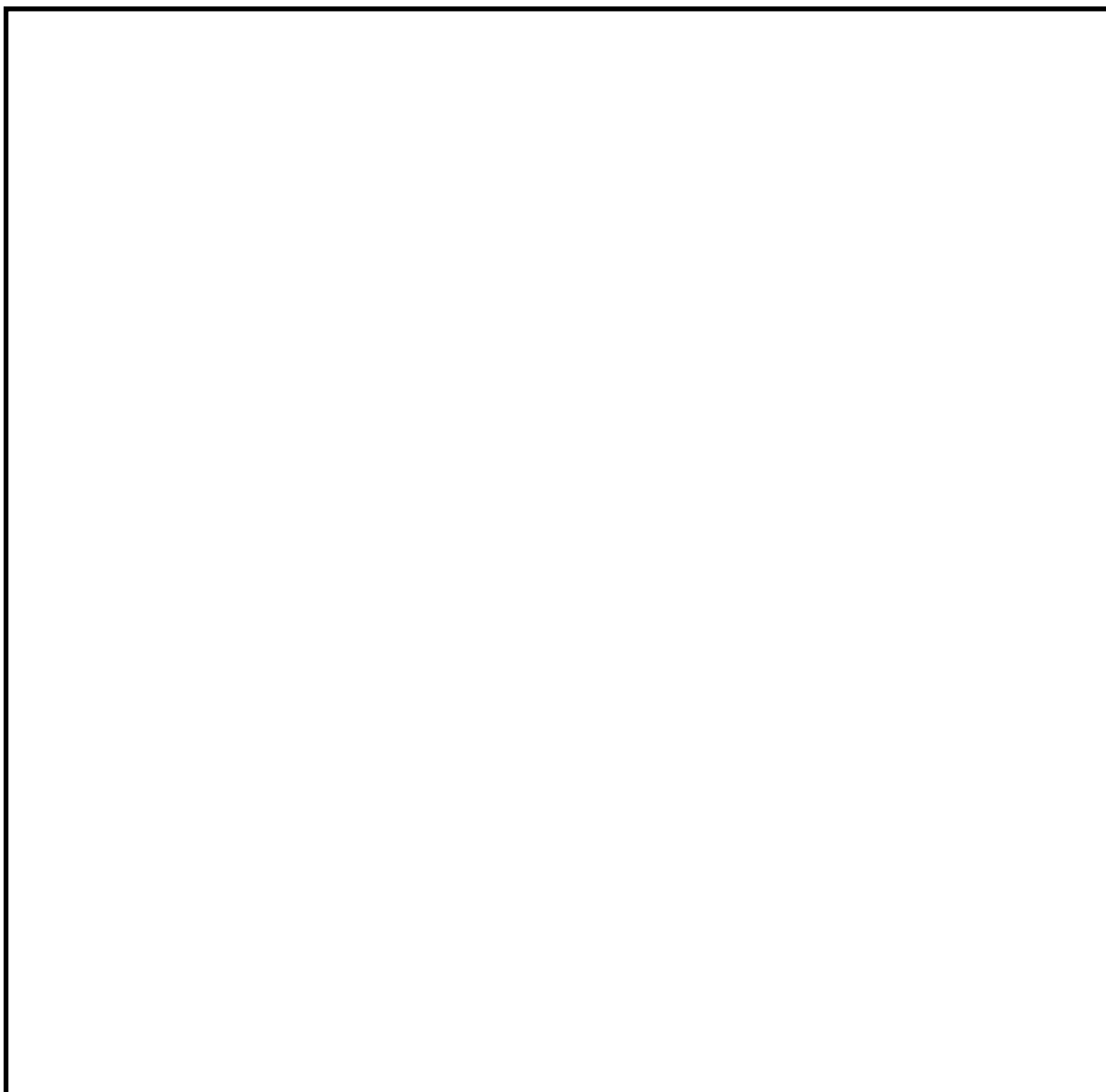


図 1.2-8 緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ

(5) チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

緊急時対策所に入室しようとする要員に付着した汚染が、他の要員に伝播することがないように、サーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともに、サーベイエリア内に汚染が移行していないことを確認する。

サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖するが、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに大きな影響は与えないようにする。ただし、緊急時対策所から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、退室する要員は防護具を着用していることから、退室することは可能である。

また、緊急時対策所への入室の動線と退室の動線を分離することで、脱衣時の接触を防止する。なお、緊急時対策所から退室する要員は、防護具を着用しているた

め、緊急時対策所に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

### 1.2.7 汚染の管理基準

表 1.2-3 のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、表 1.2-3 の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

表 1.2-3 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準* <sup>1</sup>	根拠等
状況①	屋外(発電所構内全般)へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1300cpm* <sup>2</sup>	法令に定める表面汚染密度限度(アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度) : 40Bq/cm <sup>2</sup> の 1/10
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40000cpm* <sup>3</sup>	原子力災害対策指針における OIL4 に準拠
		13000cpm* <sup>4</sup>	原子力災害対策指針における OIL4 【1ヶ月後の値】に準拠

注記\*1:計測器の仕様や構成により係数率が異なる場合は、計測器毎の数値を確認しておく。

また、測定する場所のバックグラウンドに留意する必要がある。

\*2: 4Bq/cm<sup>2</sup>相当

\*3: 120Bq/cm<sup>2</sup>相当。バックグラウンドが高い状況化に適用。バックグラウンドの影響が相対的に小さくなる数値のうち、最低の水準(バックグラウンドのノイズに信号が埋まらないレベルとして3倍程度の余裕を見込む水準)として設定(13000×3≒40000cpm)

\*4: 40Bq/cm<sup>2</sup>相当(放射性よう素の吸入により小児の甲状腺等価線量が100mSvに相当する内部被ばくをもたらすと想定される体表面密度)

### 1.2.8 チェンジングエリアのスペースについて

緊急時対策所における現場作業を行う要員は、プルーム通過直後に作業を行うことを想定している要員数14名を考慮し、同時に14名の要員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリア内の各エリア面積を表 1.2-4 に、チェンジングエリア内の各エリア寸法を図 1.2-9 に示す。チェンジングエリアに同時に14名の要員が来た場合、全ての要員が緊急時対策所に入りきるまで約35分(1人目の脱衣に6分+その後順次汚染検査2分×14名)であり、全ての要員が汚染している場合でも約65分(汚染のない場合の35分+除染後の再検査2分×14名)であることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でもチェンジングエリアは建物内に設置しており、屋外での待機はなく、不要な被ばくを防止することができる。

表 1.2-4 チェンジングエリア内の各エリア面積

エリア名称	エリア寸法	エリア面積
靴・ヘルメット置場	約 6.0m × 約 1.5m	約 9.0m <sup>2</sup>
脱衣エリア	約 5.5m × 約 1.8m + 約 1.5m × 約 1.0m	約 11.4m <sup>2</sup>
サーベイエリア	約 3.0m × 約 6.0m - 約 1.5m × 約 3.0m	約 13.5m <sup>2</sup>
除染エリア	約 2.0m × 約 1.5m	約 3.0m <sup>2</sup>

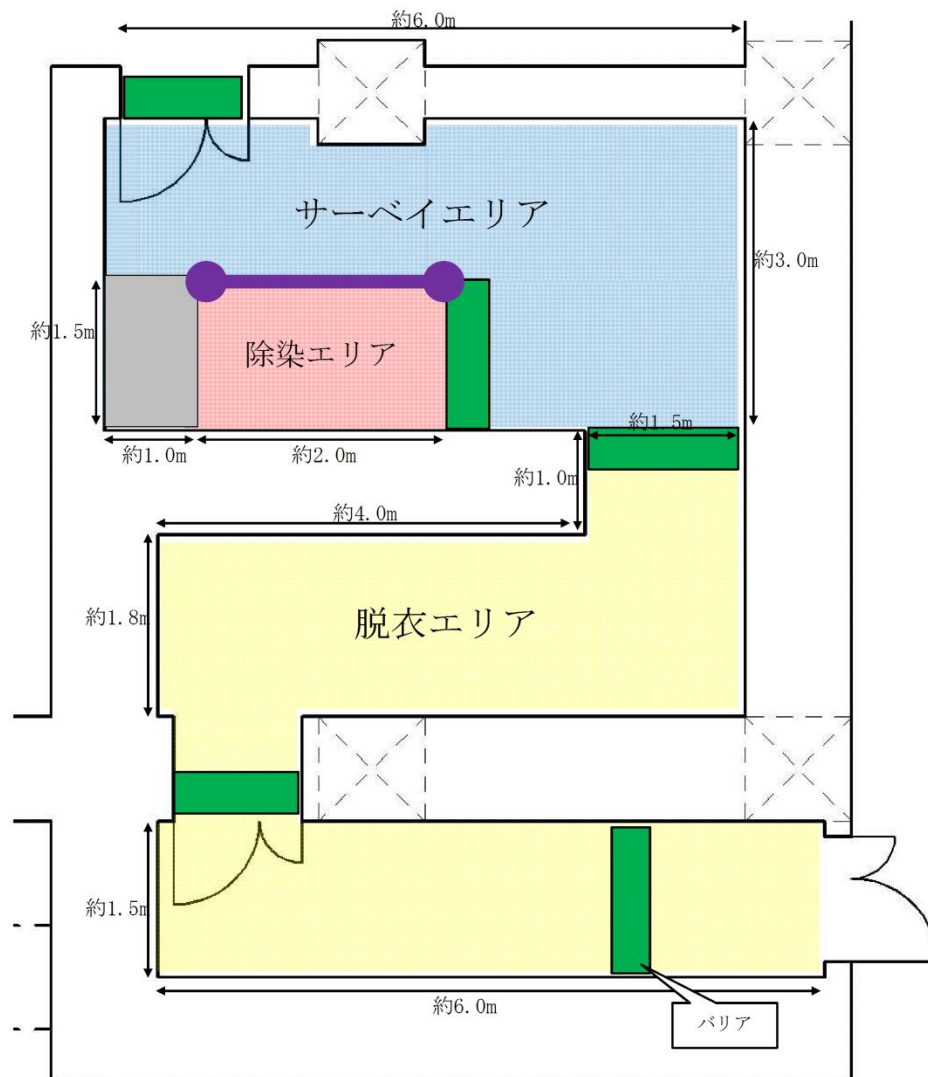


図 1.2-9 チェンジングエリア内の各エリア寸法

1.2.9 緊急時対策所に配備する資機材の数量について

緊急時対策所に配備する放射線管理用資機材の内訳を表 1.2-5 及び表 1.2-6 に示す。なお、放射線防護具は、汚染が付着しないよう緊急時対策所正圧化バウンダリに配備する。また、チェンジングエリア用資機材は汚染が付着しないようポリシート等であらかじめ養生し、チェンジングエリアに配備する。

表 1.2-5 放射線防護具

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

注記\*：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う。）。

表 1.2-6 放射線計測器

品名	配備台数
GM汚染サーベイメータ	3 台（予備 1 台）*

注記\*：モニタリング及びチェンジングエリアにて使用

## 2. 環境試料分析装置及び環境放射能測定装置

### 2.1 放射能測定装置及び小型船舶

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において放射能測定装置等により発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために、以下の放射能測定装置及び小型船舶を使用する。

放射能測定装置の計測範囲等を表 2.1-1 に示し、小型船舶の仕様を表 2.1-2 に示す。

また、放射能測定装置の写真を図 2.1-1 に示し、小型船舶の保管場所及び移動ルートを図 2.1-2 に示す。

表 2.1-1 放射能測定装置の計測範囲

名称	検出器の種類	計測範囲	記録	個数
可搬式ダスト・よう素サンプラ	—	—	—	2台 (予備1台)
NaIシンチレーションサーベイメータ	NaI (Tl)シンチレーション	0~30ks <sup>-1</sup>	サンプリング記録	2台 (予備1台)
GM汚染サーベイメータ	GM管	0~100kmin <sup>-1</sup>	サンプリング記録	2台 (予備1台)
α・β線サーベイメータ	ZnS (Ag)シンチレーション	0~100kmin <sup>-1</sup>	サンプリング記録	1台 (予備1台)
	プラスチックシンチレーション	0~100kmin <sup>-1</sup>		

表 2.1-2 小型船舶の仕様

項目	内容
数量	1台 (予備1台)
定員	5名
最大積載重量	500kg
動力源	軽油
モニタリング時に持ち込む資機材	<ul style="list-style-type: none"> <li>・電離箱サーベイメータ : 1台</li> <li>・可搬式ダスト・よう素サンプラ : 1台</li> <li>・海水採取用資機材 (容器等) : 1式</li> </ul>
保管場所	<ul style="list-style-type: none"> <li>・第1保管エリア : 1台 (EL 50m)</li> <li>・第4保管エリア : 1台 (EL 8.5m)</li> </ul>
運搬方法	クレーン付トラックにて荷揚場まで運搬する



可搬式ダスト・よう素サンプラ



Na I シンチレーションサーベイメータ



GM汚染サーベイメータ



$\alpha$ ・ $\beta$ 線サーベイメータ



小型船舶

図 2.1-1 放射能測定装置及び小型船舶の写真

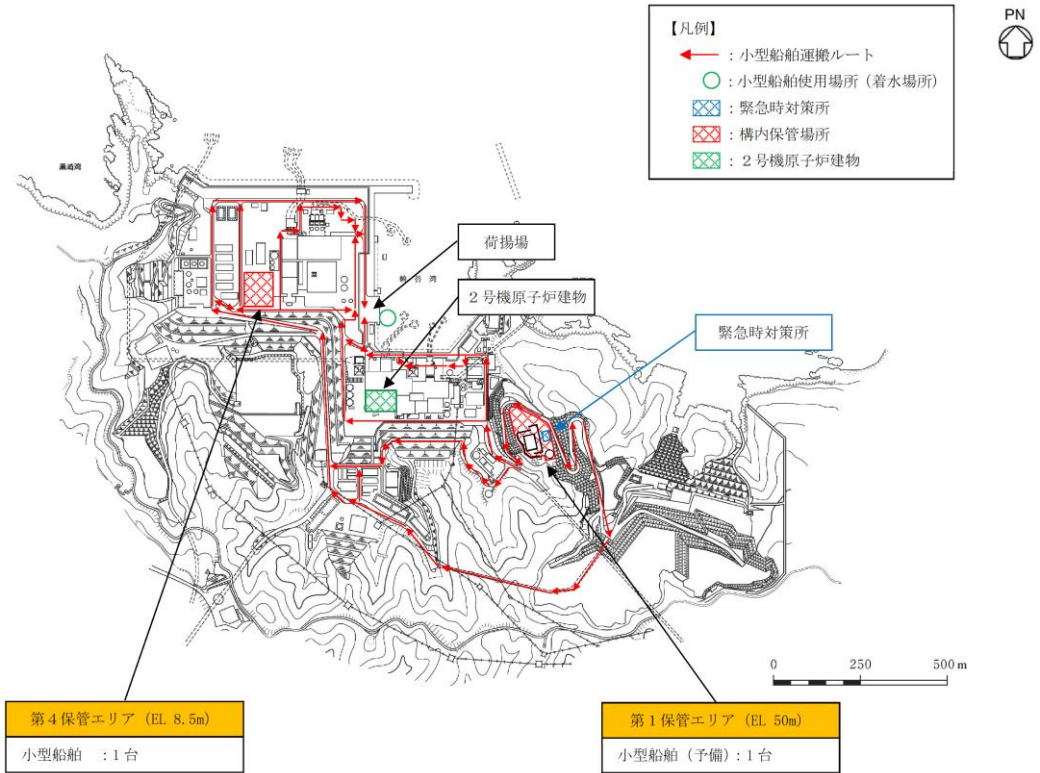


図 2.1-2 小型船舶の保管場所及び運搬ルート

## 2.2 環境試料分析装置

海水、排水中に含まれる放射性物質濃度測定の前処理を行うための主な環境試料分析装置の種類及び使用目的を表 2.2-1 に示す。

表 2.2-1 主な環境試料分析装置の種類及び使用目的

種 類	使用目的
ろ過装置 (ろ紙含む)	海水、排水のろ過

以上



中央制御室の居住性に関する説明書に係る補足説明資料

## 目 次

1. 内規との適合性について	1
2. 設計基準事故時(原子炉冷却材喪失)の中央制御室の居住性に係る被ばく評価における原子炉格納容器漏えい率について	76
3. 設計基準事故時(原子炉冷却材喪失)の中央制御室の居住性に係る被ばく評価におけるECCS再循環系からの漏えいの考慮について	77
4. 設計基準事故時(主蒸気管破断)の中央制御室の居住性に係る被ばく評価における燃料棒からの追加放出量について	80
5. 居住性評価に用いた気象資料の代表性について	81
6. 空気流入率測定試験結果及び差圧測定試験結果について	86
7. 審査ガイドへの適合状況	94
8. 事象の選定の考え方について	117
9. 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間について	128
10. 実効放出継続時間の設定について	133
11. 被ばく評価に用いる大気拡散評価について	134
12. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における大気中への放出放射エネルギーの推移について	144
13. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器漏えい率について	151
14. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器内での除去効果について	154
15. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について	167
16. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価におけるサブレーションプールでのスクラビングによる除去効果(無機よう素)について	172
17. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について	179
18. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価におけるよう素の化学形態の設定について	189
19. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価におけるNUREG-1465を用いた評価とMAAP解析での評価の比較について	191
20. 待避時間の設定根拠について	193
21. 中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ保持容量及び吸着容量について	194
22. 中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ内放射性物質からの被ばくについて	195

23.	全面マスクによる防護係数について	198
24.	エアロゾル粒子の乾性沈着速度について	200
25.	地表面への沈着速度の設定について	208
26.	有機よう素の乾性沈着速度について	211
27.	遮蔽モデル上でのブローアウトパネルの扱いと影響評価	213
28.	中央制御室に保管する飲食料等について	214
29.	重大事故等時の一次遮蔽の熱除去の評価について	215
30.	入退域時の評価点の選定方法について	220

## 1. 内規との適合性について

### 1.1 はじめに

設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価に関する「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。）への適合状況について、表 1-1 に示す。

表 1-1 被ばく評価手法（内規）との適合性について

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>3. 評価項目（評価の手順，判断基準含む）</p> <p>3.1 想定事故</p> <p>(1) 想定事故の種類</p> <p>原子炉施設の構造，特性及び安全上の諸対策から，放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故の態様として，原子炉格納容器内放出と原子炉格納容器外放出の2種類を考える【解説 3.1】。</p> <p>a) BWR 型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断とする。</p> <p>b) PWR 型原子炉施設の原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は蒸気発生器伝熱管破損とする。</p> <p>c) 原子炉格納容器内放出及び原子炉格納容器外放出は，一方の事故で包含できる場合は，いずれかで代表してもよい。</p> <p>3.2 評価項目</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>中央制御室内及び入退域時において，次の被ばく経路による被ばくを評価する（図 3.1）。</p> <p>a) 中央制御室内での被ばく評価</p> <p>1) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく</p> <p>建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による中央制御室内での被ばくを，次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</li> <li>- 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</li> </ul>	<p>3.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>3.1(1)a) 島根原子力発電所第2号機は BWR 型原子炉施設なので，原子炉格納容器内放出は原子炉冷却材喪失，原子炉格納容器外放出は主蒸気管破断として評価する。</p> <p>3.2 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>3.2(1)a)1) 建物内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する。</p> <p>3) 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく 中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばくを、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</li> <li>- 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</li> </ul> <p>b) 入退域時の被ばく評価</p> <p>4) 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく 建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線による入退域時の被ばくを、次の二つの経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</li> <li>- 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</li> </ul> <p>5) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばくを、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</li> <li>- 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</li> </ul>	<p>3.2(1)a)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中央制御室での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価している。</p> <p>3.2(1)a)3) 事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及びガンマ線による外部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>3.2(1)b)4) 建物内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>3.2(1)b)5) 大気中へ放出された放射性物質からの吸入摂取による入退域時の内部被ばく線量及びガンマ線による外部被ばく線量を評価している。</p>

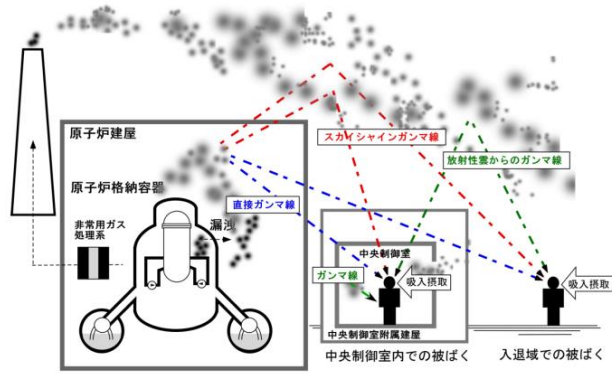
原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) 評価の手順</p> <p>評価の手順を図 3.2 に示す。</p> <p>a) 大気中への放出量の計算及び放射性物質の施設内分布  想定事故に対して、大気中への放射性物質放出量を計算する。また、放射性物質の施設内の存在量分布を計算する。（「4. 大気中への放出量の評価」）</p> <p>b) 原子炉施設周辺の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。（「5. 大気拡散の評価」）</p> <p>c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建屋内の線源強度を計算する。（「6. 建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価」）</p> <p>d) 中央制御室室内での運転員の被ばくを計算する。</p> <p>1) 前項 c) の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく」）</p> <p>2) 前項 a) 及び b) の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを計算する。（「7.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく」）</p> <p>3) 前項 a) 及び b) 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による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく」）</p> <p>e) 入退域時の運転員の被ばくを計算する。</p> <p>1) 前項 c) の結果を用いて、建屋に存在する放射性物質から放射されるガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを計算する。（「7.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく」）</p>	<p>3.2(2)a) 想定事故に対して、大気中への放出量及び放射性物質の施設内の存在量分布を評価している。</p> <p>3.2(2)b) 原子炉施設周辺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評価している。</p> <p>3.2(2)c) 放射性物質の施設内の存在量分布から建物内の線源強度を評価している。</p> <p>3.2(2)d)1) 前項 c) の結果を用いて、建物内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばくを評価している。</p> <p>3.2(2)d)2) 前項 a) 及び b) の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばくを評価している。</p> <p>3.2(2)d)3) 前項 a) 及び b) 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による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3.2(2)e)1) 前項 c) の結果を用いて、建物内に存在する放射性物質から放射されるガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による入退域時の被ばくを評価している。</p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>2)前項 a)及び b)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を計算する。（「7.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく」）</p> <p>f)文書化 評価条件及び評価結果を文書化する。</p> <p>g)評価の手順の a)から c)までのうち、b)は他の評価と並列に進めてもよい。また d)及び e)は、並列に進めてもよい。</p> <p>3.3 判断基準 「3.1 想定事故」に対して、「3.2 評価項目」の(1)a)中央制御室内での被ばく評価及び(1)b)入退域時の被ばく評価で計算した線量の合計値が、次の判断基準を満足すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合算値が、100mSv を超えない<sup>(参1)</sup>【解説 3.2】。</li> </ul>	<p>3.2(2)e)2) 前項 a)及び b)の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく（ガンマ線及び吸入摂取）を評価している。</p> <p>3.2(2)f) 評価条件及び評価結果を文書化し、資料としてまとめている。</p> <p>3.2 (2)g) 評価手順の a)から c)までのうち、b)は他の評価と並列に進めている。また d)及び e)は、並列に進めている。</p> <p>3.3 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>「1人あたりの被ばく経路ごとの実効線量の合算値が、100mSv を超えない」ことを満足していることを確認している。</p>



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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況



(a) BWR型原子炉施設

図 3.1 中央制御室居住性に係る被ばく評価

→図 3.1 のとおり被ばく経路を考慮している。

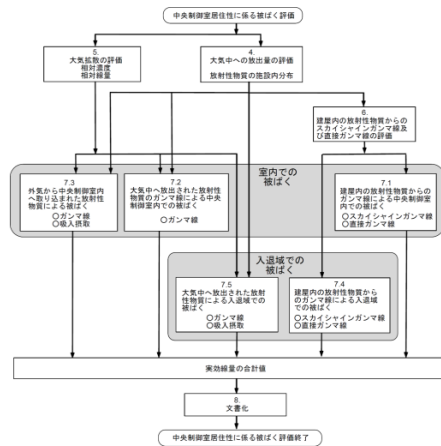


図 3.2 評価の手順

→図 3.2 のとおり評価の手順に従って評価している。

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>4. 大気中への放出量の評価</p> <p>4.1 BWR 型原子炉施設</p> <p>原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を対象とする。原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断は、一方の事故で包絡できる場合は、いずれかで代表してもよい。</p> <p>4.1.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説 4.1】。</p> <p>(2) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図 4.1，よう素は図 4.2 に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。</p> <p>b) 事象発生後，原子炉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。</p> <p>c) 原子炉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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。</p>	<p>4.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>4.1.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>4.1.1(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心の評価対象炉心としている。</p> <p>4.1.1(2)a) 希ガスは図 4.1，よう素は図 4.2 に示される放出経路で大気中へ放出されるとして評価している。</p> <p>4.1.1(2)b) 事象発生後，原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は，炉内内蔵量に対して希ガス 100%，よう素 50%の割合として評価している。</p> <p>4.1.1(2)c) 原子炉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%は無機よう素として評価している。</p> <p>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して評価している。有機よう素及び希ガスは，この効果を無視して評価している。</p> <p>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 として評価している。有機よう素及び希ガスは，この効果を無視して評価している。</p> <p>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評価している。原子炉格納容器からの漏えいは，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対応した漏えい率に余裕を見込んだ値として評価している。</p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>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。非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。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【解説 4.2】。原子炉建屋における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。</p> <p>h) ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の 50% が溶解するとし、ECCS の再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は 5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は 50% と仮定する。</p> <p>i) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとする。</p>	<p>4.1.1(2)g) 原子炉建物の非常用ガス処理系は、起動信号により瞬時に起動するものとして評価している。非常用ガス処理系の容量は、設計で定められた値として評価している。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して評価している。原子炉建物における沈着による放射性物質の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考慮し評価している。</p> <p>4.1.1(2)h) 非常用炉心冷却系によりサプレッションプール水が原子炉格納容器外に導かれるが、原子炉格納容器外における漏えいは、原子炉格納容器の漏えいに比べ小さいことから、評価を省略している。</p> <p>4.1.1(2)i) 原子炉格納容器から原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、非常用ガス処理系で処理された後、排気筒を経由して環境に放出されるとして評価している。</p>

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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

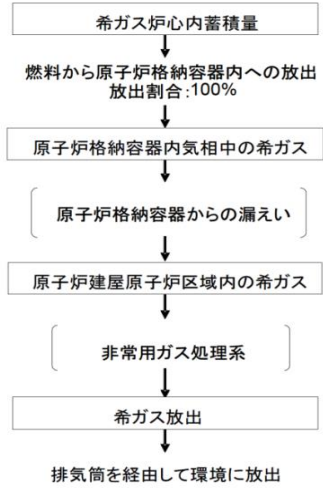


図 4.1 原子炉冷却材喪失の希ガスの放出経路（BWR型原子炉施設）

→図 4.1 の放出経路で希ガスを評価している。

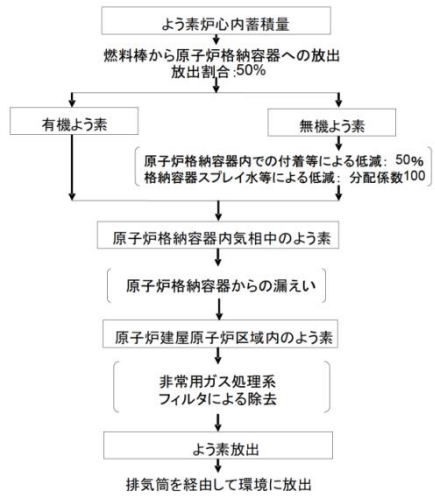


図 4.2 原子炉冷却材喪失のよう素の放出経路（BWR型原子炉施設）

→図 4.2 の放出経路でよう素を評価している。

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>4.1.2 主蒸気管破断</p> <p>(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする【解説 4.1】。</p> <p>(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管 1 本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定する。</p> <p>(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉する。</p> <p>(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考えない。</p> <p>(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定する。</p> <p>(6) 事象発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれる。</p> <p>(7) 大気中への放出量の計算</p> <p>a) 希ガスは図 4.3、ハロゲン等は図 4.4 に示す放出経路で大気中へ放出されるとする。</p> <p>b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とする。</p> <p>c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131 は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の 2 倍の放出量とする。</p>	<p>4.1.2 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>4.1.2(1) 定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していた炉心を評価対象炉心としている。</p> <p>4.1.2(2) 原子炉の出力運転中に、主蒸気管 1 本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定し評価している。</p> <p>4.1.2(3) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉するとして評価している。</p> <p>4.1.2(4) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮し、評価している。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮していない。</p> <p>4.1.2(5) 事象発生と同時に、外部電源は喪失すると仮定し、評価している。</p> <p>4.1.2(6) 事象発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれるとして評価している。</p> <p>4.1.2(7) a) 希ガスは図 4.3、ハロゲン等は図 4.4 に示す放出経路で大気中へ放出されるとして評価している。</p> <p>4.1.2(7) b) 事象発生前の原子炉冷却材中の放射性物質の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成として評価している。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とし、評価している。</p> <p>4.1.2(7) c) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131 は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として評価している。希ガスはよう素の 2 倍の放出量として評価している。</p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出する。</p> <p>e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出する。</p> <p>f) 燃料棒から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。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行する。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行する。</p> <p>g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとする。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散する。</p> <p>h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとす。閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。</p> <p>i) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系又は逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サプレッションプールに移行する。</p>	<p>4.1.2(7)d) 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの放射性物質の追加放出割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するとし、追加放出された放射性物質の1%が破断口から放出するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)e) 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの放射性物質の追加放出は、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての放射性物質が瞬時に原子炉冷却材中へ放出するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)f) 燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素としている。有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するとし、残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%として評価している。希ガスは、すべて瞬時に気相部に移行するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)g) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるとして評価している。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散するとして評価している。</p> <p>4.1.2(7)h) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないとす、閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいするとして評価している。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定として評価している。</p> <p>4.1.2(7)i) 主蒸気隔離弁閉止後は、逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サプレッションプールに移行するとして評価している。</p>

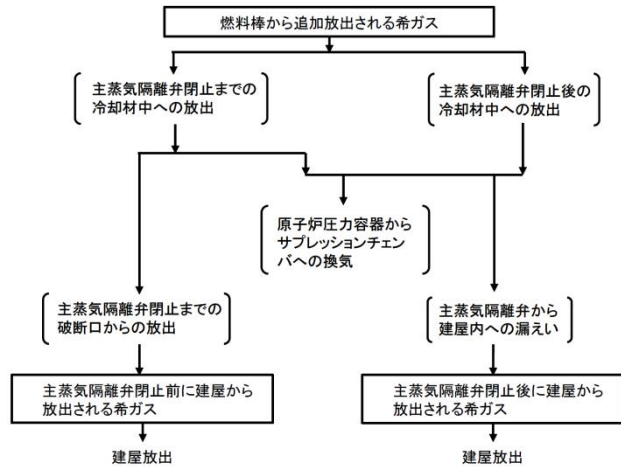


図 4.3 主蒸気管破断の希ガスの放出経路（BWR型原子炉施設）

→図 4.3 の放出経路で希ガスを評価している。

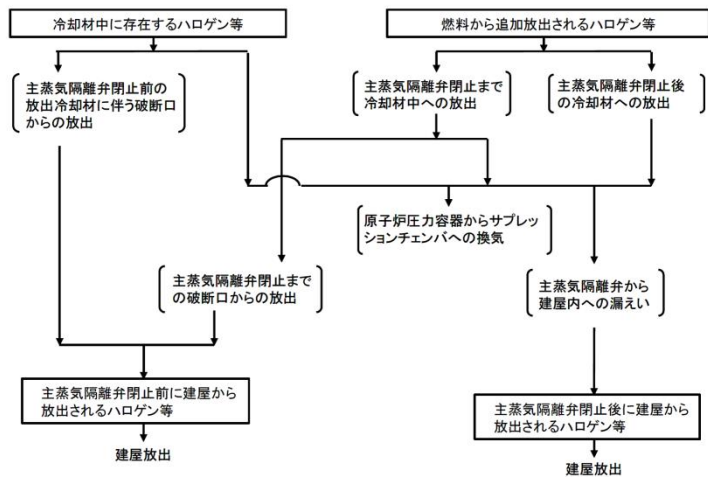


図 4.4 主蒸気管破断のハロゲン等の放出経路（BWR型原子炉施設）

→図 4.4 の放出経路でハロゲン等を評価している。

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>5. 大気拡散の評価</p> <p>5.1 放射性物質の大気拡散</p> <p>5.1.1 大気拡散の計算式</p> <p>大気拡散モデルについては、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計の場合には適用しない。</p> <p>(1) 建屋の影響を受けない場合の基本拡散式【解説 5.1】</p> <p>a) ガウスプルームモデルの適用</p> <p>1) ガウスプルームモデル</p> <p>放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデル<sup>(参3)</sup>を適用して計算する。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U} \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.1)$ <p><math>\chi(x, y, z)</math> : 評価点 <math>(x, y, z)</math> の放射性物質の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  <math>Q</math> : 放射性物質の放出率 (Bq/s)  <math>U</math> : 放出源を代表する風速 (m/s)  <math>\lambda</math> : 放射性物質の崩壊定数 (1/s)  <math>z</math> : 評価点の高さ (m)  <math>H</math> : 放射性物質の放出源の高さ (m)  <math>\sigma_y</math> : 濃度の <math>y</math> 方向の拡がりのパラメータ (m)  <math>\sigma_z</math> : 濃度の <math>z</math> 方向の拡がりのパラメータ (m)</p>	<p>5.1.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>中央制御室は、国内の既存の中央制御室と大きく異なる設計ではないため、大気拡散モデルを適用している。</p> <p>5.1.1(1) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに建屋の影響を受けるため、5.1.1(2)に示された方法で評価している。</p>



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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>拡散式の座標は、放出源直下の地表を原点に、風下方向を x 軸、その直角方向を y 軸、鉛直方向を z 軸とする直角座標である。</p> <p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.1)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。</p> $\exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right)=1 \dots\dots\dots (5.2)$ <p>b) <math>\sigma_y</math> 及び <math>\sigma_z</math> は、中央制御室が設置されている建屋が、放出源から比較的近距离にあることを考えて、5.1.3 項に示す方法で計算する。</p> <p>c) 気象データ</p> <p>風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。放出源の高さにおける気象データが得られている場合にはそれを活用してよい。</p> <p>(2) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式【解説 5.2】</p> <p>a) 中央制御室評価で特徴的な近距离の建屋の影響を受ける場合には、(5.1)式の通常の大気拡散による拡がりのパラメータである <math>\sigma_y</math> 及び <math>\sigma_z</math> に、建屋による巻込み現象による初期拡散パラメータ <math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math> を加算した総合的な拡散パラメータ <math>\Sigma_y</math>、<math>\Sigma_z</math> を適用する。</p>	<p>5.1.1(2)a) 中央制御室評価で特徴的な近距离の建物の影響を受けるため、建物による巻込み現象による影響を含めて評価している。</p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>1) 建屋影響を受ける場合は、次の(5.3)式を基本拡散式とする。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \cdot \sum_z} \frac{1}{U} \exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \times \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots (5.3)$ $\sum_y^2 = \sigma_{y0}^2 + \sigma_y^2 \quad , \quad \sum_z^2 = \sigma_{z0}^2 + \sigma_z^2$ $\sigma_{y0}^2 = \sigma_{z0}^2 = \frac{cA}{\pi}$ <p><math>\chi(x, y, z)</math> : 評価点 <math>(x, y, z)</math> の放射性物質の濃度 <math>(Bq/m^3)</math>  <math>Q</math> : 放射性物質の放出率 <math>(Bq/s)</math>  <math>U</math> : 放出源を代表する風速 <math>(m/s)</math>  <math>\lambda</math> : 放射性物質の崩壊定数 <math>(1/s)</math>  <math>z</math> : 評価点の高さ <math>(m)</math>  <math>H</math> : 放射性物質の放出源の高さ <math>(m)</math>  <math>\sum_y</math> : 建屋の影響を加算した  濃度の <math>y</math> 方向の拡がりのパラメータ <math>(m)</math>  <math>\sum_z</math> : 建屋の影響を加算した  濃度の <math>z</math> 方向の拡がりのパラメータ <math>(m)</math>  <math>\sigma_y</math> : 濃度の <math>y</math> 方向の拡がりのパラメータ <math>(m)</math>  <math>\sigma_z</math> : 濃度の <math>z</math> 方向の拡がりのパラメータ <math>(m)</math>  <math>\sigma_{y0}</math> : 建屋による巻込み現象による  <math>y</math> 方向の初期拡散パラメータ <math>(m)</math>  <math>\sigma_{z0}</math> : 建屋による巻込み現象による  <math>z</math> 方向の初期拡散パラメータ <math>(m)</math>  <math>A</math> : 建屋などの風向方向の投影面積 <math>(m^2)</math>  <math>c</math> : 形状係数 <math>(-)</math></p>	<p>5.1.1(2)a)1) 建物の影響を受けるため、(5.3)式の基本拡散式を用いて評価している。</p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 保守性を確保するために、通常、放射性物質の核崩壊による減衰項は計算しない。すなわち、(5.3)式で、核崩壊による減衰項を次のとおりとする。これは、(5.2)式の場合と同じである。</p> $\exp\left(-\lambda \frac{x}{U}\right) = 1$ <p>b) 形状係数 <math>c</math> の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として 1/2 を用いる。これは、Gifford により示された範囲 (<math>1/2 &lt; c &lt; 2</math>) において保守的に最も大きな濃度を与えるためである。</p> <p>c) 中央制御室の評価においては、放出源又は巻き込みを生じる建屋から近距離にあるため、拡散パラメータの値は <math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math> が支配的となる。このため、(5.3)式の計算で、<math>\sigma_y=0</math> 及び <math>\sigma_z=0</math> として、<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math> の値を適用してもよい。</p> <p>d) 気象データ 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上 10m 高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。</p> <p>e) 建屋影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従う。</p> <p>(3) 建屋影響を受ける場合の基本拡散式の適用について</p> <p>a) (5.3)式を適用する場合、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1)、a)の放出源の条件に応じて、原子炉施設周辺の濃度を、次の b) 又は c)の方法によって計算する。</p>	<p>5.1.1(2)a)2) 放射性物質の核崩壊による減衰項は計算していない。</p> <p>5.1.1(2)b) 形状係数 <math>c</math> の値は、1/2 を用いている。</p> <p>5.1.1(2)c) <math>\sigma_y=0</math> 及び <math>\sigma_z=0</math> とした計算は行っていない。</p> <p>5.1.1(2)d) 建物影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、保守的に地上高さに相当する比較的低風速の気象データ（地上約 20m 高さで測定）で評価している。</p> <p>5.1.1(2)e) 建物影響を受ける場合の条件については、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」に従っている。</p> <p>5.1.1(3)a) (5.3)式を適用するため、「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」の(1)a)の放出源の条件に応じて、原子炉施設周辺の濃度を、次の b) 又は c)の方法によって計算している。</p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>b) 放出源の高さで濃度を計算する場合</p> <p>1) 放出源と評価点で高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして (<math>z=H, H&gt;0</math>) , (5.4) 式で濃度を求める【解説 5.3】【解説 5.4】。</p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \sum_y \cdot \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y^2}\right) \cdot \left[1 + \exp\left\{-\frac{(2H)^2}{2\sum_z^2}\right\}\right] \dots\dots (5.4)$ <p> <math>\chi(x, y, z)</math> : 評価点 (<math>x, y, z</math>) の放射性物質の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  <math>Q</math> : 放射性物質の放出率 (Bq/s)  <math>U</math> : 放出源を代表する風速 (m/s)  <math>H</math> : 放射性物質の放出源の高さ (m)  <math>\sum_y</math> : 建屋の影響を加算した濃度の <math>y</math> 方向の拡がりのパラメータ (m)  <math>\sum_z</math> : 建屋の影響を加算した濃度の <math>z</math> 方向の拡がりのパラメータ (m) </p> <p>2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなるため、右辺の指数減衰項は 1 に比べて小さくなることを確認できれば、無視してよい【解説 5.5】。</p> <p>c) 地上面の高さで濃度を計算する場合</p> <p>放出源及び評価点が地上面にある場合 (<math>z=0, H=0</math>) , 地上面の濃度を適用して、(5.5) 式で求める【解説 5.3】【解説 5.4】。</p>	<p>5.1.1(3)b)1) 放出源と評価点で高度差がある場合には、評価点高さを放出源高さとして (<math>z=H, H&gt;0</math>) , (5.4) 式で濃度を評価している。</p> <p>5.1.1(3)b)2) 放出源の高さが地表面よりも十分離れている場合には、地表面からの反射による濃度の寄与が小さくなり、右辺の指数減衰項は 1 に比べて小さくなることを確認している。</p> <p>5.1.1(3)c) 放出源及び評価点が地上面にある場合 (<math>z=0, H=0</math>) , 地上面の濃度を適用して、(5.5) 式で評価している。</p>

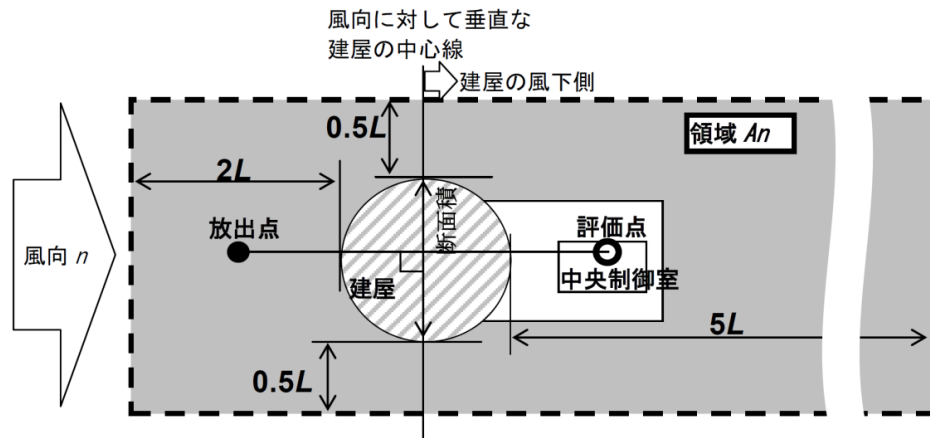
原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
$\chi(x,y,0) = \frac{Q}{\pi \sum_y \sum_z U} \exp\left(-\frac{y^2}{2\sum_y}\right) \dots\dots\dots (5.5)$ <p> <math>\chi(x,y,0)</math> : 評価点 <math>(x,y,0)</math> の放射性物質の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  <math>Q</math> : 放射性物質の放出率 (Bq/s)  <math>U</math> : 放出源を代表する風速 (m/s)  <math>\sum_y</math> : 建屋の影響を加算した濃度の <math>y</math> 方向の拡がりのパラメータ (m)  <math>\sum_z</math> : 建屋の影響を加算した濃度の <math>z</math> 方向の拡がりのパラメータ (m)         </p> <p>5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件</p> <p>a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距离の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。</p> <p>中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。</p> <p>放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。</p> <p>1) 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合</p> <p>2) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向 <math>n</math> について、放出点の位置が風向 <math>n</math> と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図5.1の領域 <math>A_n</math>)の中にある場合</p> <p>3) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</p>	<p>5.1.2 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>5.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに、放出点と巻き込みを生じる建物及び評価点との位置関係について、示された条件すべてに該当するため、放出点から放出された放射性物質は建物の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとして評価している。</p>

## 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）

上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする<sup>(参4)</sup>。

ただし、放出点と評価点が隣接するような場合の濃度予測には適用しない。

建屋の影響の有無の判断手順を、図 5.2 に示す。



注:L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図 5.1 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

b) 実験等によって、より具体的な最新知見が得られた場合、例えば風洞実験の結果から建屋の影響を受けていないことが明らかになった場合にはこの限りではない。

## 中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

5.1.2(1)b) 5.1.2(1)a)にしたがって評価している。

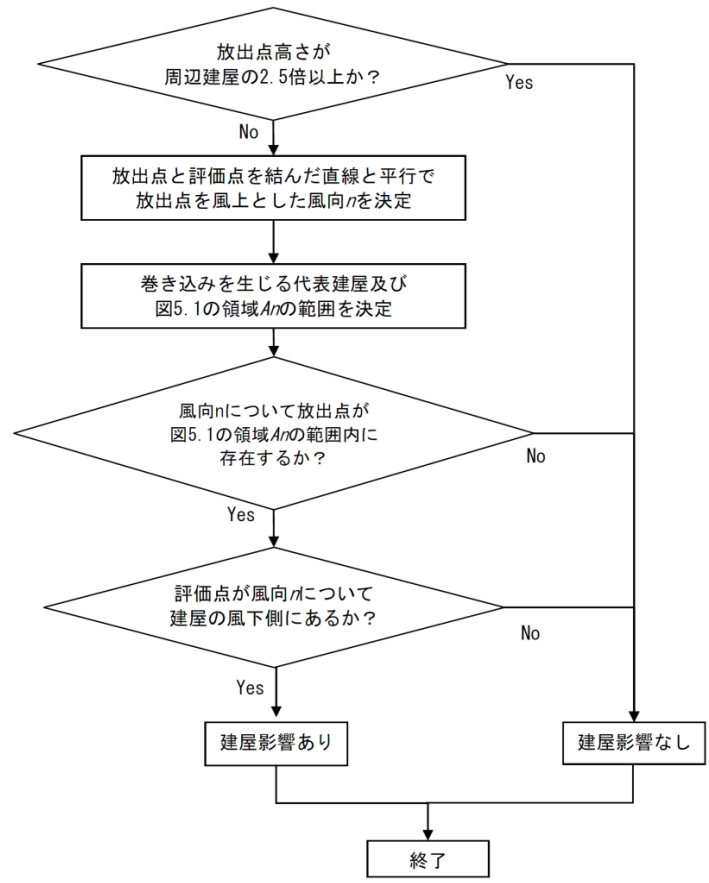


図 5.2 建屋影響の有無の判断手順

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) 建屋後流の巻き込みによる放射性物質の拡散の考え方</p> <p>a) 「5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散」(1)a)項で、建屋後流での巻き込みが生じると判定された場合、プルームは、通常の大気拡散によって放射性物質が拡がる前に、巻き込み現象によって放射性物質の拡散が行われたと考える。このような場合には、風下着目方位を1方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、すべての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いる。</p> <p>b) この場合の拡散パラメータは、建屋等の投影面積の関数であり、かつ、その中で濃度分布は正規分布と仮定する。</p> <p>建屋影響を受けない通常の拡散の基本式(5.1)式と同様、建屋影響を取入れた基本拡散式(5.3)式も正規分布を仮定しているが、建屋の巻き込みによる初期拡散効果によって、ゆるやかな分布となる。（図5.3）</p>	<p>5.1.2(2)a) 風下着目方位を1方位のみとせず、複数方位を着目方位と見込み、かつ、保守的な評価となるよう、すべての評価対象方位について風下中心軸上の最大濃度を用いて評価している。</p> <p>5.1.2(2)b) この場合の拡散パラメータは、建物等の投影面積の関数であり、かつ、その中で濃度分布は正規分布と仮定して評価している。</p>



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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

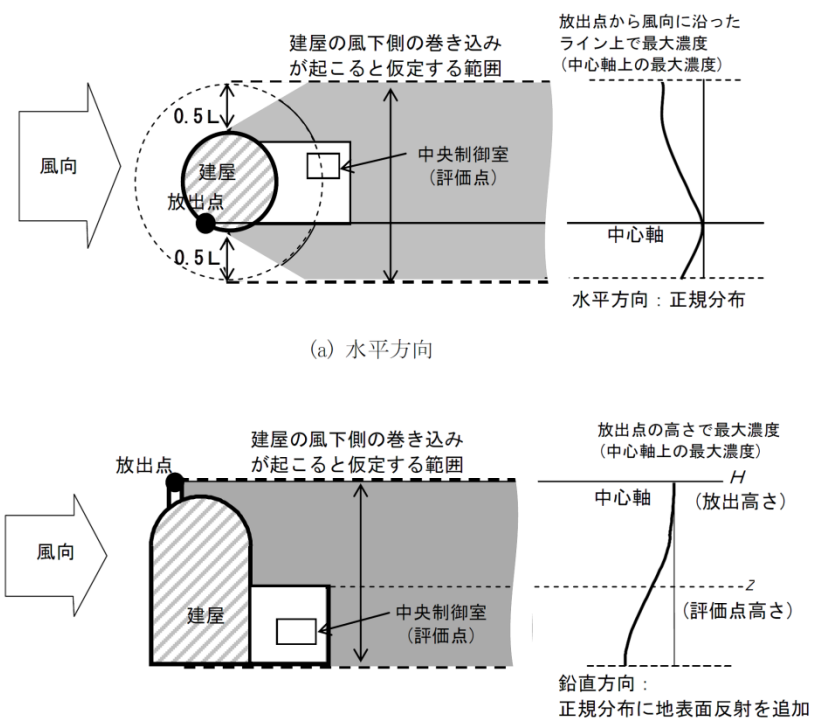


図 5.3 建屋による巻き込み現象を考えた建屋周辺の濃度分布の考え方

## (3) 建屋による巻き込みの評価条件

## a) 巻き込みを生じる代表建屋

- 1) 原子炉施設の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。

5.1.2(3)a) 巻き込みを生じる建物として、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建物を代表として相対濃度を算出している。代表建物は表 5.1 に示されているとおり、原子炉冷却材喪失の場合はタービン建物、主蒸気管破断の場合は原子炉建物で代表している。

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況													
<p>2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋、燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表として相対濃度を算出することは、保守的な結果を与える【解説 5.6】。</p> <p>3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表 5.1 に示す建屋を選定することは適切である。</p> <p style="text-align: center;">表 5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1" data-bbox="232 587 999 863"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">BWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉建屋(建屋影響がある場合)</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">PWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設), 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>原子炉格納容器(原子炉格納施設), 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table> <p>b) 放射性物質濃度の評価点</p> <p>1) 中央制御室が属する建屋の代表面の選定</p> <p>中央制御室内には、中央制御室が属する建屋（以下、「当該建屋」）の表面から、事故時に外気取入を行う場合は主に給気口を介して、また事故時に外気を取入れを遮断する場合には流入によって、放射性物質が侵入するとする。</p> <p>2) 建屋の影響が生じる場合、中央制御室を含む当該建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。このため、中央制御室換気設備の非常時の運転モードに応じて、次の i) 又は ii) によって、当該建屋の表面の濃度を計算する。</p>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)	PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設), 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設), 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋	<p>5.1.2(3)b)1) 事故時には外気を取入れを遮断した上で系統隔離運転を行うが、必要に応じて少量外気取入を行うため、中央制御室内には、流入及び外気取入口を介して放射性物質が侵入するものとして評価している。</p>
原子炉施設	想定事故	建屋の種類												
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋(建屋影響がある場合)												
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋(結果が厳しい方で代表)												
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器(原子炉格納施設), 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋												
	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器(原子炉格納施設), 原子炉格納容器(原子炉格納施設)及び 原子炉建屋												

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている当該建屋の表面とする。</p> <p>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、中央制御室が当該建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。</p> <p>3) 代表面における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。</p> <p>屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 中央制御室が属する当該建屋とは、原子炉建屋、原子炉補助建屋又はコントロール建屋などが相当する。</p> <p>iii) 代表評価面は、当該建屋の屋上面とすることは適切な選定である。また、中央制御室が屋上面から離れている場合は、当該建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iv) 屋上面を代表面とする場合、評価点として中央制御室の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。また <math>\sigma_y=0</math> 及び <math>\sigma_z=0</math> として、<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math> の値を適用してもよい。</p> <p>c) 着目方位</p> <p>1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲及び乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4 に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする【解説5.7】。</p>	<p>5.1.2(3)b)2) 事故時に外気取入を行う場合を想定しているため、外気取入口が設置されている当該建物の表面を選定して濃度を評価している。</p> <p>5.1.2(3)b)3) 外気取入口が設置されている当該建物の表面を選定して濃度を評価している。</p> <p>5.1.2(3)c)1) 代表建物の風下後流側での広範囲に及び乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点を結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4 に示すように、代表建物の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象として評価している。</p>

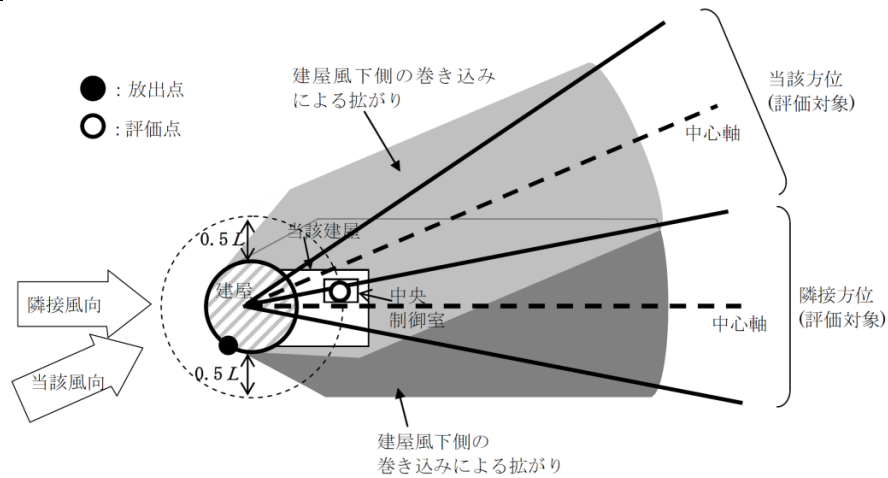


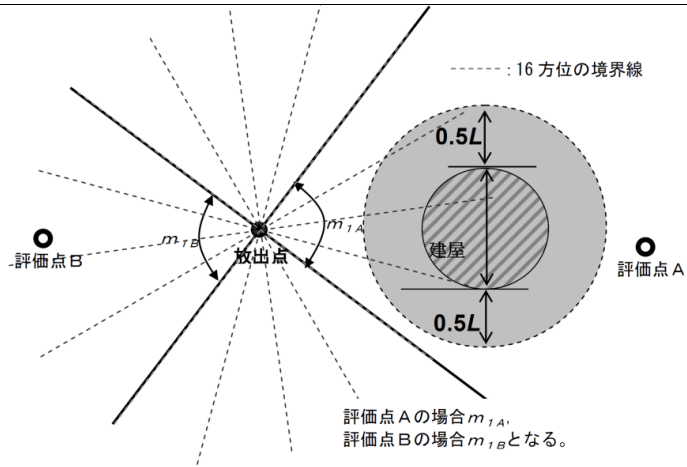
図 5.4 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること、及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。

具体的には、全 16 方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

- i) 放出点が評価点の風上にあること
- ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、放出点が存在すること。この条件に該当する風向の方位 $m_1$ の選定には、図 5.5 のような方法を用いることができる。図 5.5 の対象となる二つの風向の方位の範囲 $m_{1A}$ 、 $m_{1B}$ のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、 $0.5L$ の拡散領域(図 5.5 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 $m_1$ は放出点が評価点の風上となる  $180^\circ$  が対象となる【解説 5.8】。

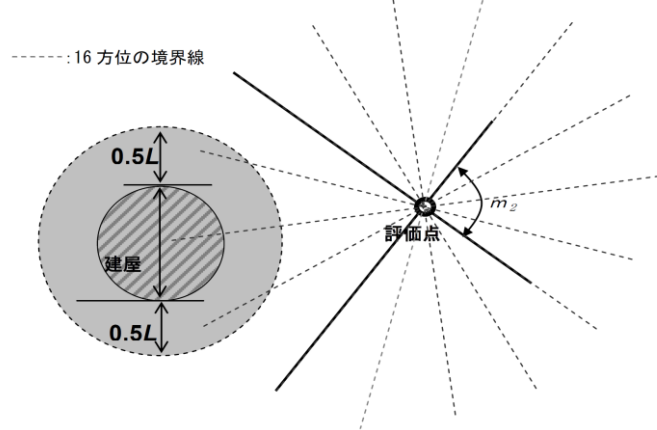
全 16 方位について三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象として評価している。



注: Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図 5.5 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位 $m_1$ の選定方法  
(水平断面での位置関係)

iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位 $m_2$ の選定には、図 5.6 に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、 $0.5L$ の拡散領域(図 5.6 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位 $m_2$ は放出点が評価点の風上となる  $180^\circ$  が対象となる【解説 5.8】。



注:Lは風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方

図 5.6 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する

風向の方位 $m_2$ の選定方法（水平断面での位置関係）

図 5.5 及び図 5.6 は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる【解説 5.9】。建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図 5.7 に示す。

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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

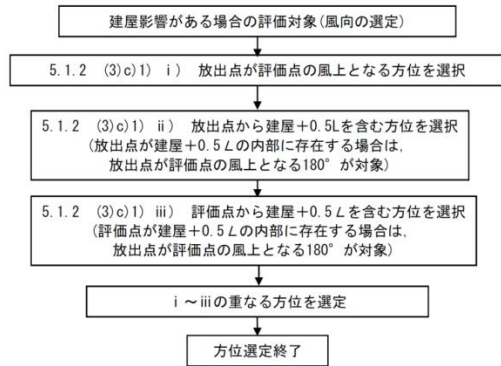


図 5.7 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

2) 具体的には、図 5.8 のとおり、当該建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。【解説 5.7】幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい【解説 5.10】。

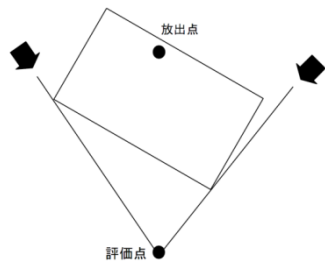


図 5.8 評価対象方位の選定

図 5.7 のように建物の影響がある場合の評価対象方位選定手順にしたがって、建物の巻き込み評価をしている。

5.1.2(3)c)2) 当該建物表面において定めた評価点から、代表建物の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定めて評価している。

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>d) 建屋投影面積</p> <p>1) 図 5.9 に示すとおり，風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め，放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする【解説 5.11】。</p> <p>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので，風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし，対象となる複数の方位の投影面積の中で，最小面積を，すべての方位の計算の入力として共通に適用することは，合理的であり保守的である。</p> <p>3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は，方位ごとに地表面高さから上の面積を求める。また，方位によって，代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも，原則地表面から上の代表建屋の投影面積を用いる【解説 5.12】。</p> <div data-bbox="465 790 795 1045" style="text-align: center;"> </div> <p>図 5.9 風向に垂直な建屋投影面積の考え方</p> <p>(4) 建屋の影響がない場合の計算に必要な具体的な条件</p> <p>a) 放射性物質濃度の評価点の選定</p> <p>建屋の影響がない場合の放射性物質の拡がりのパラメータは<math>\sigma_y</math> 及び<math>\sigma_z</math> のみとなり，放出点からの風下距離の影響が大きいことを考慮して，以下のとおりとする。</p>	<p>5.1.2(3)d)1) 風向に垂直な代表建物の投影面積を求めて，放射性物質の濃度を求めるために大気拡散の入力としている。</p> <p>5.1.2(3)d)2) 全ての方位に対して最小面積である，地表面から上の建物の最小投影面積を，全ての方位の計算の入力として共通に適用している。</p> <p>5.1.2(3)d)3) 風下側の地表面から上の投影面積を求め大気拡散式の入力とするが，地表面から上の代表建物の投影面積を用いるため，地表面から上の建物の最小投影面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用している。</p> <p>5.1.2(4) 建物の影響を考慮して評価している。</p>



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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>1) 非常時に外気の入取れを行う場合 外気取入口の設置されている点を評価点とする。</p> <p>2) 非常時に外気の入取れを遮断する場合 当該建屋表面において以下を満たす点を評価点とする。</p> <p>① 風下距離：放出点から中央制御室の最近接点までの距離</p> <p>② 放出点との高度差が最小となる建屋面</p> <p>b) 風向の方位 建屋の影響がない場合は、放出点から評価点を結ぶ風向を含む 1 方位のみについて計算を行う。</p> <p>5.1.3 濃度分布の拡がりのパラメータ <math>\sigma_y</math>, <math>\sigma_z</math></p> <p>(1) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータ <math>\sigma_y</math> 及び <math>\sigma_z</math> は、風下距離及び大気安定度に応じて、図 5.10 又はそれに対応する相関式によって求める。</p> <p>(2) 相関式から求める場合は、次のとおりとする<sup>(参3)</sup>。</p> $\log \sigma_z = \log \sigma_1 + \{a_1 + a_2 \log x + a_3 (\log x)^2\} \log x \quad \dots \dots \dots (5.6)$ $\sigma_y = 0.67775 \theta_{0.1} x (5 - \log x) \quad \dots \dots \dots (5.7)$ <p><math>x</math> : 風下距離 (km)</p> <p><math>\sigma_y</math> : 濃度の水平方向の拡がりパラメータ (m)</p> <p><math>\sigma_z</math> : 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ (m)</p> <p><math>\theta_{0.1}</math> : 0.1km における角度因子の値 (deg)</p> <p>a) 角度因子 <math>\theta</math> は、<math>\theta (0.1\text{km}) / \theta (100\text{km}) = 2</math> とし、図 5.10 の風下距離を対数にとった片対数軸で直線内挿とした経験式のパラメータである。<math>\theta (0.1\text{km})</math> の値を表 5.2 に示す。</p> <p>b) (5.6) 式の <math>\sigma_1</math>, <math>a_1</math>, <math>a_2</math>, <math>a_3</math> の値を、表 5.3 に示す。</p>	<p>5.1.3 → 被ばく評価手法（内規） のとおり</p> <p>5.1.3(1)(2) 風下方向の通常の大気拡散による拡がりのパラメータ <math>\sigma_y</math> 及び <math>\sigma_z</math> は、風下距離及び大気安定度に応じて、示された相関式から求めている。</p>

表 5.2  $\theta_{0.1}$  : 0.1kmにおける角度因子の値 (deg)

大気安定度	A	B	C	D	E	F
$\theta_{0.1}$	50	40	30	20	15	10

表 5.3(1/2) 拡散のパラメータ  $\sigma_1, a_1, a_2, a_3$  の値

(a) 風下距離が0.2km未満  
( $a_2, a_3$ は0とする)

大気安定度	$\sigma_1$	$a_1$
A	165.	1.07
B	83.7	0.894
C	58.0	0.891
D	33.0	0.854
E	24.4	0.854
F	15.5	0.822

表 5.3(2/2) 拡散のパラメータ  $\sigma_1, a_1, a_2, a_3$  の値

(b) 風下距離が0.2km以遠

大気安定度	$\sigma_1$	$a_1$	$a_2$	$a_3$
A	768.1	3.9077	3.898	1.7330
B	122.0	1.4132	0.49523	0.12772
C	58.1	0.8916	-0.001649	0.0
D	37.1	0.7626	-0.095108	0.0
E	22.2	0.7117	-0.12697	0.0
F	13.8	0.6582	-0.1227	0.0

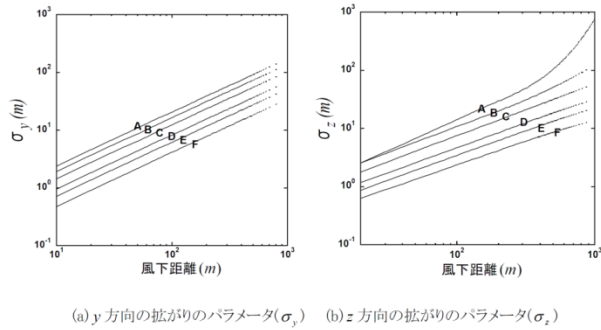


図 5.10 濃度の拡がりのパラメータ

図 5.10 は、Pasquill-Meade の、いわゆる鉛直 1/10 濃度幅の図及び水平 1/10 濃度幅を見込む角の記述にほぼ忠実に従って作成したもので、中央制御室の計算に適用できる。

h 及び θ は、次のとおりである (参<sup>3</sup>)。

$$h = 2.15\sigma_z \dots\dots\dots (5.8)$$

$$\frac{1}{2}\theta = \frac{180}{\pi} \cdot \frac{2.15\sigma_y}{x} \dots\dots\dots (5.9)$$

- h : 濃度が 1/10 になる高さ (m)
- θ : 角度因子 (deg)
- x : 風下距離 (m)

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況															
<p>5.2 相対濃度 (<math>\chi/Q</math>)</p> <p>5.2.1 実効放出継続時間内の気象変動の扱いの考え方</p> <p>事故後に放射性物質の放出が継続している時間を踏まえた相対濃度は、次のとおり計算する。</p> <p>(1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間（放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下実効放出継続時間という）をもとに、評価点ごとに計算する。</p> <p>(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする【解説 5.13】。</p> <p>5.2.2 実効放出継続時間に応じた水平方向濃度の扱い</p> <p>(1) 相対濃度 <math>\chi/Q</math> は、(5.10)式<sup>(参3)</sup>によって計算する【解説 5.13】。</p> $\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \delta_i^d \dots\dots\dots (5.10)$ <table data-bbox="291 957 963 1149"> <tr> <td><math>\chi/Q</math></td> <td>: 実効放出継続時間中の相対濃度</td> <td><math>(s/m^3)</math></td> </tr> <tr> <td><math>T</math></td> <td>: 実効放出継続時間</td> <td><math>(h)</math></td> </tr> <tr> <td><math>(\chi/Q)_i</math></td> <td>: 時刻 <math>i</math> の相対濃度</td> <td><math>(s/m^3)</math></td> </tr> <tr> <td><math>\delta_i^d</math></td> <td>: 時刻 <math>i</math> で、風向が評価対象 <math>d</math> の場合</td> <td><math>\delta_i^d = 1</math></td> </tr> <tr> <td></td> <td>時刻 <math>i</math> で、風向が評価対象外の場合</td> <td><math>\delta_i^d = 0</math></td> </tr> </table>	$\chi/Q$	: 実効放出継続時間中の相対濃度	$(s/m^3)$	$T$	: 実効放出継続時間	$(h)$	$(\chi/Q)_i$	: 時刻 $i$ の相対濃度	$(s/m^3)$	$\delta_i^d$	: 時刻 $i$ で、風向が評価対象 $d$ の場合	$\delta_i^d = 1$		時刻 $i$ で、風向が評価対象外の場合	$\delta_i^d = 0$	<p>5.2.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>5.2.1(1) 相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間（放射性物質の放出率の時間的変化から定めるもので、以下「実効放出継続時間」という。）をもとに、評価点ごとに評価している。</p> <p>5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度として評価している。</p> <p>5.2.2 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>5.2.2(1) 実効放出継続時間に応じた相対濃度 <math>\chi/Q</math> は、(5.10)式によって計算している。</p>
$\chi/Q$	: 実効放出継続時間中の相対濃度	$(s/m^3)$														
$T$	: 実効放出継続時間	$(h)$														
$(\chi/Q)_i$	: 時刻 $i$ の相対濃度	$(s/m^3)$														
$\delta_i^d$	: 時刻 $i$ で、風向が評価対象 $d$ の場合	$\delta_i^d = 1$														
	時刻 $i$ で、風向が評価対象外の場合	$\delta_i^d = 0$														

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況																		
<p>a) この場合、<math>(\chi/Q)_i</math>は、時刻 <math>i</math> における気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考慮して、次項に示すとおり計算する。</p> <p>b) 風洞実験の結果等によって<math>(\chi/Q)_i</math>の補正が必要なときは、適切な補正を行う。</p> <p>(2) <math>(\chi/Q)_i</math>の計算式</p> <p>a) 建屋の影響を受けない場合の計算式</p> <p>建屋の巻き込みによる影響を受けない場合は、相対濃度は、次の1)及び2)のとおり、短時間放出又は長時間放出に応じて計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合</p> <p>短時間放出の場合、<math>(\chi/Q)_i</math>の計算は、風向が一定と仮定して(5.11)式<sup>(参3)</sup>によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi\sigma_{yi}\sigma_{zi}U_i} \cdot \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \cdots \cdots (5.11)$ <table style="margin-left: 40px;"> <tr> <td><math>(\chi/Q)_i</math></td> <td>: 時刻 <math>i</math> の相対濃度</td> <td><math>(s/m^3)</math></td> </tr> <tr> <td><math>z</math></td> <td>: 評価点の高さ</td> <td><math>(m)</math></td> </tr> <tr> <td><math>H</math></td> <td>: 放出源の高さ(排気筒有効高さ)</td> <td><math>(m)</math></td> </tr> <tr> <td><math>U_i</math></td> <td>: 時刻 <math>i</math> の風速</td> <td><math>(m/s)</math></td> </tr> <tr> <td><math>\sigma_{yi}</math></td> <td>: 時刻 <math>i</math> で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ</td> <td><math>(m)</math></td> </tr> <tr> <td><math>\sigma_{zi}</math></td> <td>: 時刻 <math>i</math> で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ</td> <td><math>(m)</math></td> </tr> </table>	$(\chi/Q)_i$	: 時刻 $i$ の相対濃度	$(s/m^3)$	$z$	: 評価点の高さ	$(m)$	$H$	: 放出源の高さ(排気筒有効高さ)	$(m)$	$U_i$	: 時刻 $i$ の風速	$(m/s)$	$\sigma_{yi}$	: 時刻 $i$ で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ	$(m)$	$\sigma_{zi}$	: 時刻 $i$ で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	$(m)$	<p>5.2.2(1)a) <math>(\chi/Q)_i</math>は、時刻 <math>i</math> における気象条件に対する相対濃度であり、5.1.2項で示す考え方で計算するが、さらに、水平方向の風向の変動を考慮して、次項に示すとおり計算している。</p> <p>5.2.2(1)b) 補正は不要である。</p> <p>5.2.2(2)a) 原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断ともに建物の影響を受けるため、5.2.2(2)b)に基づき相対濃度を計算している。</p>
$(\chi/Q)_i$	: 時刻 $i$ の相対濃度	$(s/m^3)$																	
$z$	: 評価点の高さ	$(m)$																	
$H$	: 放出源の高さ(排気筒有効高さ)	$(m)$																	
$U_i$	: 時刻 $i$ の風速	$(m/s)$																	
$\sigma_{yi}$	: 時刻 $i$ で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ	$(m)$																	
$\sigma_{zi}$	: 時刻 $i$ で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	$(m)$																	

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 長時間放出の場合</p> <p>実効放出時間が8時間を超える場合には、<math>(\chi/Q)_i</math> の計算に当たっては、放出放射性物質の全量が一方位内のみに一様分布すると仮定して(5.12)式<sup>(参3)</sup>によって計算する。</p> $(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{2\sigma_{zi}U_ix} \cdot \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_{zi}^2}\right\} \right] \quad \dots\dots (5.12)$ <p> <math>(\chi/Q)_i</math> :時刻<i>i</i>の相対濃度 <span style="float:right">(s/m<sup>3</sup>)</span>  <math>H</math> :放出源の高さ(排気筒有効高さ) <span style="float:right">(m)</span>  <math>x</math> :放出源から評価点までの距離 <span style="float:right">(m)</span>  <math>U_i</math> :時刻<i>i</i>の風速 <span style="float:right">(m/s)</span>  <math>\sigma_{zi}</math> :時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の            拡がりパラメータ <span style="float:right">(m)</span> </p> <p>b) 建屋の影響を受ける場合の計算式</p> <p>5.1.2 項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建屋の後流側では、建屋の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算する。また、実効放出継続時間に応じて、次の1)又は2)によって、相対濃度を計算する。</p> <p>1) 短時間放出の場合</p> <p>建屋影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建屋の投影の幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定する。短時間放出の計算の場合には保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点に存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式<sup>(参3)</sup>によって計算する。</p>	<p>5.2.2(2)b) 5.1.2 項の考え方にに基づき、中央制御室を含む建物の後流側では、建物の投影面積に応じた初期拡散による拡がりをもつ濃度分布として計算している。また、5.2.2(2)b)2)iv)に基づき、実効放出継続時間によらず5.2.2(2)b)1)によって、相対濃度を計算している。</p> <p>5.2.2(2)b)1) 建物影響を受ける場合の濃度分布は、風向に垂直な建物の投影幅と高さに相当する拡がりの中で、放出点からの軸上濃度を最大値とする正規分布として仮定している。短時間放出の計算のため、保守的に水平濃度分布の中心軸上に中央制御室評価点が存在し風向が一定であるものとして、(5.13)式によって計算している。</p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況																				
$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} \cdot U} \left[ \exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sum_{zi}^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sum_{zi}^2}\right\} \right] \dots\dots (5.13)$ $\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}} \quad , \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$ <table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 70%;">(<math>\chi/Q</math>)<sub>i</sub> : 時刻<i>i</i>の相対濃度</td> <td style="text-align: right;">(s/m<sup>3</sup>)</td> </tr> <tr> <td>H : 放出源の高さ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>z : 評価点の高さ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td>U<sub>i</sub> : 時刻<i>i</i>の風速</td> <td style="text-align: right;">(m/s)</td> </tr> <tr> <td>A : 建屋等の風向方向の投影面積</td> <td style="text-align: right;">(m<sup>2</sup>)</td> </tr> <tr> <td>c : 形状係数</td> <td style="text-align: right;">(-)</td> </tr> <tr> <td><math>\sum_{yi}</math> : 時刻<i>i</i>で、建屋等の影響を入れた 濃度の水平方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td><math>\sum_{zi}</math> : 時刻<i>i</i>で、建屋等の影響を入れた 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td><math>\sigma_{yi}</math> : 時刻<i>i</i>で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> <tr> <td><math>\sigma_{zi}</math> : 時刻<i>i</i>で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ</td> <td style="text-align: right;">(m)</td> </tr> </table> <p>2) 長時間放出の場合</p> <p>i) 長時間放出の場合には、建屋の影響のない場合と同様に、1方位内で平均した濃度として求めてもよい。</p> <p>ii) ただし、建屋の影響による拡がりの幅が風向の1方位の幅よりも拡がり隣接の方位にまで及ぶ場合には、建屋の影響がない場合の(5.12)式のような、放射性物質の拡がりの全量を計算し1方位の幅で平均すると、短時間放出の(5.13)式で得られる最大濃度より大きな値となり不合理な結果となることがある【解説5.14】。</p>	( $\chi/Q$ ) <sub>i</sub> : 時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m <sup>3</sup> )	H : 放出源の高さ	(m)	z : 評価点の高さ	(m)	U <sub>i</sub> : 時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)	A : 建屋等の風向方向の投影面積	(m <sup>2</sup> )	c : 形状係数	(-)	$\sum_{yi}$ : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた 濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)	$\sum_{zi}$ : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)	$\sigma_{yi}$ : 時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ	(m)	$\sigma_{zi}$ : 時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)	<p>5.2.2(2)b)2) 保守的かつ簡便な計算を行うため、平均化処理を行うかわりに、短時間の計算式による最大濃度として計算している。</p>
( $\chi/Q$ ) <sub>i</sub> : 時刻 <i>i</i> の相対濃度	(s/m <sup>3</sup> )																				
H : 放出源の高さ	(m)																				
z : 評価点の高さ	(m)																				
U <sub>i</sub> : 時刻 <i>i</i> の風速	(m/s)																				
A : 建屋等の風向方向の投影面積	(m <sup>2</sup> )																				
c : 形状係数	(-)																				
$\sum_{yi}$ : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた 濃度の水平方向の拡がりパラメータ	(m)																				
$\sum_{zi}$ : 時刻 <i>i</i> で、建屋等の影響を入れた 濃度の鉛直方向の拡がりパラメータ	(m)																				
$\sigma_{yi}$ : 時刻 <i>i</i> で、濃度の水平方向の 拡がりパラメータ	(m)																				
$\sigma_{zi}$ : 時刻 <i>i</i> で、濃度の鉛直方向の 拡がりパラメータ	(m)																				

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)	中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況																								
<p>iii) ii) の場合, 1 方位内に分布する放射性物質の量を求め, 1 方位の幅で平均化処理することは適切な例である。</p> <p>iv) ii) の場合, 平均化処理を行うかわりに, 長時間でも短時間の計算式による最大濃度として計算を行うことは保守的であり, かつ計算も簡便となる。</p> <p>5.3 相対線量(D/Q)</p> <p>(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対する線量を計算するために, 空気カーマを用いた相対線量を計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は 1Sv/Gy とする。</p> <p>(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は, (5.14)式<sup>(参5)</sup>によって計算する。</p> $D = K_I E \mu_a \int_0^\infty \int_0^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots\dots\dots (5.14)$ $B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$ <table data-bbox="331 963 987 1262"> <tr> <td><math>D</math></td> <td>: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率</td> <td>(<math>\mu\text{Gy} / \text{s}</math>)</td> </tr> <tr> <td><math>K_I</math></td> <td>: 空気吸収線量率への換算係数</td> <td><math>\left( \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)</math></td> </tr> <tr> <td><math>E</math></td> <td>: ガンマ線の実効エネルギー</td> <td>(<math>\text{MeV} / \text{dis}</math>)</td> </tr> <tr> <td><math>\mu_a</math></td> <td>: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数</td> <td>(<math>1 / \text{m}</math>)</td> </tr> <tr> <td><math>\mu</math></td> <td>: 空気に対するガンマ線の線減衰係数</td> <td>(<math>1 / \text{m}</math>)</td> </tr> <tr> <td><math>r</math></td> <td>: (<math>x', y', z'</math>)から(x, y, 0)までの距離</td> <td>(<math>\text{m}</math>)</td> </tr> <tr> <td><math>B(\mu r)</math></td> <td>: 空気に対するガンマ線の再生係数</td> <td></td> </tr> <tr> <td><math>\chi(x', y', z')</math></td> <td>: (<math>x', y', z'</math>)の濃度</td> <td>(<math>\text{Bq} / \text{m}^3</math>)</td> </tr> </table> <p><math>\mu_a, \mu, \alpha, \beta, \gamma</math> は, 0.5MeVのガンマ線に対する値を用いる。</p>	$D$	: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率	( $\mu\text{Gy} / \text{s}$ )	$K_I$	: 空気吸収線量率への換算係数	$\left( \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$	$E$	: ガンマ線の実効エネルギー	( $\text{MeV} / \text{dis}$ )	$\mu_a$	: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数	( $1 / \text{m}$ )	$\mu$	: 空気に対するガンマ線の線減衰係数	( $1 / \text{m}$ )	$r$	: ( $x', y', z'$ )から(x, y, 0)までの距離	( $\text{m}$ )	$B(\mu r)$	: 空気に対するガンマ線の再生係数		$\chi(x', y', z')$	: ( $x', y', z'$ )の濃度	( $\text{Bq} / \text{m}^3$ )	<p>5.3 →被ばく評価手法 (内規) のとおり</p> <p>5.3(1) 大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対する線量を計算するために, 空気カーマを用いた相対線量を計算している。</p> <p>5.3(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は, 1Sv/Gy として評価している。</p> <p>5.3(3) 評価点(x, y, 0)における空気カーマ率は, (5.14)式によって計算している。</p>
$D$	: 評価点(x, y, 0)における空気吸収線量率	( $\mu\text{Gy} / \text{s}$ )																							
$K_I$	: 空気吸収線量率への換算係数	$\left( \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$																							
$E$	: ガンマ線の実効エネルギー	( $\text{MeV} / \text{dis}$ )																							
$\mu_a$	: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数	( $1 / \text{m}$ )																							
$\mu$	: 空気に対するガンマ線の線減衰係数	( $1 / \text{m}$ )																							
$r$	: ( $x', y', z'$ )から(x, y, 0)までの距離	( $\text{m}$ )																							
$B(\mu r)$	: 空気に対するガンマ線の再生係数																								
$\chi(x', y', z')$	: ( $x', y', z'$ )の濃度	( $\text{Bq} / \text{m}^3$ )																							



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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>(4) 建屋影響を受ける場合は、<math>\chi(x', y', z')</math> の計算において、建屋影響の効果を取入れてもよい。（「5.2.2(2)b)建屋の影響を受ける場合の計算式」参照）</p> <p>(5) 評価点を放出点と同じ高さ（風下軸上）に設定し、<math>\chi(x', y', z')</math> を計算する場合の建屋の巻き込み効果を見込まずに計算することは、合理的かつ保守的である。</p> <p>ただし、建屋影響を受ける場合は、この影響を見込んだ複数方位を、着目方位とする必要がある。（「5.1.2(3)c)着目方位」参照）</p>	<p>5.3(4) 建物影響を受けるため、建物影響の効果を取入れている。</p> <p>5.3(5) 建物の巻き込み効果を見込んだ計算を行っている。</p>
<p>6. 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線</p> <p>(1) 次の a), b) 及び c) を、6.1 から 6.3 までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建屋内放射エネルギー線源の計算</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>c) 直接ガンマ線の計算</p> <p>(3) 地形及び施設の構造上の理由によって、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量が大气中に放出された放射性物質による線量に対し明らかに有意な寄与とならない場合には、評価を省略することができる。</p>	<p>6. →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>6(1) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源となる建物内放射エネルギー線源の計算、スカイシャインガンマ線の計算、直接ガンマ線の計算において、6.1 から 6.3 に示す方法によって評価している。</p> <p>6(3) スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による線量を評価の対象としており、省略はしていない。</p>
<p>6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」とする。</p> <p>b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。</p> <p>c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとする。</p>	<p>6.1(1) →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>6.1(1)a) 事故の想定は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」としている。</p> <p>6.1(1)b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、原子炉格納容器からの漏えいによって原子炉建屋（二次格納施設）に放出される。この二次格納施設内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p> <p>6.1(1)c) 二次格納施設内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布するものとして評価している。</p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算する。</p> <p>e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建屋運転階に存在する放射性物質とする【解説 6.1】。</p> <p>f) 計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としなくてもよい【解説 6.2】。</p> <p>g) 希ガス及びよう素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス 100%、よう素 50%とする。</p> <p>h) 事故後 30 日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算する。</p> <p>(2) 主蒸気管破断（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 事故の想定は、「4.1.2 主蒸気管破断」とする。</p> <p>b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建屋内に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、タービン建屋の自由空間容積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。</p> <p>c) タービン建屋内の放射性物質の崩壊による減衰を計算する。</p> <p>d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない【解説 6.2】。</p>	<p>6.1(1)d) 二次格納施設内の放射性物質の崩壊による減衰及び非常用ガス処理系による除去効果を計算している。</p> <p>6.1(1)e) スカイシャインガンマ線の線源は、原子炉建物運転階に存在する放射性物質としている。</p> <p>6.1(1)f) 計算対象とする核種は希ガス及びよう素とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない。計算対象は、解説 6.2 に示された核種としている。</p> <p>6.1(1)g) 希ガス及びよう素の原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蔵量に対する割合は、希ガス 100%、よう素 50%としている。</p> <p>6.1(1)h) 事故後 30 日間の積算線源強度は、二次格納施設内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p> <p>6.1(2) →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>6.1(2)a) 事故の想定は、「4.1.2 主蒸気管破断」としている。</p> <p>6.1(2)b) 事故時に主蒸気管破断口からタービン建物内に放出された放射性物質は、全量がタービン建物から漏えいすることなく、タービン建物（管理区域）の自由空間容積に均一に分布するものとしている。このタービン建物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している。</p> <p>6.1(2)c) タービン建物内の放射性物質の崩壊による減衰を計算している。</p> <p>6.1(2)d) 計算対象とする核種は希ガス及びハロゲン等とし、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは、計算の対象としない。計算対象は、解説 6.2 に示された核種としている。</p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>e) 計算対象とする核種及びタービン建屋内への放出量の計算条件は、タービン建屋からの漏えいを無視する以外は、大気中へ放出量の計算条件（「4.1.2 主蒸気管破断」参照）と同じとする。</p> <p>f) 事故後 30 日間の積算線源強度は、タービン建屋内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲別に区分して計算する。</p> <p>6.2 スカイシャインガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建屋の配置、形状及び地形条件から計算する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は 1Sv/Gy とする。</p> <p>(4) スカイシャインガンマ線の計算方法</p> <p>a) スカイシャインガンマ線の計算は一回散乱計算法を用いるものとし、必要に応じて輸送計算コードを適宜組み合わせる。ただし、(6.1)式の内容と同等で技術的妥当性が認められる場合には、特に使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式を(6.1)式<sup>(参6, 参7, 参8)</sup>とする。</p>	<p>6.1(2)e) 計算対象とする核種及びタービン建物内への放出量の計算条件は、タービン建物からの漏えいを無視する以外は、大気中への放出量の計算条件（「4.1.2 主蒸気管破断」参照）と同じとしている。</p> <p>6.1(2)f) 事故後 30 日間の積算線源強度は、タービン建物内の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分して計算している。</p> <p>6.2 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>6.2(1) 建物内に放出された放射性物質に起因するスカイシャインガンマ線による全身に対する線量は、施設の位置、建物の配置、形状及び地形条件から計算している。</p> <p>6.2(2) 空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は 1Sv/Gy として評価している。</p> <p>6.2(4)a) スカイシャインガンマ線の計算は、輸送計算コードを組み合わせ、一回散乱計算法を用い評価している。</p> <p>6.2(4)b) 基本計算式を(6.1)式として評価している。</p>

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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

$$H_s = \int_0^T D_s dt$$

$$D_s = \sum_E \sum_V \left[ \Phi(E, x) K(E) \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \frac{N}{r^2} B(E, b) \exp\left(-\sum_m \mu_i X_m\right) dV \right] \dots \dots \dots (6.1)$$

$H_s$	: 実効線量	(Sv)
$T$	: 計算期間	(s)
$D_s$	: ガンマ線の空気カーマ率	(Gy/s)
$\Phi(E, x)$	: 散乱点に於けるガンマ線束	( $\gamma/(m^2 \cdot s)$ )
$\mu_i$	: 散乱エネルギー $E$ に於ける物質 $i$ の線減衰係数	( $1/m$ )
$K(E)$	: 散乱エネルギー $E$ の線量率換算係数	(Gy/( $\gamma/m^2$ ))
$B(E, b)$	: 散乱エネルギー $E$ のガンマ線の散乱点から計算点までの $b$ に対するビルドアップ係数	(-)
$X_m$	: 領域 $m$ の透過距離	(m)
$r$	: 散乱点から計算点までの距離	(m)
$V$	: 散乱体積	( $m^3$ )
$N$	: 空気中の電子数密度	(electrons/ $m^3$ )
$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$	: Klein-Nishina の微分散乱断面積	( $m^2 / steradian$ )
$\theta$	: 散乱角	(radian)

c) 散乱点におけるガンマ線束は、次の i) 又は ii) のいずれかの方法によって計算する。

i) 遮へいの影響を、ビルドアップ係数を用いて求める場合 (参8)

6.2(4)c) 散乱点におけるガンマ線束は、ii) の方法によって評価している。

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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

$$\Phi(E, x) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} B(E, b^0) \exp\left(-\sum_i \sum_j \mu_i X_j\right) \dots\dots\dots (6.2)$$

$$b^0 = \sum_k \sum_n \mu_k X_n$$

- $\mu_i$  : 線源エネルギー  $E$  の物質  $i$  の線減衰係数 (1/m)
- $S(E)$  : 線源エネルギー  $E$  の線源強度 ( $\gamma/s$ )
- $B(E, b^0)$  : 線源エネルギー  $E$  のガンマ線の線源点から  
散乱点までの空気以外の遮へい体の  $b^0$  に  
対するビルドアップ係数 (-)
- $X_j$  : 領域  $j$  の透過距離 (m)
- $\rho$  : 線源点から散乱点までの距離 (m)
- $\mu_k$  : 線源エネルギー  $E$  の空気以外の物質  $k$  の線減衰係数 (1/m)
- $X_n$  : 空気以外の物質の領域  $n$  の透過距離 (m)

ii) 遮へいの影響を、輸送計算で求める場合 (参6, 参7)

$$\Phi(E, x) = \frac{S_p(E)}{4\pi\rho^2} \exp\left(-\sum_i \mu_i x_i\right) \dots\dots\dots (6.3)$$

$$S_p(E) = \Phi(\theta) A_c \cos\theta$$

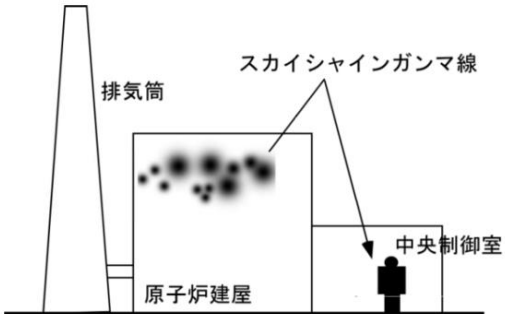
- $\mu_i$  : 線源エネルギー  $E$  に於ける領域  $i$  の線減衰係数 (1/m)
- $x_i$  : 領域  $i$  の透過距離 (m)
- $\rho$  : 線源点から散乱点までの距離 (m)
- $S_p(E)$  : 線源エネルギー  $E$  の線源強度 ( $\gamma/s$ )
- $\theta$  : 鉛直上方向とガンマ線の進行方向がなす角 (radian)
- $\Phi(\theta)$  : 輸送計算式によって求めた  $\theta$  方向の角度束 ( $\gamma/m^2 s \cdot weight$ )  
 $weight = \frac{\Delta\Omega}{4\pi}$
- $\Omega$  : ガンマ線の放出立体角 (steradian)
- $A_c$  : 天井面積 ( $m^2$ )

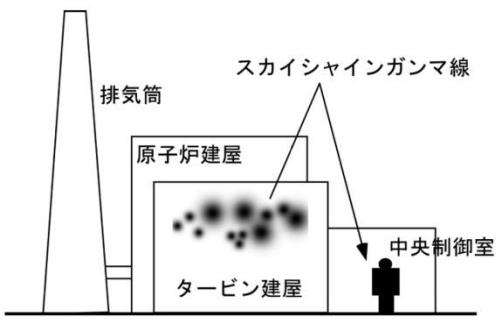
原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況																								
<p>6.3 直接ガンマ線の計算</p> <p>(1) 原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建屋構造等から計算の体系モデルを構築する。</p> <p>(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv /Gy とする。</p> <p>(3) 直接ガンマ線の計算方法</p> <p>a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いる。ただし、(6.4)式の内容と同等で、技術的妥当性が認められる場合には、使用する計算方法を制限するものではない。</p> <p>b) 基本計算式は(6.4)式<sup>(参6, 参7, 参9)</sup>とする。</p> $H_d = \sum_E K(E) \int_V \frac{S(E, x, y, z) e^{-b} B(E, b)}{4\pi R^2} dV \dots\dots\dots (6.4)$ $b = \sum_i \mu_i l_i$ <table data-bbox="313 893 963 1181"> <tr> <td><math>H_d</math></td> <td>: 実効線量</td> <td>(Sv)</td> </tr> <tr> <td><math>K(E)</math></td> <td>: 線源エネルギー <math>E</math> に対する線量換算係数</td> <td>(Sv/(<math>\gamma/m^2</math>))</td> </tr> <tr> <td><math>S(E, x, y, z)</math></td> <td>: 積算線源強度</td> <td>(<math>\gamma/m^3</math>)</td> </tr> <tr> <td><math>B(E, b)</math></td> <td>: 線源エネルギー <math>E</math> でガンマ線減衰距離 <math>b</math> に対するビルドアップ係数</td> <td>(-)</td> </tr> <tr> <td><math>\mu_i</math></td> <td>: 線源エネルギー <math>E</math> に対する物質 <math>i</math> の線減衰係数</td> <td>(1/m)</td> </tr> <tr> <td><math>l_i</math></td> <td>: 物質 <math>i</math> の透過距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td><math>R</math></td> <td>: 微小体積 <math>dV</math> から計算点までの距離</td> <td>(m)</td> </tr> <tr> <td><math>V</math></td> <td>: 線源体積</td> <td>(<math>m^3</math>)</td> </tr> </table>	$H_d$	: 実効線量	(Sv)	$K(E)$	: 線源エネルギー $E$ に対する線量換算係数	(Sv/( $\gamma/m^2$ ))	$S(E, x, y, z)$	: 積算線源強度	( $\gamma/m^3$ )	$B(E, b)$	: 線源エネルギー $E$ でガンマ線減衰距離 $b$ に対するビルドアップ係数	(-)	$\mu_i$	: 線源エネルギー $E$ に対する物質 $i$ の線減衰係数	(1/m)	$l_i$	: 物質 $i$ の透過距離	(m)	$R$	: 微小体積 $dV$ から計算点までの距離	(m)	$V$	: 線源体積	( $m^3$ )	<p>6.3 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>6.3(1) 建物内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線による線量の計算のために、線源、施設の位置関係、建物構造等から計算の体系モデルを構築して評価している。</p> <p>6.3(2) 空気カーマから全身に対する線量への換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1Sv/Gy として評価している。</p> <p>6.3(3)a) 直接ガンマ線の計算は、点減衰核積分法を用いて評価している。</p> <p>6.3(3)b) 基本計算式は(6.4)式としている。</p>
$H_d$	: 実効線量	(Sv)																							
$K(E)$	: 線源エネルギー $E$ に対する線量換算係数	(Sv/( $\gamma/m^2$ ))																							
$S(E, x, y, z)$	: 積算線源強度	( $\gamma/m^3$ )																							
$B(E, b)$	: 線源エネルギー $E$ でガンマ線減衰距離 $b$ に対するビルドアップ係数	(-)																							
$\mu_i$	: 線源エネルギー $E$ に対する物質 $i$ の線減衰係数	(1/m)																							
$l_i$	: 物質 $i$ の透過距離	(m)																							
$R$	: 微小体積 $dV$ から計算点までの距離	(m)																							
$V$	: 線源体積	( $m^3$ )																							

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>7. 中央制御室居住性に係る被ばく評価</p> <p>(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを、3.2(1)に示した被ばく経路について、7.1 から7.5 までに示す方法によって計算する。</p> <p>(2) 次の a) 及び b) のとおり、想定事故に対し、すべての被ばく経路の評価が必要となるものではない【解説 7.1】。</p> <p>a) PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損のように、建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については、建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価は不要である。</p> <p>b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出及び PWR 型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破断時の二次系への漏えい停止までの放出など、事故発生直後の時間に集中して放出される放射性物質に対しては、入退域時の線量の評価は不要である。</p> <p>(3) 運転員の勤務状態については、平常時の直交替を基に設定する。ただし、直交替の設定を平常時のものから変更する場合、事故時マニュアル等に当該の運用を記載することが前提である。</p> <p>7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次の a) 及び b) の被ばく経路について、運転員の被ばくを、7.1.1 から7.1.2 までに示す方法によって計算する（図 7.1）。</p> <p>a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 建屋内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被ばく</p>	<p>7. →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>7(1) 中央制御室居住性に係る運転員の被ばくを、3.2(1)に示した被ばく経路について、7.1 から7.5 までに示す方法によって計算している。</p> <p>7. (2)b) BWR 型原子炉施設の主蒸気管破断時の半球状雲の放出については、入退域時の線量の評価には考慮していない。</p> <p>7. (3) 運転員の勤務状態については、平常時の直交替を基に設定している。</p> <p>7.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>7.1(1) 建物内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく及び建物内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被ばく経路については、運転員の被ばくを、7.1.1 から7.1.2 までに示す方法によって計算している。</p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="353 247 884 582" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="488 606 743 635">(a) BWR 型原子炉施設</p> <p data-bbox="212 651 1021 679">図 7.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく経路</p> <p data-bbox="123 746 1039 775">7.1.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p data-bbox="123 798 707 826">(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p data-bbox="152 845 1108 970">a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する（図 7.2）。</p> <p data-bbox="152 989 1108 1066">b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p data-bbox="152 1085 1108 1209">c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁や天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでよい。</p> <p data-bbox="152 1228 1108 1305">d) 線量の評価点は，中央制御室内の中心点，操作盤位置等を代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p>	<p data-bbox="1131 746 1568 775">7.1.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p data-bbox="1131 842 2101 967">7.1.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建物（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p data-bbox="1131 986 2101 1062">7.1.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1131 1082 2101 1158">7.1.1(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。</p> <p data-bbox="1131 1225 2101 1302">7.1.1(1)d) 線量の評価点は，室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p>



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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">外部被ばく線量=室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})</math></p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>図 7.2 原子炉冷却材喪失のスカイシャインガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p> <p>(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p>a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算する（図7.4）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p>	<p>7.1.1(1)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p> <p>7.1.1(3) →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>7.1.1(3)a) 主蒸気管破断発生後30日間、タービン建物内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算し評価している。</p> <p>7.1.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。</p> <p>d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">外部被ばく線量＝室内作業時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})</math></p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>図 7.4 主蒸気管破断のスカイシャインガンマ線の計算 (BWR型原子炉施設)</p>	<p>7.1.1(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。</p> <p>7.1.1(3)d) 線量の評価点は、室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p>7.1.1(3)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.1(3)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.1.2 建屋内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被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋等（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，中央制御室内における積算線量を計算する（図 7.5）。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して，配置，形状及び組成を明らかにして，遮へい効果を見込んでよい。</p> <p>d) 線量の評価点は，中央制御室内の中心，操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。</p> <p>e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4 直 3 交替勤務の場合 <math>0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3 \text{直} \times 30 \text{日}/4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})</math></p>	<p>7.1.2 →被ばく評価手法（内規）のとおりに</p> <p>7.1.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建物（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，中央制御室内における積算線量を評価している。</p> <p>7.1.2(1)b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。</p> <p>7.1.2(1)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から評価している。</p> <p>7.1.2(1)d) 線量の評価点は，室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。</p> <p>7.1.2(1)e) 中央制御室内の滞在期間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.1.2(1)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示された計算式を用いて評価している。</p>

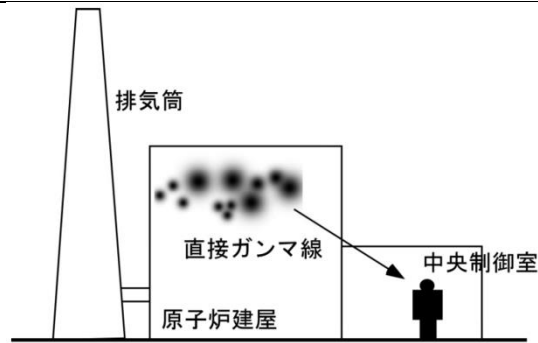


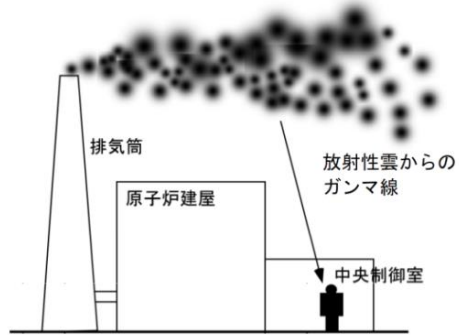
図 7.5 原子炉冷却材喪失の直接ガンマ線の計算  
(BWR型原子炉施設)

(3) 主蒸気管破断時の線量評価 (BWR 型原子炉施設)

- a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を計算する (図 7.7)。
- b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。
- c) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。
- d) 線量の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。
- e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。

- 7.1.2(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建物内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、中央制御室内における積算線量を評価している。
- 7.1.2(3)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いて評価している。
- 7.1.2(3)c) 線源から中央制御室に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から評価している。
- 7.1.2(3)d) 線量の評価点は、室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としている。
- 7.1.2(3)e) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p>外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量  ×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})</math></p> <div data-bbox="376 507 869 815" data-label="Diagram"> </div> <p>図 7.7 主蒸気管破断の直接ガンマ線の計算  （BWR型原子炉施設）</p> <p>7.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算する（図 7.8）。</p>	<p>7.1.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。</p> <p>7.2 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>7.2(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による運転員の被ばくを、次の(2)から(5)によって計算している。</p>



(a) BWR型原子炉施設

図 7.8 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく経路

- (2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を計算する。
- (3) 相対線量 D/Q の評価点は、中央制御室内の中心、操作盤位置等の代表点とする。室内の複数点の計算結果から線量が最大となる点を評価点としてもよい。
- (4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線 ( $E_\gamma \geq 1.5\text{MeV}$  以上) の遮へい効果を計算する。
- (5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

外部被ばく線量 = 大気中へ放出された希ガス等 (BWR プラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む) のガンマ線による実効線量  
 × 直交替による滞在時間割合\*1

\*1) 例：4直3交替勤務の場合

$$0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$$

- 7.2(2) 建物から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内作業時の運転員の被ばく線量を評価している。
- 7.2(3) 相対線量 D/Q の評価点は、中央制御室内の中心を評価点としている。
- 7.2(4) 中央制御室の天井・側壁によるガンマ線 ( $E_\gamma \geq 1.5\text{MeV}$  以上) の遮蔽効果を考慮して計算している。
- 7.2(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示された計算式を用いて評価している。

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)	中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況
<p>a) 主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">外部被ばく線量=放出希ガス等のガンマ線 (BWR プラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む) による実効線量</p> <p style="padding-left: 80px;">×直交替による滞在時間割合*1 + (半球状雲による線量)</p> <p>c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、次の1)及び2)に示す方法によって計算する。</p> <p>1) 原子炉冷却材喪失時及び蒸気発生器伝熱管破損時</p> $H_{\gamma} = \int_0^T K(D/Q)Q_{\gamma}(t)B \exp(-\mu' X') dt \quad \dots\dots\dots (7.1)$ <p style="margin-left: 40px;"> <math>H_{\gamma}</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>K</math> : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv / Gy, <math>K = 1</math>)  <math>D/Q</math> : 相対線量 (Gy / Bq)  <math>Q_{\gamma}(t)</math> : 時刻 <math>t</math> における核種の環境放出率 (Bq / s)  <span style="padding-left: 40px;">(ガンマ線 0.5MeV換算)</span>  <math>B</math> : ビルドアップ係数 (-)  <math>\mu'</math> : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)  <math>X'</math> : 中央制御室コンクリート厚さ (m)  <math>T</math> : 計算対象期間(30日間) (s)  <span style="padding-left: 40px;">(注)30日間連続滞在の場合の値である。</span> </p> <p>上式のうちコンクリートによる減衰効果 <math>B \exp(-\mu' X')</math> は、テラー型ビルドアップ係数を用いて計算してもよい。</p>	<p>7.2(5)a) 主蒸気管破断時には、半球状雲中の放射性物質のガンマ線による線量寄与を加算して評価している。</p> <p>7.2(5)c) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内滞在時の実効線量は、示された方法によって評価している。</p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 主蒸気管破断時</p> <p>i) 半球雲通過時の線量 (参5)</p> $H_{\gamma} = 6.2 \times 10^{-14} \frac{Q_{\gamma}}{V} E_{\gamma} \frac{R}{U} \left( 1 - \exp\left(-\mu \frac{R}{2}\right) \right) B \exp(-\mu' X') \quad \dots\dots (7.2)$ <p> <math>H_{\gamma}</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>Q_{\gamma}</math> : 半球雲中の放射性物質質量 (<math>\gamma</math>線 0.5MeV換算) (Bq)  <math>V</math> : 半球雲体積 (<math>m^3</math>)  <math>E_{\gamma}</math> : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis)  <math>\mu</math> : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)  <math>R</math> : 半球雲直径 (m)  <math>U</math> : 半球雲の移動速度 (m/s)  <math>B</math> : ビルドアップ係数 (-)  <math>\mu'</math> : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)  <math>X'</math> : 中央制御室コンクリート厚さ (m) </p> <p>ii) 主蒸気隔離弁からの漏えい、放出放射能による線量</p> $H_{\gamma} = \int_0^T K(D/Q) Q_{\gamma}(t) B \exp(-\mu' X') dt \quad \dots\dots\dots (7.3)$ <p> <math>H_{\gamma}</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>K</math> : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, <math>K=1</math>)  <math>D/Q</math> : 相対線量 (Gy/Bq)  <math>Q_{\gamma}(t)</math> : 時刻 <math>t</math> における核種の環境放出率 (Bq/s)            (<math>\gamma</math>線 0.5MeV換算)  <math>B</math> : ビルドアップ係数 (-)  <math>\mu'</math> : コンクリートに対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)  <math>X'</math> : 中央制御室コンクリート厚さ (m)  <math>T</math> : 計算対象期間(30日間) (s)            (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p> <p>7.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 次の a) 及び b) について、7.3.1 から 7.3.2 までに示す方法によって計算する。</p> <p>a) 建屋表面の空気中の放射性物質濃度</p> <p>b) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内の放射性物質濃度</p> <p>なお、中央制御室の空気流入率については、「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。</p>	<p>7.3 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>7.3(1) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばくについては、7.3.1 から 7.3.2 までに示す方法によって評価している。</p>



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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>(2) 次の a) 及び b) の被ばく経路による運転員の被ばくを, 7.3.3 から 7.3.4 までに示す方法によって計算する。(図 7.9)</p> <p>a) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>b) 室内に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中央制御室内での被ばく</p> <div data-bbox="331 539 907 906" data-label="Diagram"> </div> <p>図 7.9 外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく経路</p> <p>7.3.1 中央制御室が属する建屋周辺の放射性物質の濃度</p> <p>(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し, 放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで (5. 大気拡散の評価), 中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。</p> <p>a) 建屋影響を考慮しない場合</p> <p>建屋の影響を考慮しない場合は, 5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる (図 7.10)。</p>	<p>7.3(2) 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく及び室内に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中央制御室内での被ばく経路による運転員の被ばくについては, 7.3.3 から 7.3.4 までに示す方法によって評価している。</p> <p>7.3.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>7.3.1(1) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し, 放出源付近の建物の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで, 中央制御室を含む当該建物の周辺の放射性物質の濃度を計算している。</p> <p>7.3.1(1)a) 建物の影響を考慮して評価している。</p>

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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

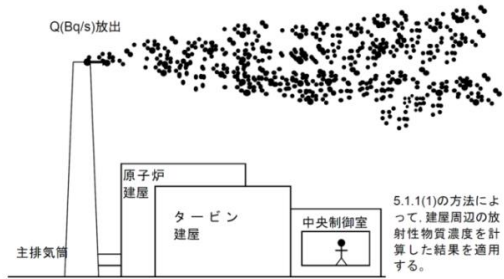


図 7.10 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散

b) 建屋影響を考慮する場合

建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図 7.11）。

1) BWR の場合

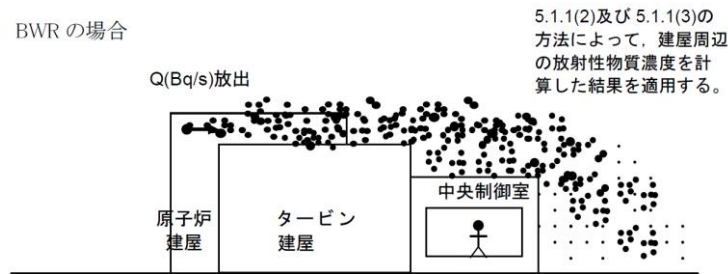


図 7.11 中央制御室建屋付近への放射性物質の拡散

7.3.1(1)b) 建物の影響を考慮して、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建物周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。

7.3.2 中央制御室内の放射性物質濃度

(1) 建屋の表面空気中から、次の a) 及び b) の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。

7.3.2 →被ばく評価手法（内規）のとおり

7.3.2(1) 建物の表面空気中から、中央制御室空調換気系及び直接流入する経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定し、評価している。

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取り入れること</p> <p>b) 中央制御室内に直接、流入すること</p> <p>(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一様混合すると仮定する。</p> <p>(3) 中央制御室換気系フィルタの効率、設計値又は管理値を用いる。</p> <p>(4) 中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻 <math>t</math> における核種 <math>i</math> の外気中濃度を用いる。</p> <p>(5) 相対濃度 <math>\chi/Q</math> の評価点は、外気取入れを行う場合は中央制御室の外気取入口とする。また、外気を遮断する場合は中央制御室の中心点とする。（(7.4)式の中央制御室の区画の濃度とする。）</p> <p>(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。また、隔離のために手動操作が必要な場合には、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算する。</p> <p>(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は、次のとおり計算する。</p> <p>a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める【解説7.2】。</p>	<p>7.3.2(2) 中央制御室内の雰囲気中で、放射性物質は一様混合すると仮定して評価している。</p> <p>7.3.2(3) 中央制御室非常用再循環処理装置フィルタの効率は、設計値を用いて評価している。</p> <p>7.3.2(4) 中央制御室への外気取入及び空気流入による放射性物質の取り込みに対して、時刻 <math>t</math> における核種 <math>i</math> の外気中濃度を用いて評価している。</p> <p>7.3.2(5) 相対濃度 <math>\chi/Q</math> の評価点は、外気取入れを行うため、中央制御室空調換気系外気取入口としている。</p> <p>7.3.2(6) 中央制御室の隔離のために手動操作を想定しており、隔離に要する時間に加えて運転員が事故を検知してから操作を開始するまで10分以上の時間的余裕を見込んで計算している。</p> <p>7.3.2(7) 中央制御室内の雰囲気中に浮遊する放射性物質量の時間変化は、示されたとおり評価している。</p> <p>7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調換気系の設計に従って中央制御室内の放射能濃度を評価している。</p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
$\frac{dM_i^k(t)}{dt} = -\lambda^k M_i^k(t) - \sum_{j=1}^n \frac{G_{ji}}{V_i} M_j^k(t) + \sum_{j=1}^n (1 - E_{ij}^k) \frac{G_{ij}}{V_j} M_j^k(t) + \sum_{l=1}^N (1 - E_{il}^k) \alpha_l S_l^k(t) + \alpha_l S_l^k(t)$ $S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$ $S_l^k(t) = (\chi/Q)_l Q^k(t)$ <p style="text-align: right;">..... (7.4)</p> <p> <math>M_i^k(t)</math> : 時刻<math>t</math>における区画<math>i</math>の核種<math>k</math>の放射性物質の量 (Bq)  <math>V_i</math> : 区画<math>i</math>の体積 (<math>m^3</math>)  <math>E_{ij}^k</math> : 区画<math>j</math>から<math>i</math>の経路にあるフィルタの除去効率 (-)  <math>G_{ij}</math> : 区画<math>j</math>から<math>i</math>の体積流量 (<math>m^3/s</math>)  <math>\lambda^k</math> : 核種<math>k</math>の崩壊定数 (1/s)  <math>S_l^k(t)</math> : 時刻<math>t</math>における外気取入口<math>l</math>での核種<math>k</math>の濃度 (<math>Bq/m^3</math>)  <math>\alpha_l</math> : 外気取入口<math>l</math>からの外気取入量 (<math>m^3/s</math>)  <math>(\chi/Q)_l</math> : 評価点<math>l</math>の相対濃度 (<math>s/m^3</math>)  <math>Q^k(t)</math> : 放射性物質の放出率 (<math>Bq/s</math>) </p> <p> <math>\alpha_l</math> : 空気流入量 (<math>m^3/s</math>)            空気流入量 = 空気流入率 × 中央制御室バウンダリ内体積 (容積)  <math>S_l^k(t)</math> : 空気流入を計算する核種<math>k</math>の濃度 (<math>Bq/m^3</math>)  <math>(\chi/Q)_l</math> : 空気流入に対する評価点<math>l</math>の相対濃度 (<math>s/m^3</math>) </p> <p>b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）とする。</p>	<p>7.3.2(7)b) 中央制御室に相当する区画の容積は、中央制御室バウンダリ内体積（容積）としている。</p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.3.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって計算する（図 7.12）。</p> <p>(2) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用による放射性元素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p> <p>(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量×直交替による滞在時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務の場合 <math>0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})</math> ここで、外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.5)式によって計算する。</p>	<p>7.3.3 →被ばく評価手法（内規）のとおりに</p> <p>7.3.3(1) 放射性物質の吸入摂取による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(5)までの方法によって評価している。</p> <p>7.3.3(2) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30 日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.3(3) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。</p> <p>7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、示されたとおり計算している。外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.5)式によって計算している。</p>

## 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）

$$H_I = \int_0^T RH_{\infty} C_I(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.5)$$

$H_I$  : 放射性物質の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv)  
 $R$  : 呼吸率(成人活動時) ( $m^3/s$ )  
 $H_{\infty}$  : 放射性物質(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への  
 換算係数 (Sv/Bq)  
 $C_I(t)$  : 時刻 $t$ における中央制御室内の放射能濃度 ( $Bq/m^3$ )  
 (I-131等価量)  
 $T$  : 計算期間(30日間) (s)  
 (注)30日間連続滞在の場合の値である。

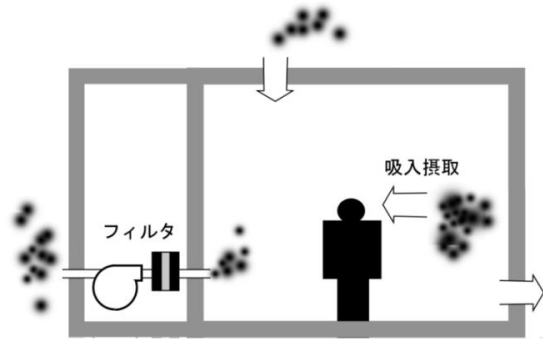


図 7.12 放射性物質取り込みによる中央制御室内での吸入摂取による被ばく

(5) 主蒸気管破断時は、前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。

内部被ばく線量＝室内に外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による実効線量  
 ×直交替による滞在時間割合＋（半球状雲による線量）

ここで、半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算する。

## 中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

7.3.3(5) 主蒸気管破断時は、前項の線量に半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。

半球状雲に伴う運転員の吸入摂取による実効線量は(7.6)式によって計算している。

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p> <math display="block">H_I = \int_0^T RH_{\infty} C_{IP}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.6)</math> </p> <p> <math>H_I</math> : 放射性物質の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>R</math> : 呼吸率(成人活動時) (<math>m^3/s</math>)  <math>H_{\infty}</math> : 放射性物質(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq)  <math>C_{IP}(t)</math> : 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻 <math>t</math> における中央制御室内の放射能濃度 (I-131等価量) (<math>Bq/m^3</math>)  <math>T</math> : 計算期間(30日間) (s)                      (注)30日間連続滞在の場合の値である。                 </p> <p>7.3.4 室内に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中央制御室内での被ばく</p> <p>(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算する(図7.13)。</p> <p>(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状とする。そして、半球の中心に運転員がいるものとする。</p> <p>(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)とする。</p> <p>a)ただし、エンベロープの一部が、ガンマ線を遮へいできる躯体で区画され、運転員がその区画内のみに入居する場合には、当該区画の容積を用いてもよい。</p> <p>b)ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。</p> <p>(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。</p> <p>(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量=室内に外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量 × 直交替による滞在時間割合*1</p>	<p>7.3.4 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>7.3.4(1) 放射性物質からのガンマ線による運転員の被ばく線量を、次の(2)から(6)までの方法によって計算している。</p> <p>7.3.4(2) 中央制御室は、容積が等価な半球状としている。そして、半球の中心に運転員がいるものとして評価している。</p> <p>7.3.4(3) 中央制御室の容積は、中央制御室バウンダリ内体積(容積)としている。</p> <p>7.3.4(4) 線量の計算にあたっては、運転員の勤務状態に即して、中央制御室内の滞在期間を計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.3.4(5) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、a)で示されたとおり計算している。</p>

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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

\*1) 例：4直3交替勤務の場合  $0.25 = (8\text{h}/\text{直} \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$

a) 外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による運転員の実効線量は、(7.7)式<sup>(参5)</sup>によって計算する。

$$H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu R}) C_{\gamma}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.7)$$

- $H_{\gamma}$  : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
- $E_{\gamma}$  : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis)
- $\mu$  : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)
- $R$  : 中央制御室半球換算時等価半径 (m)
- $C_{\gamma}(t)$  : 時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  
(ガンマ線0.5MeV換算)
- $T$  : 計算期間(30日) (s)  
(注)30日間連続滞在の場合の値である。

b) また、(7.7)式以外に、(7.8)式<sup>(参5)</sup>によって計算することも妥当である。



$$H_\gamma = \int_0^T \frac{1}{2} \frac{K}{\mu} \left[ \frac{A}{1+\alpha_1} \{1 - \exp(-(1+\alpha_1)\mu'R)\} + \frac{1-A}{1+\alpha_2} \{1 - \exp(-(1+\alpha_2)\mu'R)\} \right] \frac{E_\gamma}{0.5} C_\gamma(t) dt \quad (7.8)$$

$H_\gamma$  : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  
 $K$  : 線量率換算係数 (Sv/(γ/m<sup>2</sup>))  
 $A, \alpha_1, \alpha_2$  : テーラー型ビルドアップ係数(空气中0.5MeVガンマ線) (-)  
 $\mu'$  : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)

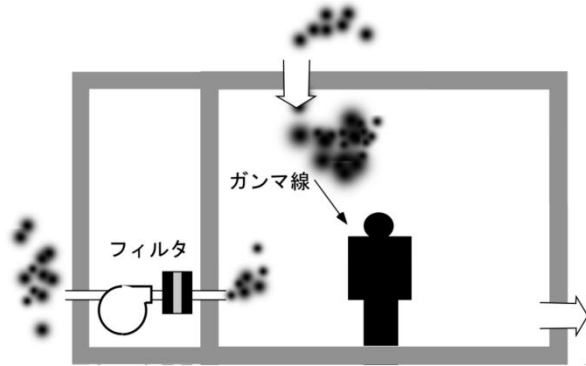


図 7.13 放射性物質取り込みによる中央制御室内でのガンマ線による被ばく

(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算する。

外部被ばく線量=室内に外気から取り込まれた放射性物質の外部ガンマ線による実効線量×直交替による滞在時間割合 + (半球状雲による線量)

ここで、半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式<sup>(参5)</sup>によって計算する。

7.3.4(6) 主蒸気管破断時は、7.3.4(4)a)の計算式に、次の半球状雲通過時の放射性物質の室内取込による線量寄与を加算して評価している。

半球状雲によるガンマ線の線量は(7.9)式によって計算している。

## 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）

## 中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

$$H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} E_{\gamma} (1 - e^{-\mu R}) C_{p,r}(t) dt \quad \dots\dots\dots (7.9)$$

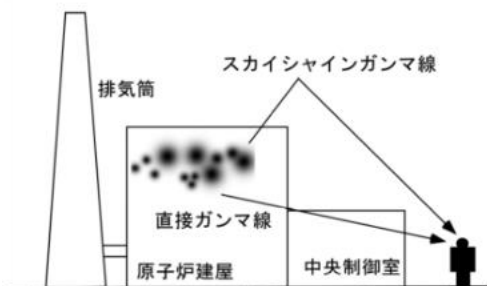
- $H_{\gamma}$  : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  
 $E_{\gamma}$  : ガンマ線の実効エネルギー (0.5MeV) (MeV/dis)  
 $\mu$  : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)  
 $R$  : 中央制御室半球換算時等価半径 (m)  
 $C_{p,r}(t)$  : 半球状雲通過時の室内取込み放射性物質に基づく時刻tにおける中央制御室内の放射能濃度 (ガンマ線0.5MeV換算) (Bq/m<sup>3</sup>)  
 $T$  : 計算期間(30日) (s)  
 (注)30日間連続滞在の場合の値である。

## 7.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく

(1) 次の a) 及び b) の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.4.1 から 7.4.2 までに示す方法によって計算する（図 7.14）。

- a) 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく  
 b) 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく

(2) 蒸気発生器伝熱管破損（PWR 型原子炉施設）のように、建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については、建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価は不要である。



(a) BWR 型原子炉施設

図 7.14 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく経路

7.4 →被ばく評価手法（内規）のとおり

7.4(1) 建物内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは、7.4.1 から 7.4.2 までに示す方法によって計算している。

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.4.1 建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算する（図 7.15）。</p> <p>b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説 7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては，次の 1) 又は 2) のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし，入退域ごとに評価点に 15 分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し，移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合，移動に伴って，複数の評価点を設定してもよい。【解説 7.5】</p> <p>f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝入退域時スカイシャインガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4 直 3 交替勤務・片道 15 分の場合</p> <p style="text-align: center;">0.015625＝（0.25h/直×2×3 直×30 日／4）／（24h×30 日）</p>	<p>7.4.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>7.4.1(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建物（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.1(1)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.1(1)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.1(1)d) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.1(1)e) 計算に当たっては，1) の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.4.1(1)e) 1) 入退域時の評価点は，1 号機タービン建物の入口として評価している。</p> <p>7.4.1(1)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示されたとおり計算している。</p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="338 252 898 587" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="129 608 1106 683">図 7.15 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく（BWR型原子炉施設）</p> <p data-bbox="129 799 658 826">(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR型原子炉施設）</p> <p data-bbox="152 847 1106 922">a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図 7.17）。</p> <p data-bbox="152 943 1106 1018">b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p data-bbox="152 1038 1106 1066">c) 線源から評価点至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。</p> <p data-bbox="152 1134 1106 1209">d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説 7.4】。</p> <p data-bbox="152 1230 815 1257">e) 計算に当たっては、次の 1) 又は 2) のいずれかの仮定を用いる。</p> <p data-bbox="181 1278 1048 1305">1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に 15 分間滞在するとする。</p>	<p data-bbox="1137 842 2092 917">7.4.1(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建物内に存在する放射性物質を線源としたスカイシャインガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p data-bbox="1137 938 2092 1013">7.4.1(3)b) スカイシャインガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p data-bbox="1137 1034 2092 1109">7.4.1(3)c) 線源から評価点至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。</p> <p data-bbox="1137 1129 2092 1204">7.4.1(3)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p data-bbox="1137 1225 1800 1252">7.4.1(3)e) 計算に当たっては、1) の仮定を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1137 1273 2002 1300">7.4.1(3)e) 1) 入退域時の評価点は、1 号機タービン建物の入口として評価している。</p>

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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況

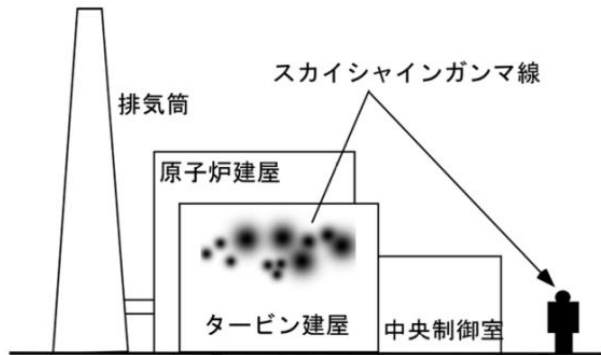
2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説 7.5】。

f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。

$$\text{外部被ばく線量} = \text{入退域時スカイシャインガンマ線積算線量} \times \text{直交替による所要時間割合}^{*1}$$

\*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合

$$0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$$

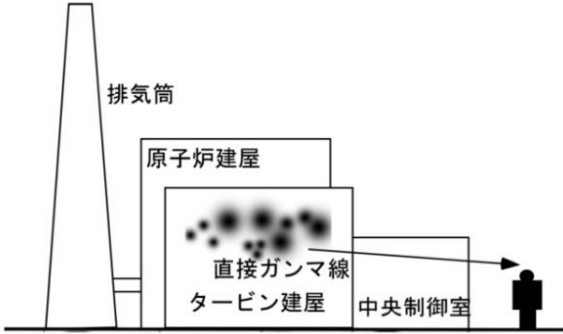


7.4.1(3)f) スカイシャインガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。

図 7.17 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の被ばく（BWR型原子炉施設）

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.4.2 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 原子炉冷却材喪失時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建屋（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算する（図 7.18）。</p> <p>b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。</p> <p>c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算する。</p> <p>d) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説 7.4】。</p> <p>e) 計算に当たっては，次の 1) 又は 2) のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>1) 管理建屋の入口を代表評価点とし，入退域ごとに評価点に 15 分間滞在するとする。</p> <p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し，移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合，移動に伴って，複数の評価点を設定してもよい【解説 7.5】。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，次のとおり計算する。</p> <p style="text-align: center;">外部被ばく線量＝入退域時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4 直 3 交替勤務・片道 15 分の場合</p> <p style="text-align: center;"><math>0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})</math></p>	<p>7.4.2 →被ばく評価手法（内規）のとおりに</p> <p>7.4.2(1)a) 原子炉冷却材喪失発生後 30 日間，原子炉建物（二次格納施設）内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による，入退域時の評価点における積算線量を計算している。</p> <p>7.4.2(1)b) 直接ガンマ線の線源強度は，「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。</p> <p>7.4.2(1)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を，構造物の配置，形状及び組成から計算している。</p> <p>7.4.2(1)d) 入退域での所要時間を，運転員の勤務状態に即して計算し，30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.4.2(1)e) 計算に当たっては，1) の仮定を用いて計算している。</p> <p>7.4.2(1)e) 1) 入退域時の評価点は，1 号機タービン建物の入口として評価している。</p> <p>7.4.2(1)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は，示されたとおり計算している。</p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="342 263 884 582" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="136 598 1093 678">図 7.18 原子炉冷却材喪失時の建屋内の放射性物質からの直ガンマ線による入退域時に被ばく（BWR型原子炉施設）</p> <p data-bbox="129 742 660 774">(3) 主蒸気管破断時の線量評価（BWR 型原子炉施設）</p> <p data-bbox="152 790 1108 1252"> a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建屋内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算する（図 7.20）。  b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いる。  c) 線源から評価点に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。  d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する【解説 7.4】。  e) 計算に当たっては、次の 1) 又は 2) のいずれかの仮定を用いる。  1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に 15 分間滞在するとする。 </p>	<p data-bbox="1137 790 2094 1252"> 7.4.2(3)a) 主蒸気管破断発生後 30 日間、タービン建物内に存在する放射性物質を線源とした直接ガンマ線による、入退域時の評価点における積算線量を計算している。  7.4.2(3)b) 直接ガンマ線の線源強度は、「6.1 スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源の計算」で解析した結果を用いている。  7.4.2(3)c) 線源から評価点に至るまでの遮蔽効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算している。  7.4.2(3)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。  7.4.2(3)e) 計算に当たっては、1) の仮定を用いて評価している。  7.4.2(3)e) 1) 入退域時の評価点は、1 号機タービン建物の入口として評価している。 </p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説 7.5】。</p> <p>f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 2em;">外部被ばく線量＝室内作業時直接ガンマ線積算線量 ×直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> $0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})$ <div style="text-align: center;">  </div> <p>図 7.20 主蒸気管破断時の建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の被ばく（BWR型原子炉施設）</p>	<p>7.4.2(3)f) 直接ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>



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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>7.5 大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 次の a) 及び b) の被ばく経路からの運転員の被ばくを、7.5.1 から 7.5.2 までに示す方法で計算する。</p> <p>a) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p>b) 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく</p> <p>(2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5. 大気拡散の評価）、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算する。</p> <p>a) 建屋影響を考慮しない場合 建屋の影響を考慮しない場合は、5.1.1(1)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.21）。</p> <p>b) 建屋影響を考慮する場合 建屋の影響を考慮する場合は、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建屋周辺の濃度分布の結果を用いる（図7.22）。</p> <div data-bbox="353 922 884 1252" style="text-align: center;"> </div> <p>図 7.21 建屋影響がない場合</p>	<p>7.5 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>7.5. (1) 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく及び吸入摂取による入退域時の被ばく経路からの運転員の被ばくは、7.5.1 から 7.5.2 までに示す方法で計算している。</p> <p>7.5. (2) 大気中に放出された放射性物質が大気中を拡散し、放出源付近の建屋の巻き込み影響を受ける場合にはその効果を計算したうえで（5. 大気拡散の評価）、中央制御室を含む当該建屋の周辺の放射性物質の濃度を計算している。</p> <p>7.5. (2)a) 建物の影響を考慮するため、7.5(2)b)の方法で評価している。</p> <p>7.5(2)b) 建物の影響を考慮するため、5.1.1(2)及び(3)の方法で計算した建物周辺の濃度分布の結果を用いて評価している。</p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="324 263 929 534" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="470 550 772 582">図 7.22 建屋影響がある場合</p> <p data-bbox="123 598 929 630">7.5.1 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく</p> <p data-bbox="123 646 1108 678">(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算する(図 7.23)。</p> <p data-bbox="168 694 1108 821">ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破損時の2次系への漏えい停止までの放出など）による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説 7.1】。</p> <p data-bbox="123 837 1108 917">(2) 建屋から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算する。</p> <p data-bbox="123 933 1108 1013">(3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量D/Qを求め、これに放射性物質（この場合は、放射能）の放出率を乗じて求める。</p> <p data-bbox="123 1029 1108 1109">(4) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p> <p data-bbox="123 1125 1108 1157">(5) 入退域時の計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。</p> <p data-bbox="145 1173 1108 1204">a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に、15分間滞在するとする。</p> <p data-bbox="145 1220 1108 1348">b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。【解説 7.5】</p>	<p data-bbox="1131 598 1579 630">7.5.1 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p data-bbox="1131 646 2116 774">7.5.1(1) 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲）による線量については、入退域時の線量としては評価していない。</p> <p data-bbox="1131 837 2116 917">7.5.1(2) 建物から大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による運転員の交替のための入退域時の線量を計算している。</p> <p data-bbox="1131 933 2116 1013">7.5.1(3) 入退域時の線量は入退域評価点での相対線量D/Qを求め、これに放射性物質（この場合は、放射能）の放出率を乗じて評価している。</p> <p data-bbox="1131 1029 2116 1109">7.5.1(4) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分している。</p> <p data-bbox="1131 1125 1892 1157">7.5.1(5) 入退域時の計算に当たっては、a)の仮定を用いて評価している。</p> <p data-bbox="1131 1173 1982 1204">7.5.1(5)a) 入退域時の評価点は、1号機タービン建物の入口として評価している。</p>

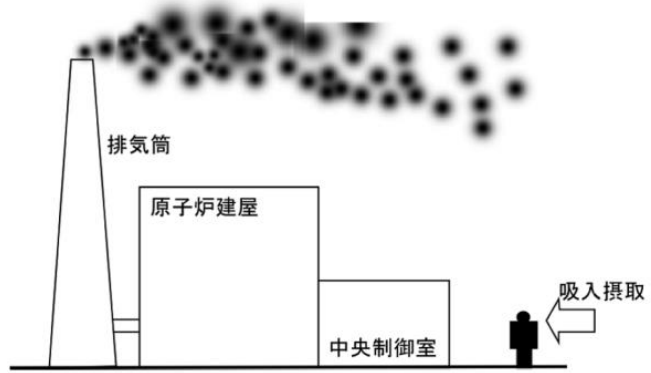
原子力発電所中央制御室の居住性 に係る被ばく評価手法について（内規）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<p>(6) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">外部被ばく線量＝放出希ガス等（BWRプラントの主蒸気管破断では、ハロゲン等を含む）のガンマ線による実効線量 ×直交替による入退所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4直3交替勤務・片道15分の場合</p> <p style="padding-left: 40px;">0.015625＝(0.25h/直×2×3直×30日/4) / (24h×30日)</p> <p>ここで、ガンマ線による運転員の実効線量は、(7.10)式によって計算する。</p> $H_{\gamma} = \int_0^T K(D/Q)Q_{\gamma}(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.10)$ <p style="margin-left: 40px;"> <math>H_{\gamma}</math> : 希ガスのガンマ線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>K</math> : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy, <math>K=1</math>)  <math>D/Q</math> : 相対線量 (Gy/Bq)  <math>Q_{\gamma}(t)</math> : 時刻<math>t</math>における核種の環境放出率 (Bq/s)  (ガンマ線0.5MeV換算)  <math>T</math> : 計算期間(30日) (s)  (注)30日間連続滞在の場合の値である。 </p>	<p>7.5.1(6) ガンマ線による運転員の外部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

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）	中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況
<div data-bbox="353 263 869 678" data-label="Diagram"> <p>(a) BWR 型原子炉施設</p> </div> <div data-bbox="324 699 913 774" data-label="Caption"> <p>図 7.23 原子炉冷却材喪失時の放射性雲のガンマ線による 入退域時の被ばく</p> </div> <p>7.5.2 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく</p> <p>(1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算する（図 7.24）。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲、蒸気発生器伝熱管破損時の 2 次系への漏えい停止までの放出など）による線量については、入退域時の線量としては評価しない【解説 7.1】。</p> <p>(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 <math>\chi/Q</math> を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて求める。線量換算係数、呼吸率を乗じて求める。</p> <p>(3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。</p> <p>(4) 被ばく低減方策として、例えば、防護マスク着用による放射性よう素の吸入による内部被ばくの低減をはかる場合には、その効果及び運用条件を適切に示して評価に反映してもよい。</p>	<p>中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況</p> <p>7.5.2 →被ばく評価手法（内規）のとおり</p> <p>7.5.2(1) 大気中へ放出された放射性物質を吸入摂取することによる被ばくを計算している。ただし、事故発生直後の短時間に集中して放出される放射性物質（主蒸気管破断時の半球状雲）による線量については、入退域時の線量としては評価していない。</p> <p>7.5.2(2) 入退域時の線量は入退域評価点での相対濃度 <math>\chi/Q</math> を求め、これに放射性物質の放出率を乗じて評価している。線量換算係数、呼吸率を乗じて評価している。</p> <p>7.5.2(3) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30 日間の積算線量を所要時間の割合で配分して評価している。</p> <p>7.5.2(4) 被ばく低減方策として、防護マスク着用を考慮していない。</p>

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)	中央制御室の居住性 (設計基準) に係る被ばく評価の適合状況
<p>(5) 計算に当たっては、以下のいずれかの仮定を用いる。</p> <p>a) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に 15 分間滞在するとする。</p> <p>b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい【解説 7.5】。</p> <p>(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、次のとおり計算する。</p> <p style="padding-left: 40px;">内部被ばく線量 = 放出よう素の吸入摂取による実効線量 × 直交替による所要時間割合*1</p> <p>*1) 例：4 直 3 交替勤務・片道 15 分の場合</p> <p style="padding-left: 80px;"><math>0.015625 = (0.25\text{h}/\text{直} \times 2 \times 3 \text{直} \times 30 \text{日} / 4) / (24\text{h} \times 30 \text{日})</math></p> <p>ここで、吸入摂取による運転員の実効線量は、(7.11)式によって計算する。</p> $H_I = \int_0^T RH_\infty(\chi/Q)Q_I(t)dt \quad \dots\dots\dots (7.11)$ <p style="margin-left: 40px;"> <math>H_I</math> : よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量 (Sv)  <math>R</math> : 呼吸率(成人活動時) (<math>m^3/s</math>)  <math>H_\infty</math> : よう素(I-131)吸入摂取時の成人の実効線量への 換算係数 (<math>Sv/Bq</math>)  <math>\chi/Q</math> : 相対濃度 (<math>s/m^3</math>)  <math>Q_I(t)</math> : 時刻 <math>t</math> におけるよう素環境放出率 (<math>Bq/s</math>) (I-131等価量)  <math>T</math> : 計算期間(30日間) (s)  (注)30 日間連続滞在の場合の値である。 </p>	<p>7.5.2(5) 入退域時の計算に当たっては、a)の仮定を用いて評価している。</p> <p>7.5.2(5)a) 入退域時の評価点は、1号機タービン建物の入口として評価している。</p> <p>7.5.2(6) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は、示されたとおり計算している。</p>

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）

中央制御室の居住性（設計基準）に係る被ばく評価の適合状況



(a) BWR 型原子炉施設

図 7.24 原子炉冷却材喪失時の放射性雲の吸入摂取による入退域時の被ばく

2. 設計基準事故時(原子炉冷却材喪失)の中央制御室の居住性に係る被ばく評価における原子炉格納容器漏えい率について

原子炉格納容器からの漏えい率は、被ばく評価手法(内規)において、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対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とするように記述されている。

島根2号機の評価においては、ライセンシングレポート\*に基づき、「GEの評価式」、「AECの評価式」、「定常流の式」を考慮し、事故時の原子炉格納容器からの漏えいによる被ばく量を保守的に評価する観点から、設計漏えい率0.5%/day一定を設定している。

注記\*：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 訂9 株式会社日立製作所, 平成16年1月)

3. 設計基準事故時(原子炉冷却材喪失)の中央制御室の居住性に係る被ばく評価における ECCS 再循環系からの漏えいの考慮について

ECCS の再循環運転については、被ばく評価手法(内規)にて、以下のとおり記述されている。

- ・ ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。
- ・ 再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の 50%が溶解するとし、ECCS の再循環系から原子炉建物に漏えいしたよう素の気相への移行率は 5%、原子炉建物内でのよう素の沈着率は 50%と仮定する。

2号機の評価においては、ECCS からの漏えいによる放出量は、原子炉格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分に小さく(0.3%未満\*)、有意な寄与はないため、ECCS 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核分裂生成物の放出量の評価は省略している。

注記\* : 「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 訂 9 株式会社日立製作所、平成 16 年 1 月」の付録 6 に基づく評価値

3.1 再循環系からの冷却材漏えい量

再循環系からの冷却材漏えいを考慮する場合、冷却材中に溶解したよう素が再循環系から原子炉建物内に漏えいし、非常用ガス処理系のよう素除去フィルタを経て排気筒より大気へ放出される。再循環系からの漏えいによる環境への放出放射エネルギーは、各核種について以下のとおり評価する。

(1) 冷却材中の存在量

事故発生から t 秒後の冷却材中の核分裂生成物の存在量は、次式で計算する。

$$Q_{ECCS}(t) = q_c \cdot \exp\{-(\lambda_R \cdot t)\} \dots \dots \dots (3.1)$$

ここで、

$Q_{ECCS}(t)$  : t 秒後の冷却材中の存在量(Bq)

$q_c$  : 事故直後の冷却材中の存在量(Bq) (炉内内蔵量の 50%)

$\lambda_R$  : 崩壊定数(1/s)

t : 事故後の時間(s)



(2) 原子炉建物内の存在量

再循環系から原子炉建物内に漏えいが継続している場合の t 秒後における原子炉建物内の核分裂生成物の存在量は、次式で計算する。

$$Q_{RB}(t) = F_P \cdot F_I \cdot q_C \cdot \exp\{-(\lambda_R \cdot T_s)\} \cdot \lambda_{LECCS} / \lambda_{LSGT} \\ \cdot [\exp\{-\lambda_R \cdot (t - T_s)\} - \exp\{-(\lambda_R + \lambda_{LSGT}) \cdot (t - T_s)\}] \cdots \quad (3.2)$$

ここで、

$Q_{RB}(t)$  : t 秒後の原子炉建物内の存在量(Bq)

$F_P$  : 再循環水中のよう素の気相中への移行率(0.05)

$F_I$  : 原子炉建物内でのよう素沈着割合(0.5)

$T_s$  : 再循環開始時間(s) (0 秒)

$\lambda_{LECCS}$  : 再循環系からの冷却材漏えい率(1/s) (約  $7.937 \times 10^{-10}$ )

$\lambda_{LSGT}$  : 非常用ガス処理系換気率(1/s) (1 回/d=約  $1.157 \times 10^{-5}$ )

(3) 大気への放出量

事故後に非常用ガス処理系により換気され、排気筒から大気に放出される核分裂生成物の放出量は、次式で計算する。

$$Q_{T0}(t) = \int_0^{T_0} (1 - f_{SGT}) \cdot \lambda_{LSGT} \cdot Q_{RB}(t) dt \cdots \cdots \cdots \quad (3.3)$$

ここで、

$Q_{T0}(t)$  : 大気への放出量(Bq)

$T_0$  : 再循環系からの漏えい期間(s)

$f_{SGT}$  : 非常用ガス処理系フィルタのよう素除去効率(0.99)

再循環系からの漏えいが無限時間継続するとした場合の大気中に放出される核分裂生成物の量 $Q_H$ (Bq)は、(3.3)式において $T_0 \rightarrow \infty$ とおくことにより次式で計算する

$$Q_H = F_P \cdot F_I \cdot q_C \cdot \exp\{-(\lambda_R \cdot T_s)\} \cdot (1 - f_{SGT}) \cdot \lambda_{LECCS} \\ \cdot \lambda_{LSGT} / \{\lambda_R \cdot (\lambda_R + \lambda_{LSGT})\} \cdots \cdots \cdots \quad (3.4)$$

上記に基づき計算した結果、よう素放出量（I-131 等価量）は、原子炉冷却材漏えい事故時の原子炉格納容器からの漏えいによる放出量約  $7.3 \times 10^{13}$ Bq に対し、再循環系からの漏えいによる放出量は約  $2.2 \times 10^{11}$ Bq となり、再循環系からの漏えいによる放出量の寄与は約 0.30%となる。

4. 設計基準事故時(主蒸気管破断)の中央制御室の居住性に係る被ばく評価における燃料棒からの追加放出量について

燃料棒からの追加放出量については、被ばく評価手法(内規)にて、以下のとおり記述されている。

- ・原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131は先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、その他の放射性物質はその組成を平衡組成として求める。希ガスはよう素の2倍の放出量とする。

島根原子力発電所2号機の評価においては、燃料棒からの追加放出量を以下のとおり設定している。

- ・よう素
  - ①I-131： $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}^{*1}$
  - ②その他の放射性物質：平衡組成として求める
- ・希ガス：よう素の2倍

注記\*1：全希ガス漏えい率(f値)  $1 \text{mCi/s}$  ( $3.7 \times 10^7 \text{Bq/s}$ ) 当たりの追加放出量の97%累積出現頻度値( $\mu + 2\sigma$ ) ( $19 \text{Ci}$ )を基に追加放出量を設定する\*2。被ばく評価上のf値を  $100 \text{mCi/s}$  ( $3.7 \times 10^9 \text{Bq/s}$ ) \*3とし、このf値 ( $100 \text{mCi/s}$ ) の97%累積出現頻度に相当する値は  $1900 \text{Ci}$  (約  $7.0 \times 10^{13} \text{Bq}$ ) となり、この値に余裕を見込んで、I-131の追加放出量を  $2000 \text{Ci}$  ( $7.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ ) と設定している。

\*2：参考文献 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 (HLR-021 訂9 株式会社日立製作所, 平成16年1月)

\*3：BWR及びABWRプラントにおけるf値の実績に十分余裕をみた値

## 5. 居住性評価に用いた気象資料の代表性について

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

### 5.1 検定方法

#### (1) 検定に用いた観測データ

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

#### (2) データ統計期間

検定年：2009年1月～2009年12月

統計年：2008年1月～2008年12月，2010年1月～2018年12月

#### (3) 検定方法

不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従って検定を行った。

### 5.2 検定結果

検定結果は表5-1に示すとおり、排気筒高さ付近を代表する標高130m及び地上付近を代表する標高28.5mの観測データについて、有意水準5%で棄却された項目は無かった(0項目)。

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

棄却検定表を表5-2から表5-5に示す。

表5-1 検定結果

検定年	統計年	棄却数	
		標高 28.5m	標高 130m
2009年	2008年, 2010年 ～2018年	0個	0個

表 5-2 標高 28.5m の棄却検定表 (風向)

観測場所：露場 (標高 28.5m, 地上高 20m) (%)

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

表 5-3 標高 28.5m の棄却検定表 (風速分布)

観測場所：露場 (標高 28.5m, 地上高 20m) (%)

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

表 5-4 標高 130m の棄却検定表 (風向)

観測場所：管理事務所屋上 (標高 130m, 地上高 115m) (%)

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

表 5-5 標高 130m の棄却検定表 (風速分布)

観測場所：管理事務所屋上 (標高 130m, 地上高 115m) (%)

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



6. 空気流入率測定試験結果及び差圧測定試験結果について

6.1 空気流入率測定試験結果

被ばく評価手法（内規）の別添資料「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に基づき、島根原子力発電所第1号及び第2号機中央制御室について2017年8月に試験を実施した結果、空気流入率は最大で0.082回/h（+0.0030(95%信頼限界値)）である。試験結果の詳細を表6-1に示す。

表6-1 空気流入率試験結果

項目	内容			
試験日程	2017年8月1日～2017年8月2日（1, 2号機停止中）			
試験の特徴	島根原子力発電所第1/2号機中央制御室			
均一化の程度	系統	トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ： (測定値－平均値) / 平均値 (%)		
	A系	—		
	B系	-6.4%～4.5%		
試験手法	全サンプリング点による試験手法			
適用条件	内容		適用	
	トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10%以内か。		○	
	決定係数R <sup>2</sup> が0.90以上であること。		—	均一化の目安を満足している。
	①中央制御室の空気流入率が、別区画に比べて小さいこと。		—	均一化の目安を満足している。
	②特異点の除外が、1時点の全測定データ個数の10%未満であること。		—	特異点の除外は無い。
③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に、立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し、運転員へ周知すること。		—	特定の区画を除外せずすべての区画を包含するリーク率で評価している。	
試験結果	系統	空気流入率 (+以下は95%信頼限界値)	決定係数R <sup>2</sup>	
	A系	—	—	
	B系	0.082回/h (+0.0030)	—	
特記事項	なし			

空気流入率測定試験における均一化確認については、表6-2に実測値を示す。  
また、均一化測定の代表点3の測定箇所については、図6-1に示す。

表 6-2 空気流入率測定試験における均一化確認 (実測値) (1/2)

日立GEニュークリア・エナジー株式会社/日立プラントコンストラクション

均一化確認試験

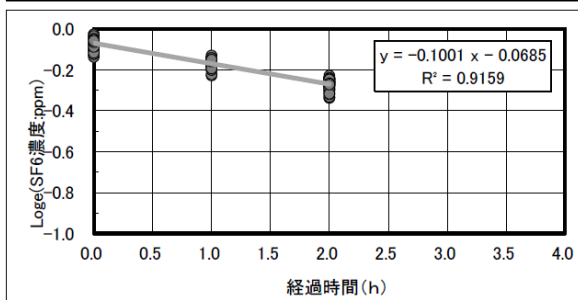
試験日	2017年8月1日	測定開始時刻	13:40
-----	-----------	--------	-------

No.	採取時刻	経過時間 (h)	測定値 (ppm)	測定値 Loge
1	13:40	0.0	0.952	-0.05
2	13:40	0.0	0.942	-0.06
3	13:40	0.0	0.936	-0.07
4	13:40	0.0	0.939	-0.06
5	13:40	0.0	0.974	-0.03
6	13:40	0.0	0.882	-0.13
7	13:40	0.0	0.929	-0.07
8	13:40	0.0	0.914	-0.09
9	13:40	0.0	0.907	-0.10
10	13:40	0.0	0.913	-0.09
11	13:40	0.0	0.974	-0.03
12	13:40	0.0	0.903	-0.10
13	13:40	0.0	0.907	-0.10
14	13:40	0.0	0.940	-0.06
15	13:40	0.0	0.960	-0.04
16	13:40	0.0	0.934	-0.07
17	13:40	0.0	0.906	-0.10
18	13:40	0.0	0.907	-0.10
19	13:40	0.0	0.922	-0.08
20	13:40	0.0	0.926	-0.08
21	13:40	0.0	0.949	-0.05
22	13:40	0.0	0.947	-0.05
23	13:40	0.0	0.954	-0.05
24	13:40	0.0	0.931	-0.07
25	13:40	0.0	0.960	-0.04
26	13:40	0.0	0.960	-0.04
27	13:40	0.0	0.938	-0.06
28	13:40	0.0	0.949	-0.05
29	13:40	0.0	0.925	-0.08
30	13:40	0.0	0.939	-0.06
31	13:40	0.0	0.945	-0.06
32	13:40	0.0	0.926	-0.08
33	13:40	0.0	0.939	-0.06
34	13:40	0.0	0.872	-0.14
35	13:40	0.0	0.883	-0.12
36	13:40	0.0	0.910	-0.09
37	13:40	0.0	0.900	-0.11
38	13:40	0.0	0.890	-0.12
39	13:40	0.0	0.937	-0.07
40	13:40	0.0	0.931	-0.07
41	13:40	0.0	0.916	-0.09
42	13:40	0.0	0.966	-0.03
43	13:40	0.0	0.953	-0.05
44	13:40	0.0	0.952	-0.05
45	13:40	0.0	0.953	-0.05
46	13:40	0.0	0.937	-0.07
47	13:40	0.0	0.949	-0.05
48	13:40	0.0	0.944	-0.06

STEP 1

【全サンプリング点】

	時間平均 (h)	濃度平均 (ppm)	濃度平均 Loge	空気流入率 (回/h)
STEP1	0.0	0.932	-0.071	0.100
STEP2	1.0	0.849	-0.163	
STEP3	2.0	0.763	-0.271	
STEP4				
STEP5				
空気流入率Nの誤差項 ( $\alpha=0.05$ )				0.005
相関係数 R				-0.9570
空気流入率N+誤差項				0.100 + 0.005



【代表点:3】

	時間 (h)	濃度 (ppm)	濃度 Loge	空気流入率 (回/h)
STEP1	0.0	0.936	-0.07	0.095
STEP2	1.0	0.852	-0.16	
STEP3	2.0	0.774	-0.26	
STEP4				
STEP5				
空気流入率Nの誤差項 ( $\alpha=0.05$ )				0.007
相関係数 R				-1.000
空気流入率N+誤差項				0.095 + 0.007

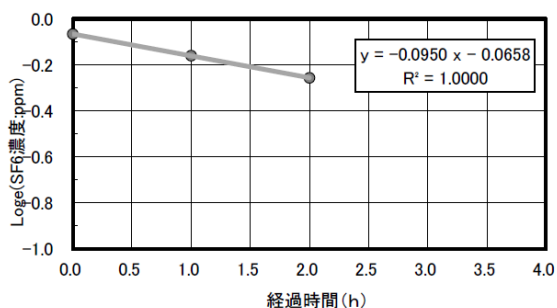


表 6-2 空気流入率測定試験における均一化確認（実測値）（2/2）

日立GEニュークリア・エナジー㈱/㈱日立プラントコンストラクション

均一化確認試験

試験日	2017年8月1日	測定開始時刻	13:40
-----	-----------	--------	-------

No.	採取時刻	経過時間 (h)	測定値 [ppm]	測定値 Loge	
STEP 2	1	14:40	1.0	0.866	-0.14
	2	14:40	1.0	0.867	-0.14
	3	14:40	1.0	0.852	-0.16
	4	14:40	1.0	0.853	-0.16
	5	14:40	1.0	0.855	-0.16
	6	14:40	1.0	0.844	-0.17
	7	14:40	1.0	0.866	-0.14
	8	14:40	1.0	0.853	-0.16
	9	14:40	1.0	0.865	-0.15
	10	14:40	1.0	0.858	-0.15
	11	14:40	1.0	0.847	-0.17
	12	14:40	1.0	0.859	-0.15
	13	14:40	1.0	0.835	-0.18
	14	14:40	1.0	0.858	-0.15
	15	14:40	1.0	0.849	-0.16
	16	14:40	1.0	0.840	-0.17
	17	14:40	1.0	0.864	-0.15
	18	14:40	1.0	0.848	-0.16
	19	14:40	1.0	0.842	-0.17
	20	14:40	1.0	0.823	-0.19
	21	14:40	1.0	0.833	-0.18
	22	14:40	1.0	0.822	-0.20
	23	14:40	1.0	0.848	-0.16
	24	14:40	1.0	0.843	-0.17
	25	14:40	1.0	0.867	-0.14
	26	14:40	1.0	0.865	-0.15
	27	14:40	1.0	0.847	-0.17
	28	14:40	1.0	0.842	-0.17
	29	14:40	1.0	0.854	-0.16
	30	14:40	1.0	0.858	-0.15
	31	14:40	1.0	0.858	-0.15
	32	14:40	1.0	0.865	-0.15
	33	14:40	1.0	0.859	-0.15
	34	14:40	1.0	0.797	-0.23
	35	14:40	1.0	0.801	-0.22
	36	14:40	1.0	0.829	-0.19
	37	14:40	1.0	0.840	-0.17
	38	14:40	1.0	0.818	-0.20
	39	14:40	1.0	0.850	-0.16
	40	14:40	1.0	0.851	-0.16
	41	14:40	1.0	0.824	-0.19
	42	14:40	1.0	0.879	-0.13
	43	14:40	1.0	0.867	-0.14
	44	14:40	1.0	0.868	-0.14
	45	14:40	1.0	0.853	-0.16
	46	14:40	1.0	0.868	-0.14
	47	14:40	1.0	0.859	-0.15
	48	14:40	1.0	0.861	-0.15

No.	採取時刻	経過時間 (h)	測定値 [ppm]	測定値 Loge	
STEP 3	1	15:40	2.0	0.781	-0.25
	2	15:40	2.0	0.775	-0.25
	3	15:40	2.0	0.774	-0.26
	4	15:40	2.0	0.780	-0.25
	5	15:40	2.0	0.785	-0.24
	6	15:40	2.0	0.771	-0.26
	7	15:40	2.0	0.786	-0.24
	8	15:40	2.0	0.796	-0.23
	9	15:40	2.0	0.780	-0.25
	10	15:40	2.0	0.787	-0.24
	11	15:40	2.0	0.786	-0.24
	12	15:40	2.0	0.771	-0.26
	13	15:40	2.0	0.760	-0.27
	14	15:40	2.0	0.768	-0.26
	15	15:40	2.0	0.770	-0.26
	16	15:40	2.0	0.765	-0.27
	17	15:40	2.0	0.786	-0.24
	18	15:40	2.0	0.785	-0.24
	19	15:40	2.0	0.770	-0.26
	20	15:40	2.0	0.763	-0.27
	21	15:40	2.0	0.759	-0.28
	22	15:40	2.0	0.773	-0.26
	23	15:40	2.0	0.780	-0.25
	24	15:40	2.0	0.773	-0.26
	25	15:40	2.0	0.775	-0.25
	26	15:40	2.0	0.763	-0.27
	27	15:40	2.0	0.758	-0.28
	28	15:40	2.0	0.771	-0.26
	29	15:40	2.0	0.770	-0.26
	30	15:40	2.0	0.752	-0.29
	31	15:40	2.0	0.755	-0.28
	32	15:40	2.0	0.756	-0.28
	33	15:40	2.0	0.781	-0.25
	34	15:40	2.0	0.714	-0.34
	35	15:40	2.0	0.714	-0.34
	36	15:40	2.0	0.742	-0.30
	37	15:40	2.0	0.737	-0.31
	38	15:40	2.0	0.718	-0.33
	39	15:40	2.0	0.747	-0.29
	40	15:40	2.0	0.730	-0.31
	41	15:40	2.0	0.727	-0.32
	42	15:40	2.0	0.743	-0.30
	43	15:40	2.0	0.746	-0.29
	44	15:40	2.0	0.729	-0.32
	45	15:40	2.0	0.765	-0.27
	46	15:40	2.0	0.763	-0.27
	47	15:40	2.0	0.767	-0.27
	48	15:40	2.0	0.762	-0.27



## 6.2 差圧測定試験結果

中央制御室を正圧化するために必要となる空気供給量について、中央制御室空調換気系差圧測定試験により測定し決定する。大気間差圧は、大気圧基準点と中央制御室バウンダリ内各測定点での気圧を気圧計にて同時測定を行った。計測値は、大気圧基準点高さに補正算出した。試験結果を図 6-2 に示す。

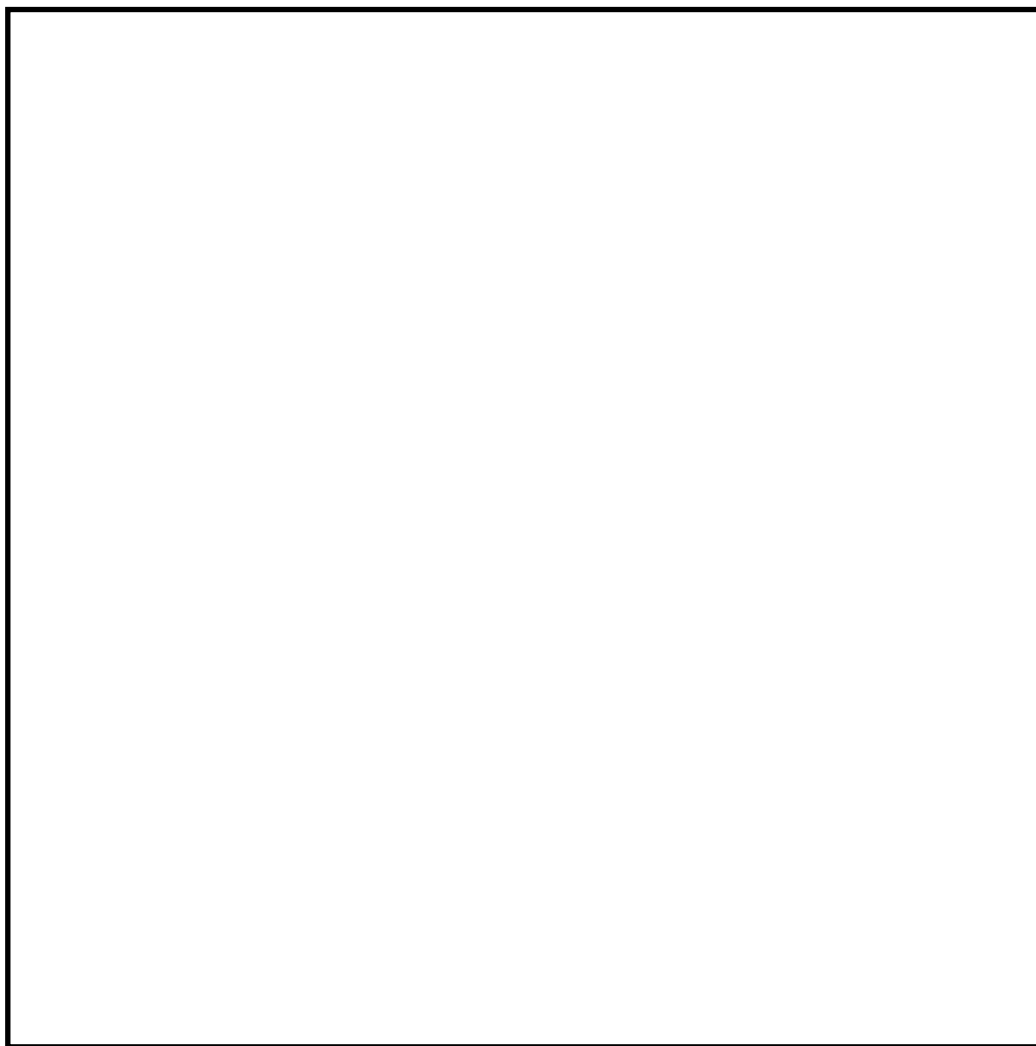


図 6-2 中央制御室空調換気系差圧測定試験結果

図 6-2 より、中央制御室正圧化に必要な空気供給量は  $17160\text{m}^3/\text{h}$  である。よって、必要な空気供給量は上記風量に設計裕度をもった  $17500\text{m}^3/\text{h}$  とする。

なお、図 6-2 に示した給気隔離弁開度 50% の差圧測定結果では、一部の測定場所において必要正圧（外気に対して  $+20\text{Pa}$  以上）を達成できていないが、これは、隣接エリアの換気設備が運転状態であることが影響していると考えられ、重大事故発生時には隣接エリアの換気設備は停止状態と考えられることから、外気に対して  $+20\text{Pa}$  以上を満足可能\*と考えている。

注記\* : 図 6-3 に給気隔離弁開度 10% (隣接空調運転) の時の差圧測定結果を, 図 6-4 に給気隔離弁開度 10% (隣接空調停止) の時の差圧測定結果を示す。図 6-3 及び図 6-4 から, 隣接エリアの換気設備を停止した場合, 制御室建物 3 階の差圧が約 30~40Pa 正圧方向にシフトしており, 隣接エリアの換気設備の運転状態が大気間差圧に影響を及ぼしていることを確認できる。なお, ここでいう隣接エリアの換気設備とは, 1 号機放射線管理室空調換気系, タービン建物空調換気系及び 2 号機廃棄物処理建物空調換気系を指す。

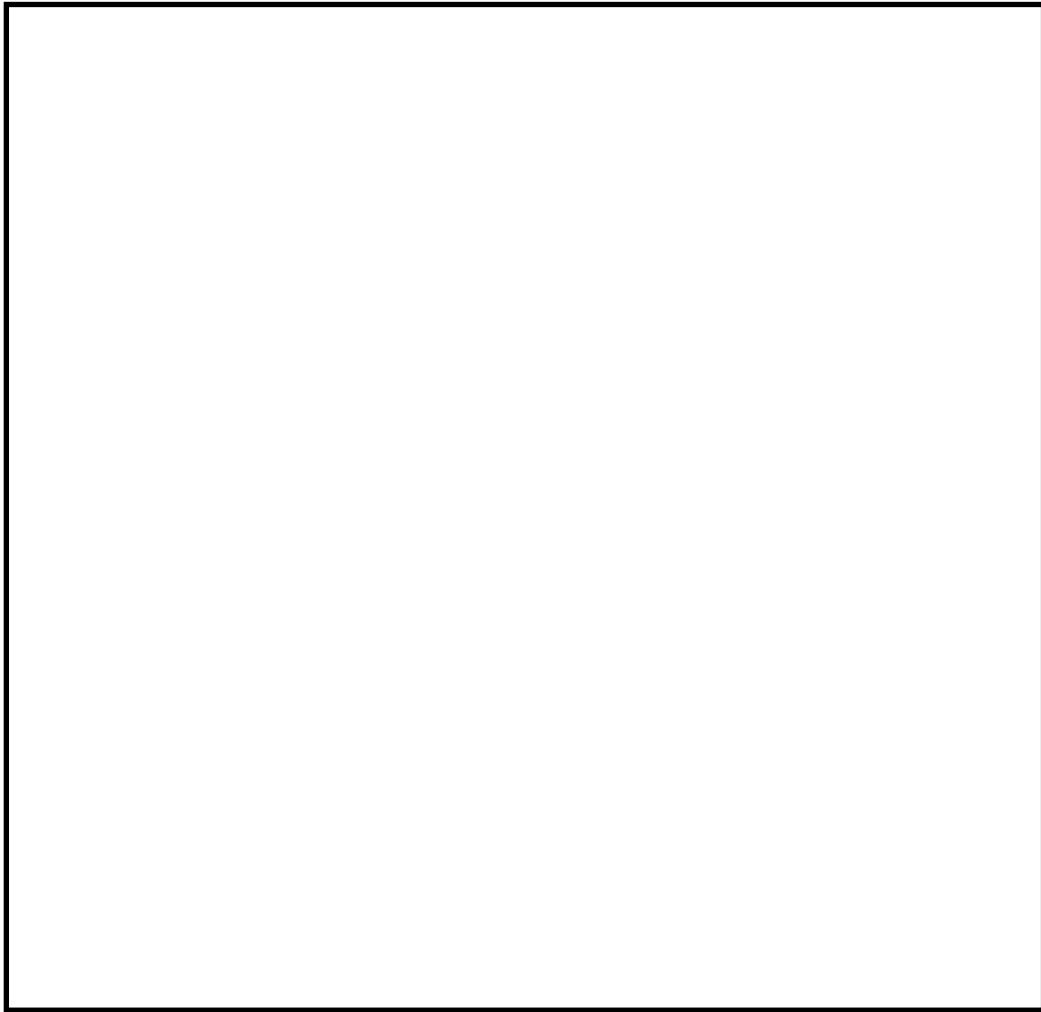


図 6-3 大気間差圧測定結果（給気隔離弁開度 10%（隣接空調運転））

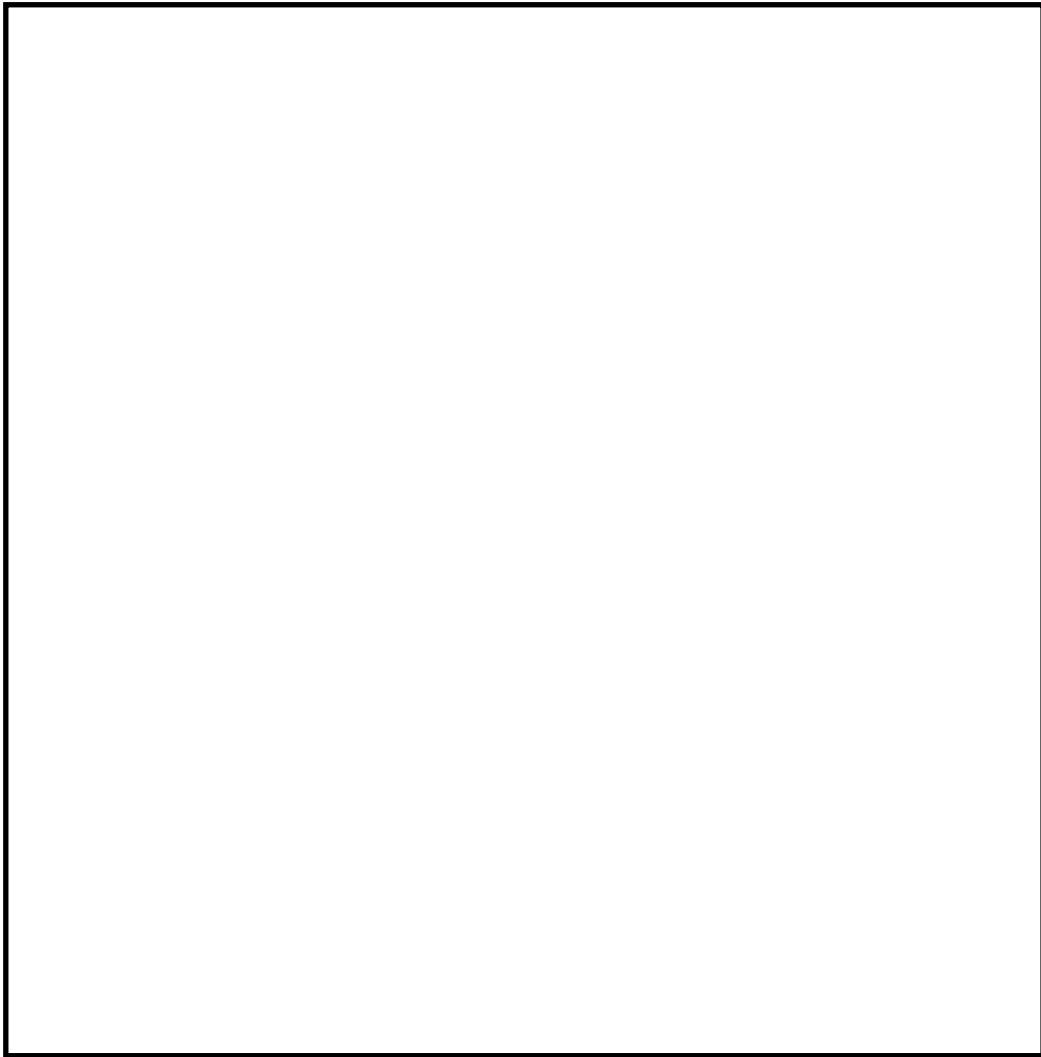


図 6-4 大気間差圧測定結果（給気隔離弁開度 10%（隣接空調停止））



## 7. 審査ガイドへの適合状況

### 7.1 はじめに

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価に関する「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」(令和3年6月23日 原規技発第2106233号 原子力規制委員会決定) (以下「審査ガイド」という。)への適合状況について、表7-1に示す。

表 7-1 審査ガイドへの適合状況

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>3. 制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価</p> <p>(解釈より抜粋)</p> <p>第74条 (原子炉制御室)</p> <p>1 第74条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス(例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合)を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	<p>1b) → 審査ガイドどおり</p> <p>① 評価事象については、「想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」として、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「冷却材喪失(大破断 LOCA)+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を選定した。当該事故シーケンスにおいては第一に残留熱代替除去系により事象を収束するが、被ばく評価においては、残留熱代替除去系による格納容器除熱に失敗し、格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを実施する場合についても想定した。なお、よう素放出量の低減対策として導入した格納容器内 pH 制御については、その効果に期待しないものとした。</p> <p>② 中央制御室滞在時及び入退域時ともにマスクの着用を考慮した。また、実施のための体制を整備している。</p> <p>③ 運転員の勤務形態(4直2交替)を考慮して評価している。また、実施のための体制を整備している。</p> <p>④ 運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認している。</p>

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>4. 居住性に係る被ばく評価の標準評価手法</p> <p>4. 1 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲</p> <p>① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(1) 被ばく経路</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図1に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図2に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。</p> <p>ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。</p> <p>① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく</p> <p>原子炉建屋（二次格納施設（BWR型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p>	<p>4.1→審査ガイドどおり</p> <p>最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。</p> <p>実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。</p> <p>4.1(1)→審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室の居住性に係る被ばく経路は図1のとおり、①～⑧の経路に対して評価している。</p> <p>4.1(1)①→審査ガイドどおり</p> <p>原子炉建物内等の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建物内等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線量を評価している。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>② 大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく  大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく(クラウドシャイン)</p> <p>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく(グランドシャイン)</p> <p>③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく  原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。  なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。</p> <p>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</p> <p>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく</p> <p>④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく  原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。</p> <p>一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく</p> <p>二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく</p>	<p>4.1 (1) ②→審査ガイドどおり</p> <p>大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく(クラウドシャイン)は、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び建物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p> <p>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく(グランドシャイン)は、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び沈着速度並びに建物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p> <p>4.1 (1) ③→審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室に取り込まれた放射性物質は、中央制御室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。</p> <p>中央制御室内に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吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。</p> <p>4.1 (1) ④→審査ガイドどおり</p> <p>原子炉建物内等の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p> <p>原子炉建物内等の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく 大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく(クラウドシャイン)</li> <li>二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく(グラウンドシャイン)</li> <li>三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく</li> </ol> <p>(2) 評価の手順 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図3に示す。</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いるソースタームを設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価<sup>(参2)</sup>で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス(この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である)のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</li> <li>・緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。 また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。</li> </ul>	<p>4.1 (1) ⑤→審査ガイドどおり</p> <p>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の外部被ばく(クラウドシャイン)を評価している。 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の外部被ばく(グラウンドシャイン)を評価している。 放射性物質の吸入摂取による入退域時の内部被ばくを評価している。</p> <p>4.1 (2) → 審査ガイドどおり 中央制御室居住性に係る被ばくは図3の手順に基づいて評価している。</p> <p>4.1 (2) a. → 審査ガイドどおり 評価事象については、「想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」として、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を選定した。当該事故シーケンスにおいては第一に残留熱代替除去系により事象を収束するが、被ばく評価においては、残留熱代替除去系による格納容器除熱に失敗し、格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを実施する場合について想定している。原子炉格納容器から格納容器フィルタベント系への流入量、及び、原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい量を、MAAP解析及びNUREG-1465の知見を用いて評価している。ただし、「MAAP」コードではよう素の化学組成は考慮されないため、粒子状よう素、無機よう素及び有機よう素については、大気中への放出量評価条件を設定し、放出量を評価している。なお、よう素放出量の低減対策として導入した原子炉格納容器内pH制御については、その効果に期待しないものとした。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。</p> <p>c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。</p> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・上記 c の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。</li> <li>・上記 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。</li> <li>・上記 a 及び b の結果を用いて、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。</li> </ul> <p>e. 上記 d で計算した線量の合計値が、判断基準を満たしているかどうかを確認する。</p>	<p>4.1 (2) b. →審査ガイドどおり</p> <p>被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さいほうから順に並べて整理し、累積出現頻度 97% に当たる値を用いている。評価においては、島根原子力発電所敷地内において観測した 2009 年 1 月～2009 年 12 月の 1 年間における気象データを使用している。</p> <p>4.1 (2) c. →審査ガイドどおり</p> <p>スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量を評価するために、原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建物内の線源強度を計算している。</p> <p>4.1 (2) d. →審査ガイドどおり</p> <p>前項 c の結果を用いて、原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく線量を計算している。</p> <p>前項 a 及び b の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量を計算している。</p> <p>前項 a 及び b 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による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算している。</p> <p>4.1 (2) e. →審査ガイドどおり</p> <p>前項 d で計算した線量の合計値が、「判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足していることを確認している。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>4. 2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件</p> <p>(1) 沈着・除去等</p> <p>a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率</p> <p>ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。</p> <p>なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>b. 空気流入率</p> <p>既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。</p> <p>新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。(なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。)</p> <p>(2) 大気拡散</p> <p>a. 放射性物質の大気拡散</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。</li> <li>なお、三次元拡散シミュレーションモデルを用いてもよい。</li> <li>・風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。</li> <li>・ガウスプルームモデルを適用して計算する場合には、水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、気象指針<sup>(参3)</sup>における相関式を用いて計算する。</li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。</li> </ul>	<p>4.2 (1) a. →審査ガイドどおり</p> <p>高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタの除去効率は、設計値を基に設定している。</p> <p>フィルタ効率の設定に際しては、ヨウ素類の性状を適切に考慮している。</p> <p>4.2 (1) b. →審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室内を正圧化している間は、フィルタを介さない空気の流入は考慮しない。</p> <p>中央制御室内を正圧化していない間は、空気流入率測定試験結果を基に空気流入率を0.5回/hとしている。</p> <p>4.2 (2) a. →審査ガイドどおり</p> <p>放射性物質の空气中濃度は、ガウスプルームモデルを適用して計算している。</p> <p>島根原子力発電所敷地内で観測した2009年1月から2009年12月の1年間の気象資料を大気拡散式に用いている。</p> <p>水平及び垂直方向の拡散パラメータは、風下距離及び大気安定度に応じて、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂)」(以下「気象指針」という。)における相関式を用いて計算している。</p> <p>放出点(格納容器フィルタベント系排気管)から近距離の建物(原子炉建物)の影響を受けるため、建物による巻き込みを考慮し、建物の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件については、放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について、次に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。</li> <li>一 放出点の高さが建屋の高さの2.5倍に満たない場合</li> <li>二 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風下とした風向 <math>n</math> について、放出点の位置が風向 <math>n</math> と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図4の領域 <math>A_n</math>）の中にある場合</li> <li>三 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</li> </ul> <p>上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする<sup>(参4)</sup>。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</li> <li>・放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」<sup>(参1)</sup>による。</li> </ul> <p>b. 建屋による巻き込みの評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・巻き込みを生じる代表建屋             <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。</li> <li>2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。</li> </ol> </li> </ul>	<p>一～三のすべての条件に該当するため、建物による巻き込みを考慮して評価している。</p> <p>各放出点の高さは建物の高さの2.5倍に満たない。 各放出点の位置は図4の領域 <math>A_n</math> の中にある。</p> <p>評価点（中央制御室等）は、巻き込みを生じる建物（原子炉建物）の風下側にある。</p> <p>建物による巻き込みを考慮し、図5に示されたように、建物の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象としている。</p> <p>放射性物質の大気拡散については、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4.2 (2) b. →審査ガイドどおり</p> <p>建物巻き込みによる拡散を考慮している。</p> <p>巻き込みの影響が最も大きい建物として、原子炉建物中心放出時及び格納容器フィルタベント系排気管は原子炉建物、排気筒（非常用ガス処理系用）放出時はタービン建物を代表建物としている。</p>



実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>・放射性物質濃度の評価点</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表表面の選定</p> <p>原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。</p> <p>i) 事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入</p> <p>ii) 事故時に外気の取入れを遮断する場合は、室内への直接流入</p> <p>2) 建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。</p> <p>このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次の i) 又は ii) によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。</p> <p>i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。</p> <p>ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表表面（代表評価面）を選定する。</p>	<p>中央制御室は、中央制御室非常用再循環送風機によりフィルタを介した外気を取り入れるとして評価している。外気取入時の放射性物質濃度の評価点としては中央制御室空調換気系給気口を選定し、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>また、中央制御室非常用再循環送風機により中央制御室を正圧化していない期間においては、外気が直接流入するとして評価している。放射性物質濃度の評価点としては中央制御室空調換気系給気口を選定し、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>建物による巻き込みの影響を考慮している。</p> <p>中央制御室は、中央制御室非常用再循環送風機によりフィルタを介した外気を取り入れるとして評価している。外気取入時の放射性物質濃度の評価点としては中央制御室空調換気系給気口を選定し、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>また、中央制御室非常用再循環送風機により中央制御室を正圧化していない期間においては、外気が直接流入するとして評価している。放射性物質濃度の評価点としては中央制御室空調換気系給気口を選定し、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>3) 代表面における評価点</p> <p>i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。</p> <p>屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>ii) 代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。</p> <p>iii) 屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。</p> <p>また <math>\sigma_y=0</math> 及び <math>\sigma_z=0</math> として、<math>\sigma_{y0}</math>、<math>\sigma_{z0}</math> の値を適用してもよい。</p> <p>・着目方位</p> <p>1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。</p>	<p>評価点は中央制御室空調換気系給気口としている。</p> <p>放射性物質濃度の評価点としては中央制御室空調換気系給気口を選定し、保守的に放出点と同じ高さにおける濃度を評価している。</p> <p>放出点と評価点間の直線距離に基づき、濃度評価の拡散パラメータを算出している。</p> <p>建物による巻き込みを考慮し、i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建物の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象としている。</p>

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>具体的には、全 16 方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位<math>m_1</math>の選定には、図 6 のような方法を用いることができる。図 6 の対象となる二つの風向の方位の範囲<math>m_{1A}</math>、<math>m_{1B}</math>のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図 6 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位<math>m_1</math>は放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>が対象となる。</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位<math>m_2</math>の選定には、図 7 に示す方法を用いることができる。評価点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図 7 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位<math>m_2</math>は放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>が対象となる。</p> <p>図 6 及び図 7 は、断面が円筒形状の建屋を例として示しているが、断面形状が矩形の建屋についても、同じ要領で評価対象の方位を決定することができる。</p> <p>建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順を、図 8 に示す。</p> <p>2) 具体的には、図 9 のとおり、原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。</p> <p>幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。</p>	<p>放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。</p> <p>放出点から放出された放射性物質が、建物の風下側に巻き込まれ評価点に達する複数の方位を対象としている。ただし、放出点が 0.5L の拡散領域の内部にある場合は、放出点が評価点の風上となる<math>180^\circ</math>を対象としている。</p> <p>図 7 に示す方法により、建物の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を評価方位として選定としている。</p> <p>「着目方位 1)」の方法により、評価対象の方位を選定している。</p>

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	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 建屋投影面積               <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 図 10 に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</li> <li>2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるため、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。</li> <li>3) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。</li> </ol> </li> <li>c. 相対濃度及び相対線量               <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。</li> <li>・ 相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。</li> <li>・ 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。</li> <li>・ 相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」<sup>(参1)</sup>による。</li> </ul> </li> <li>d. 地表面への沈着               <p>放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。</p> </li> </ul>	<p>原子炉建物又はタービン建物の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている。</p> <p>すべての方位について、原子炉建物又はタービン建物の最小投影面積を用いている。</p> <p>原子炉建物又はタービン建物の地表面から上側の投影面積を用いている。</p> <p>4.2 (2) c. →審査ガイドどおり</p> <p>相対濃度は、毎時刻の気象項目（風向、風速、大気安定度）及び実効放出継続時間を基に、原子炉建物放出及び格納容器フィルタベント系排気管放出の場合は短時間放出の式を適用し、排気筒（非常用ガス処理系用）放出の場合は長時間放出の式を適用し、評価している。</p> <p>相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して計算している。</p> <p>年間の気象データに基づく相対濃度及び相対線量を小さい方から累積し、97%に当たる値を用いている。</p> <p>相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。</p> <p>4.2 (2) d. →審査ガイドどおり</p> <p>地表面物質への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算している。</p> <p>沈着速度については線量目標値評価指針を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度の 4 倍を設定している。乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.1.2 及び NRPB-R322 より設定している。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の放射性物質濃度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入）</li> <li>二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入）</li> </ul> </li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。</li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。</li> </ul> <p>(3) 線量評価</p> <p>a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。</li> </ul>	<p>4.2 (2) e. →審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室は外気の取入れにより正圧化し、室内への直接流入を遮断できるとして評価している。中央制御室を正圧化していない間は、室内へ直接流入するとして評価している。</p> <p>中央制御室では放射性物質は一様混合するとし、室内での放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。</p> <p>中央制御室は外気の取り入れにより正圧化し、室内への直接流入を遮断できるとして評価している。中央制御室を正圧化していない間は、室内へ直接流入するとして評価している。</p> <p>直接流入量の評価に当たっては、空気流入率及びバウンダリ容積を用いて計算している。</p> <p>4.2 (3) a. →審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室におけるクラウドシャインについては、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び建物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p> <p>中央制御室内の運転員については建物による遮蔽効果を考慮している。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>b. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グランドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。</li> </ul> <p>c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</li> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮する。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。</li> </ul> <p>d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空气中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、c 項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。</li> </ul>	<p>4.2 (3) b. →審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室におけるグランドシャインについては、放射性物質の放出量、大気拡散の効果及び沈着速度並びに建物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p> <p>中央制御室内の運転員については建物による遮蔽効果を考慮している。</p> <p>4.2 (3) c. →審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室における内部被ばく線量については、空气中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数から計算している。</p> <p>中央制御室では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p> <p>マスクの着用を考慮して評価している。また、マスクを着用しない場合についても評価している。</p> <p>4.2 (3) d. →審査ガイドどおり</p> <p>中央制御室に取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量については、空气中濃度及び建物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。</p> <p>中央制御室では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>e. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（クラウドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> </ul> <p>f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グラウンドシャイン）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> </ul> <p>g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退域での空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。</li> <li>入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。</li> </ul> <p>h. 被ばく線量の重ね合わせ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。</li> </ul>	<p>4.2 (3) e. →審査ガイドどおり</p> <p>入退域におけるクラウドシャインについては、放射性物質の放出量、大気拡散の効果を考慮し評価している。</p> <p>4.2 (3) f. →審査ガイドどおり</p> <p>入退域でのグラウンドシャイン線量については、地表面沈着濃度及びグラウンドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。</p> <p>4.2 (3) g. →審査ガイドどおり</p> <p>入退域での内部被ばくについては空気中濃度、呼吸率及び内部被ばく換算係数から計算している。</p> <p>入退域でのマスク着用による被ばく低減効果を考慮している。</p> <p>4.2 (3) h. →複数の原子炉施設の設置変更許可申請を実施していない為考慮しない。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>4. 3 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価の主要解析条件等</p> <p>(1) ソースターム</p> <p>a. 原子炉格納容器内への放出割合</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。</li> <li>・希ガス類、ヨウ素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及び La 類を考慮する。</li> <li>・なお、原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</li> </ul> <p>b. 原子炉格納容器内への放出率</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器内への放射性物質の放出率は、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。</li> </ul> <p>(2) 非常用電源</p> <p>非常用電源の作動については、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>ただし、代替交流電源からの給電を考慮する場合は、給電までに要する余裕時間を見込むこと。</p> <p>(3) 沈着・除去等</p> <p>a. 非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR)</p> <p>非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR) の作動については、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>b. 非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR) フィルタ効率</p> <p>ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。</p> <p>なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。</p> <p>c. 原子炉格納容器スプレイ</p> <p>原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1 (2) a で選定した</p>	<p>4.3 (1) →審査ガイドの趣旨に基づき設定</p> <p>4.3 (1) a. →審査ガイドどおり</p> <p>4.1(2) a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。</p> <p>希ガス類、よう素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及び La 類を考慮している。</p> <p>よう素の性状については、R. G. 1. 195 を参照している。</p> <p>4.3 (1) b. →審査ガイドどおり</p> <p>4.1(2) a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。</p> <p>4.3 (2) →審査ガイドどおり</p> <p>4.1(2) a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。</p> <p>4.3 (3) a. →審査ガイドどおり</p> <p>非常用ガス処理系の作動時間については、事故発生から 70 分後 (非常用ガス処理系排気ファン起動 60 分+非常用ガス処理系排気ファン起動から原子炉建物負圧達成時間 10 分) として評価している。</p> <p>4.3 (3) b. →非常用ガス処理系による除去効果は考慮していない。</p> <p>4.3 (3) c. →審査ガイドどおり</p> <p>格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a で選定した事故シーケンスの</p>



実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。</p> <p>d. 原子炉格納容器内の自然沈着 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。</p> <p>e. 原子炉格納容器漏えい率 原子炉格納容器漏えい率は、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。</p> <p>f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。</p> <p>(4) 大気拡散</p> <p>a. 放出開始時刻及び放出継続時間 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。</p> <p>b. 放出源高さ 放出源高さは、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1 (2) a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。</p> <p>(5) 線量評価</p> <p>a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室内での外部被ばく ・4.1 (2) a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャ</p>	<p>事故進展解析条件を基に設定している。</p> <p>4.3 (3) d. →審査ガイドどおり 原子炉格納容器内の粒子状放射性物質の除去については、MAAP解析に基づき評価している。 無機よう素の原子炉格納容器内での沈着による除去係数は、CSE 実験に基づき、<math>9.0 \times 10^{-4}</math> [1/s] (上限 DF=200) と設定している。 無機よう素のサプレッションプールでのスクラビングによる除去係数は、Standard Review Plan6.5.5 に基づき 5 と設定している。</p> <p>4.3 (3) e. →審査ガイドどおり 4.1(2) a で選定した事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率を設定している。</p> <p>4.3 (3) f. →審査ガイドどおり 中央制御室空調換気系の起動時間については、全交流動力電源喪失を想定した遅れを 2 時間として評価している。</p> <p>4.3 (4) a. →審査ガイドどおり 放射性物質の大気中への放出開始時刻は、4.1 (2) a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。実効放出継続時間は保守的に 2 号機原子炉建物中心放出時又は格納容器フィルタベント系排気管放出時の場合を 1 時間、排気筒 (非常用ガス処理系用) 放出時の場合を 30 時間としている。</p> <p>4.3 (4) b. →審査ガイドの趣旨に基づき設定 放出源高さは、放出源ごとに設定している。 放出エネルギーによる影響は考慮していない。</p> <p>4.3 (5) a. →審査ガイドどおり 4.1(2) a で選定した事故シーケンスの解析結果を基に、想定事故時に原子炉建物内に放出された放射性物質を設定し、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。</p>

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
<p>インガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。</li> <li>原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。</li> </ul> <p>b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記 a と同様に設定する。</li> <li>積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記 a と同様の条件で計算する。</li> </ul>	<p>原子炉建物内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとし、事故後1日ごとの積算線源強度を7日目まで計算している。</p> <p>原子炉建物内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、原子炉建物内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、地形条件等から評価している。直接ガンマ線による外部被ばく線量を「QAD-CGGP2R」コード、スカイシャインガンマ線による外部被ばく線量を「ANISN」コード及び「G33-GP2R」コードで計算している。</p> <p>4.3 (5) b. →審査ガイドどおり</p> <p>原子炉建物内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量は、4.3(5)a と同様の条件で計算している。</p>

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況

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

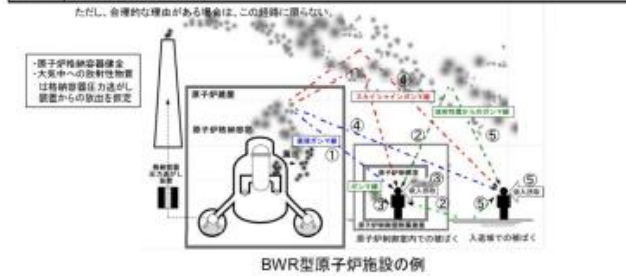


図1 原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路

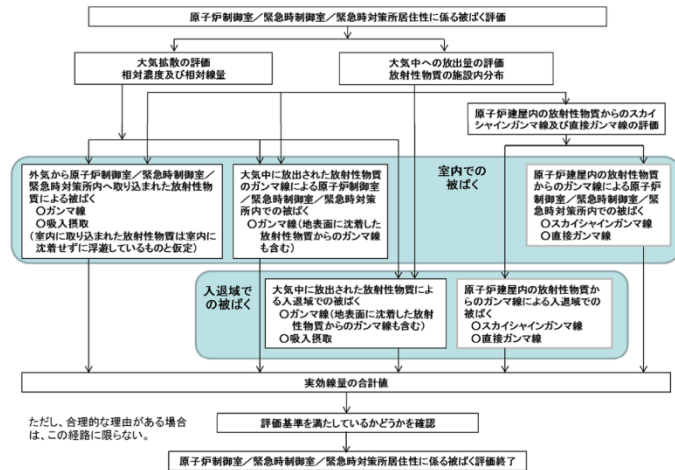


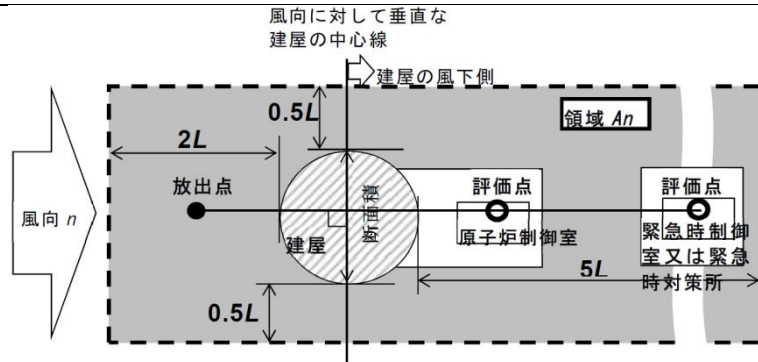
図3 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順

図1→審査ガイドどおり

図3→審査ガイドどおり

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況



注:L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方

図4 建屋影響を考慮する条件(水平断面での位置関係)

図4→審査ガイドどおり

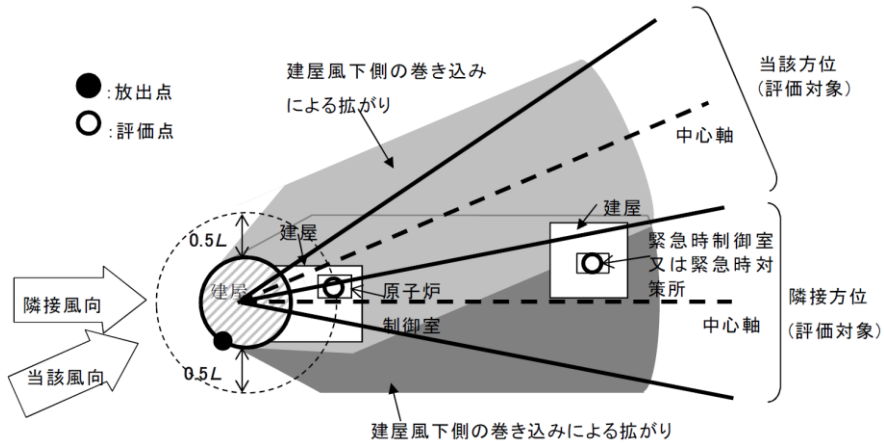
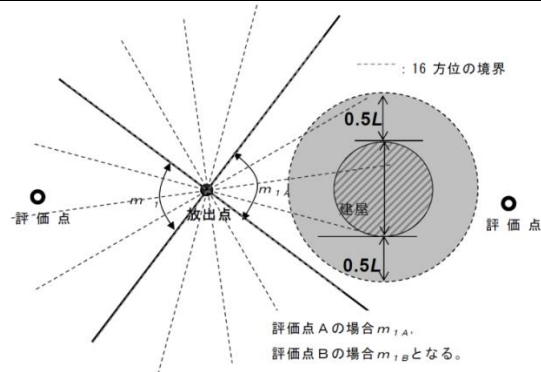


図5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位

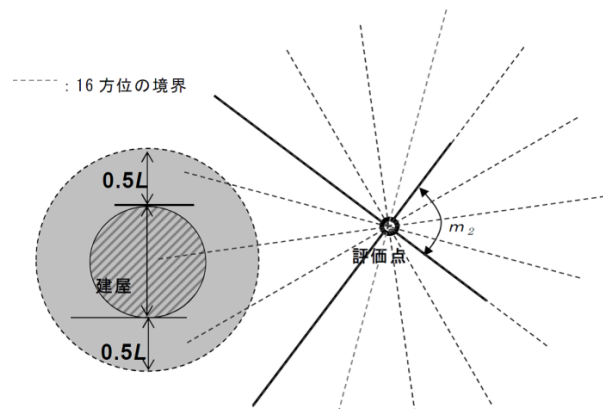
図5→審査ガイドどおり

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況



注: Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうち小さい方  
図 6 建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位  $m_1$  の選定方法  
(水平断面での位置関係)



注: Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうち小さい方  
図 7 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達する  
風向の方位  $m_2$  の選定方法(水平断面での位置関係)

図 6→審査ガイドどおり

図 7→審査ガイドどおり

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況

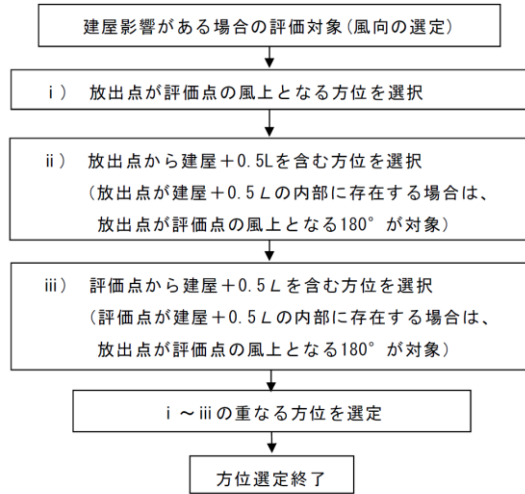


図8 建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順

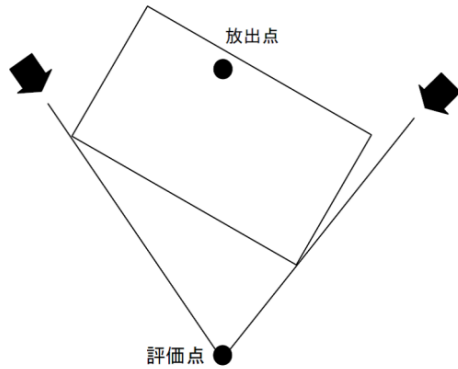


図9 評価対象方位の設定

図8→審査ガイドどおり

図9→審査ガイドどおり

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

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況

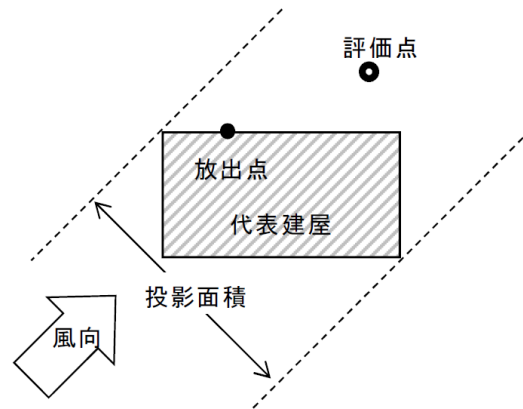


図 10 風向に垂直な建屋投影面積の考え方

図 10 審査ガイドどおり

## 8. 事象の選定の考え方について

### 8.1 はじめに

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価における事象選定の考え方について示す。

### 8.2 事象の選定の考え方について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価に当たっては、評価事象として、重大事故等対策の有効性評価において想定する格納容器破損モードのうち、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定する必要がある。

島根原子力発電所第2号機においては、重大事故等時の中央制御室の居住性を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する「冷却材喪失(大破断 LOCA) + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」シナリオを選定した。

なお、島根原子力発電所第2号機においては、重大事故等が発生したと想定する場合、第一に残留熱代替除去系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては残留熱代替除去系による格納容器除熱に失敗することも考慮し、当該号機において格納容器フィルタベント系を用いてサブプレッションチェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とする。

#### (1) 事象の概要(格納容器ベント実施時)

- a. 大破断 LOCA が発生し、格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。
- b. 更に非常用炉心冷却系(ECCS)喪失、全交流動力電源喪失(SBO)を想定するため、原子炉圧力容器への注水ができず炉心損傷に至る。30分後に低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水を開始することで、原子炉圧力容器破損は回避される。
- c. その後、原子炉圧力容器への注水及び格納容器へのスプレイを実施するが、事象発生から約32時間後にサブプレシヨンプール水位が通常水位+1.3mに到達し、格納容器フィルタベント系を用いたベントを実施する。

#### (2) 想定事故シナリオ選定

想定事故シナリオ選定については、事故のきっかけとなる起因事象の選定を行い、起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類を行う。その後、重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定を行う。

##### a. 起因事象の選定

プラントに影響を与える事象について、内部で発生する事象と外部で発生する事象(地震、津波、その他自然現象)をそれぞれ分析し、事故のきっかけとなる事象(起因事象)について選定する。

プラント内部で発生する事象については、プラントの外乱となる事象として、従前より許認可解析の対象としてきた事象である運転時の異常な過渡変化(外部電源喪失等)



及び設計基準事故（原子炉冷却材喪失等）を選定する。また、原子炉の運転に影響を与える事象として、非常用交流電源母線の故障、原子炉補機冷却系の故障等を選定する。

プラント外部で発生する事象については、地震、津波に加え、地震・津波以外の自然現象の 53 事象から、地域性等を考慮して 11 事象（洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、森林火災、）を選定する。また、設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で、プラントに有意な頻度で影響を与えると考えられる場合は、考慮すべき起因事象とする。

b. 起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

イベントツリー等により、事故のきっかけとなる事象（起因事象）を出発点に、事象がどのように進展して最終状態に至るかを、安全機能を有するシステムの動作の成否を分岐として樹形状に展開し、事故シナリオを漏れなく抽出する。

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって、表 8-1 のとおりグループ別に分類する。

表 8-1 運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

出力運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ	概要
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
全交流動力電源喪失	電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ
原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ
LOCA 時注水機能喪失	LOCA 時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ

c. 重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

b. で分類した事故シナリオのうち、出力運転中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失、高圧・低圧注水機能喪失、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉停止機能喪失については炉心損傷に至らないため、重大事故等対処設備が機能しても炉心損傷を避けられない事故シナリオは、LOCA 時注水機能喪失のみとなる。

しかしながら、重大事故等対策の有効性評価においては、格納容器破損モードとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（LOCA 時注水機能喪失）に加えて、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）、水素燃焼、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の

計5つを想定している\*。

これらのモードにおける格納容器の破損防止のための対応は、LOCA 時注水機能喪失と DCH に集約されているため、LOCA 時注水機能喪失と DCH のうち、運転員の被ばくの観点から結果が厳しくなる事故シーケンスを確認した結果、LOCA 時注水機能喪失の方が厳しくなる結果となった(「8.3 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について」を参照)。

以上より、炉心損傷が発生する LOCA 時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。

なお、前述のとおり、2号機において想定事故シナリオが発生したと想定する場合、第一に残留熱代替除去系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら、被ばく評価においては残留熱代替除去系による格納容器除熱に失敗することも考慮し、当該号機において格納容器フィルタベント系を用いてサプレッションチェンバの排気ラインを使用した格納容器ベントを実施する場合も評価対象とした。

注記\*：格納容器破損モード「DCH」、「FCI」及び「MCCI」は、重大事故等対処設備に期待する場合はこれらの現象の発生を防止することができるが、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第37条2-1(a)において、「必ず想定する格納容器破損モード」として定められているため、評価を成立させるために、重大事故等対処設備の一部に期待しないものとしている。

### 8.3 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について

中央制御室の居住性の評価に当たっては、「8.2 事象の選定の考え方について」のとおり、炉心損傷が発生する LOCA 時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定し、格納容器フィルタベント系を用いたサプレッションチェンバの排気ライン経由の格納容器ベントを実施する場合を評価対象とした。

一方、重大事故等対策の有効性評価においては、格納容器破損モードとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(LOCA 時注水機能喪失)、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)、水素燃焼、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の5つを想定しており、これらのモードにおける原子炉格納容器の破損防止のための対応は、LOCA 時注水機能喪失と DCH に集約されている。なお、DCH は事象発生のために重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定したシナリオであり、残留熱代替除去系を用いることで格納容器ベントに至らず事象収束するものである。

このうち、LOCA 時注水機能喪失については上述のとおり想定事故シナリオとして評価していることから、ここでは DCH 発生時の被ばく影響を評価した。

(1) 中央制御室内の環境としての評価結果

【7日間積算値】

設置許可基準規則の解釈 第59条 1b) ②, 同③において, 運用面での対策であるマスクの着用及び運転員の交替について考慮してもよいこととなっているが, 設置許可基準規則 第59条の要求事項である「運転員がとどまるために必要な設備」の妥当性を評価するうえでは, 運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境として最も厳しい事象を選定する必要がある。

そこで, 重大事故等対策の有効性評価のうち, LOCA 時注水機能喪失と DCH の両シナリオにおいて, 運用面での対策に期待せず, 7 日間中央制御室内にとどまった場合の評価を実施した。評価結果を表 8-2 に示す。(以下, LOCA 時注水機能喪失については「大破断 LOCA (残留熱代替除去)」と記載する。)

表 8-2 のとおり, 内部被ばくについては大破断 LOCA (残留熱代替除去) が大きく, 外部被ばくについては DCH が大きく, 合計では大破断 LOCA (残留熱代替除去) が大きい評価結果となった。すなわち, 運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境としては大破断 LOCA (残留熱代替除去) の方が厳しくなることを確認した。(本評価結果に関する考察は別紙参照)

表 8-2 マスク着用なし, 運転員交替なしの場合の評価結果\*1, \*2

(単位: mSv/7 日間)

	内部被ばく	外部被ばく	合計
大破断 LOCA (残留熱代替除去)	約 $3.7 \times 10^2$	約 $9.0 \times 10^0$	約 380
DCH (残留熱代替除去)	約 $2.9 \times 10^2$	約 $1.3 \times 10^1$	約 300

注記\*1: 大破断 LOCA (残留熱代替除去): 冷却材喪失 (大破断 LOCA) + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失 (残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合)

\*2: DCH (残留熱代替除去): DCH (残留熱代替除去系を用いて事象を収束する)

(2) 入退域を考慮した場合の評価結果

【7日間積算値（1班あたりの平均）】

(1)のとおり、中央制御室内環境としては大破断 LOCA（残留熱代替除去）の方が厳しいことを確認したが、中央制御室の運転員は通常4直2交替体制であり、炉心の著しい損傷が発生した場合においても交替することが想定されるため、交替の際の入退域時に屋外を通ることによる被ばくを含め、平均的な被ばく線量を確認した。

(1)同様に、大破断 LOCA（残留熱代替除去）と DCH（残留熱代替除去）の両シナリオにおいて、中央制御室内でのマスク着用には期待しないが、運転員の交替を平均的に考慮して評価する。4直2交替体制において、中央制御室滞在時間及び入退域回数が最大となる班は、

中央制御室滞在時間 49 時間

入退域回数 8 回（1 回あたり 15 分）

であるため、

中央制御室内での被ばく線量

$$= \text{中央制御室内での被ばく線量7日間積算値} \times (49\text{時間}/168\text{時間})$$

入退域時の被ばく線量

$$= \text{入退域評価点での被ばく線量7日間積算値} \times (8\text{回} \times 15\text{分}/168\text{時間})$$

として評価する。ただし、入退域においては審査ガイドに基づきマスク（PF50）を着用するものとして評価する。評価結果を表8-3に示す。

表8-3のとおり、内部被ばく及び外部被ばくいずれについても大破断 LOCA（残留熱代替除去）が大きい評価結果となった。すなわち、入退域時の屋外通過影響を考慮した場合においても、1班あたりの平均的な環境としては大破断 LOCA（残留熱代替除去）の方が厳しくなることを確認した。

表8-3 中央制御室内マスク着用なしの場合の評価結果（1班あたりの平均）

（単位：mSv/7日間）

	内部被ばく	外部被ばく	合計
大破断 LOCA（残留熱代替除去）	約 $1.1 \times 10^2$	約 $2.4 \times 10^1$	約 130
DCH（残留熱代替除去）	約 $8.5 \times 10^1$	約 $1.1 \times 10^1$	約 96

(3) 運用面での対策も考慮した場合の評価結果

(1)及び(2)から、中央制御室内環境としても、平均的な運転員交替を考慮した場合の環境としても、大破断 LOCA(残留熱代替除去)の方が厳しいことを確認した。ただし、大破断 LOCA (残留熱代替除去) 時の評価結果において、100mSv/7 日間を上回っていることから、運用面での対策も考慮することで100mSv/7 日間を下回ることを確認する。

ここでは、大破断 LOCA (残留熱代替除去) 発生時の運転員の被ばく影響について、運用面での対策であるマスクの着用及び運転員の交替の両方を考慮した場合に100mSv/7 日間を下回ることを確認する。

評価結果を表 8-4 に示す。また、被ばく線量の合計が最も大きい班 (A班) の評価結果の内訳を表 8-5 に、A班の滞在日の代表例として1日あたりの被ばく線量が最も大きい1日目の評価結果の内訳を表 8-6 に示す。

評価の結果、大破断 LOCA (残留熱代替除去) においても運転員の被ばく線量は100mSv/7 日間を下回ることを確認した。

表 8-4 各班の被ばく線量  
(大破断 LOCA (残留熱代替除去))  
(マスクの着用を考慮した場合) \*1, \*2

	実効線量(mSv)							
	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計*4
A班	1直 約12	1直 約8	—	2直 約8	2直 約7	—	—	35
B班	—	2直 約8	2直 約8	—	—	—	1直 約9*3	25
C班	2直 約8	—	—	—	1直 約8	1直 約7	—	23
D班	—	—	1直 約8	1直 約8	—	2直 約7	2直 約4	27

注記\*1：入退城時においてマスク (PF=50) の着用を考慮

\*2：中央制御室内でマスク (PF=50) の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価

\*3：8日目1直のB班の被ばく線量は、7日目1直のB班の被ばく線量に加えて整理している。

\*4：線量基準値(100mSv/7日間)と比較する合計値については、小数第1位を切り上げた値を記載

表 8-5 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A班）の合計）  
 （大破断 LOCA（残留熱代替除去））  
 （マスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		2号機
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 $5.2 \times 10^{-4}$
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 $3.0 \times 10^{-1}$
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 $9.9 \times 10^{-1}$
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 $1.3 \times 10^1$
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 $1.1 \times 10^1$ 約 $2.5 \times 10^0$
	小計（①+②+③+④）	約 $1.4 \times 10^1$
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 $3.2 \times 10^{-1}$
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 $2.4 \times 10^{-1}$
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 $1.9 \times 10^1$
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 $3.6 \times 10^{-1}$
	小計（⑤+⑥+⑦+⑧）	約 $2.0 \times 10^1$
合計（①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧）		約 35*

注記\*：線量基準値(100mSv/7日間)と比較する合計値については、小数第1位を切り上げた値を記載

表 8-6 評価結果の内訳 (A班の1日目)  
 (大破断 LOCA (残留熱代替除去))  
 (マスクの着用を考慮する場合) (単位: mSv)

被ばく経路		2号機
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 $3.6 \times 10^{-4}$
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 $1.5 \times 10^{-1}$
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 $3.1 \times 10^{-1}$
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 $7.6 \times 10^0$
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	約 $5.9 \times 10^0$ 約 $1.7 \times 10^0$
	小計 (①+②+③+④)	約 $8.1 \times 10^0$
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 $4.1 \times 10^{-2}$
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 $2.5 \times 10^{-2}$
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 $3.4 \times 10^0$
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 $2.2 \times 10^{-2}$
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 $3.5 \times 10^0$
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 12

#### (4) 結論

DCH 発生時の被ばく影響を評価した結果、(1)及び(2)のとおり、運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境としても、平均的な運転員交替を考慮した場合の環境としても、大破断 LOCA（残留熱代替除去）の方が厳しいことを確認した。

このことから、中央制御室の居住性評価に当たって、DCH（残留熱代替除去）ではなく大破断 LOCA（残留熱代替除去）を想定事故シナリオとして選定することは妥当であることを確認した。理由は以下のとおり。

- ・居住性評価においては運用面での対策も考慮してよいこととなっているが、運用面での対策は事象進展等に応じて決定するものであり、判断基準（100mSv/7日間）を満足する範囲においては、同一事象であっても異なる対策をとることができること
- ・「運転員がとどまるために必要な設備」の妥当性評価に用いる事象を選定するために最も厳しい事象を確認する場合においては、同一事象であっても変動しうるパラメータは除外して、運転員をとりまく環境としての厳しさを確認する必要があること

また、上述の環境としての厳しさを確認した結果においては、DCH 発生時に、4 直 2 交替体制における 1 班あたりの平均的な運転員の被ばく（マスク着用なし）において 100mSv/7 日間を下回ることを確認した。大破断 LOCA（残留熱代替除去）発生時には、平均的な運転員の被ばく（マスク着用なし）において 100mSv/7 日間を上回るが、運用面での対策も考慮することで、運転員の被ばく線量が 100mSv/7 日間を下回ることを確認した。



## 大破断 LOCA (残留熱代替除去) シナリオ及び DCH シナリオの被ばく線量の違いについての 考察

運転員がマスクを着用せずに7日間中央制御室内にとどまった場合、被ばく線量の評価結果は、DCHよりも大破断 LOCA (残留熱代替除去)の方が大きくなる。これは、表8-2に示すとおり大破断 LOCA (残留熱代替除去)の内部被ばくの影響が大きいことが原因である。

大破断 LOCA (残留熱代替除去)の内部被ばくの影響が大きいことは、各シナリオの放射性物質の放出開始時刻、非常用ガス処理系の起動時刻及び中央制御室空調換気系の起動時刻のタイムチャートによって説明することができ、以下に要因について示す。(図8-1参照)

被ばく評価では、運転員の被ばく低減設備である非常用ガス処理系及び中央制御室空調換気系の効果を考慮しており、各設備の効果は非常用ガス処理系が事象発生後の70分後、中央制御室空調換気系が事象発生後の2時間後から期待している<sup>\*1</sup>。これに対して、大破断 LOCA (残留熱代替除去)及びDCH (残留熱代替除去)の原子炉格納容器から原子炉建物への放射性物質の放出開始時刻は、M A A P解析から、事象発生から約5分後(大破断 LOCA (残留熱代替除去))及び約1時間後(DCH)となっており、大破断 LOCA (残留熱代替除去)の方が早い。

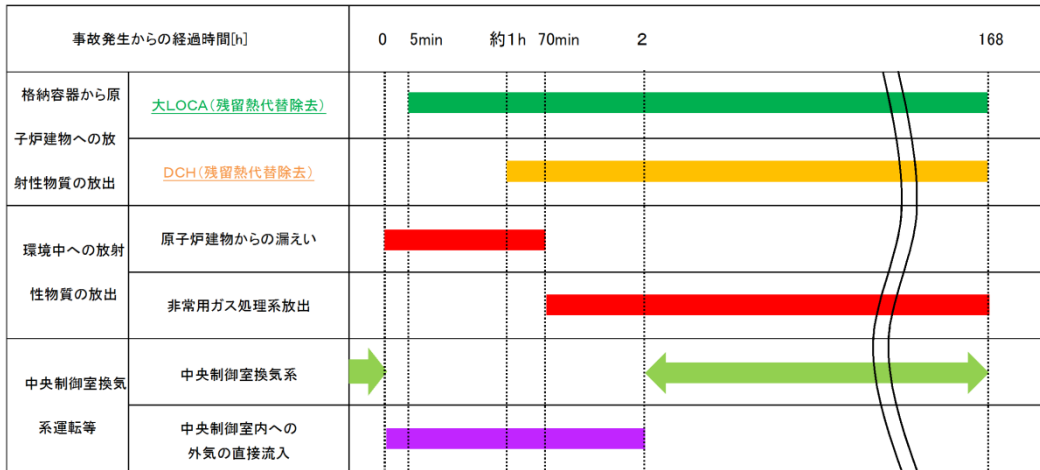
非常用ガス処理系の起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると、大破断 LOCA (残留熱代替除去)、DCH (残留熱代替除去)いずれのシナリオにおいても、非常用ガス処理系起動前に放射性物質の放出が開始しているが、DCH (残留熱代替除去)に比べて、大破断 LOCA (残留熱代替除去)の方が非常用ガス処理系の効果に期待できない期間が長い。(図8-1 要因①)

また、中央制御室空調換気系の起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると、各シナリオともに中央制御室空調換気系起動前に放出が開始している点では同じであるものの、大破断 LOCA (残留熱代替除去)の方がより早く放出が開始するため、中央制御室空調換気系の効果に期待できない期間が長い。(図8-1 要因②)

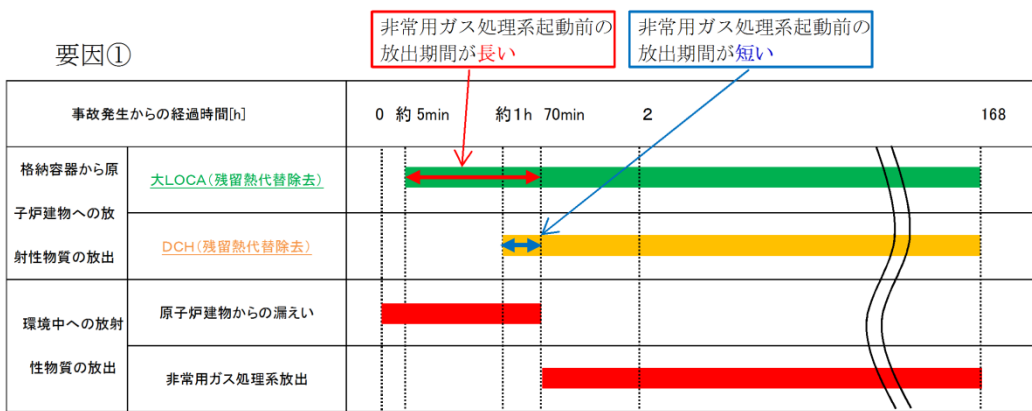
以上の要因により、大破断 LOCA (残留熱代替除去)の方が、事象初期における中央制御室内への空調フィルタを経由しない放射性物質の取り込み量が多く、内部被ばくが大きくなり、結果として、運転員がマスクを着用せずに7日間中央制御室内にとどまった場合における合計被ばく線量についても大きい結果となる<sup>\*2</sup>。

注記\*1：非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟の負圧を維持していない期間は、原子炉建物原子炉棟の換気率は無限大[回/日]と設定している。また、中央制御室空調換気系を運転していない期間は、中央制御室の換気率は0.5[回/h]と仮定し、外気が直接流入するものと想定している。

\*2：外部被ばくについては希ガスの影響が支配的であり、空調フィルタを経由したか否かの影響は小さい。したがって、7日間の被ばく線量の評価においては、希ガスの放出量が多いDCHの方が外部被ばくが大きくなる。ただし、内部被ばくと比較し、その影響は小さいことから、合計被ばく線量は大破断LOCA (残留熱代替除去)の方が大きい結果となる。



要因①



要因②

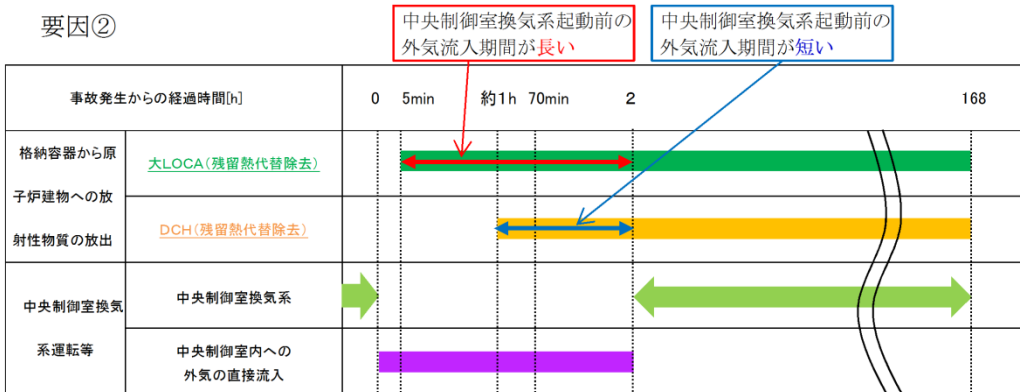


図 8-1 被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャートと各シナリオにおける放射性物質の放出開始時刻

## 9. 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間について

### 9.1 はじめに

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価における原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の負圧達成時間について示す。

### 9.2 原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）の負圧達成時間

中央制御室の居住性に係る被ばく評価に使用している原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間 70 分（=非常用ガス処理系排気ファン起動 60 分+排気ファン起動から原子炉建物原子炉棟負圧達成時間 10 分）は、表 9-1 に示すとおり設定している。なお、排気ファン起動から負圧達成までの時間については、格納容器から原子炉建物原子炉棟への漏えい量、原子炉建物原子炉棟外からのインリーク量を考慮して算出している（別紙参照）。

表 9-1 原子炉建物原子炉棟負圧達成時間について

		2号機
原子炉建物原子炉棟容積[m <sup>3</sup> ]		
非常用ガス処理系排気ファン流量[m <sup>3</sup> /h]		4400
原子炉建物原子炉棟負圧達成時間[分]	事象発生～SGTS 排気ファン起動	60
	SGTS 排気ファン起動～負圧達成	<約 10
		<約 70
評価において使用する原子炉建物原子炉棟負圧達成時間[分]		70

## 原子炉建物原子炉棟負圧達成時間の算出について

原子炉建物原子炉棟を非常用ガス処理系排気ファンで排気した際に負圧達成までに要する時間を評価する。

## 1. 評価モデル

原子炉建物原子炉棟の圧力評価モデルを図1に示す。

原子炉建物原子炉棟圧力は、非常用ガス処理系排気ファンによる排気と、原子炉建物インリーク及び格納容器からの漏えいのバランスにより決定されるものとする。

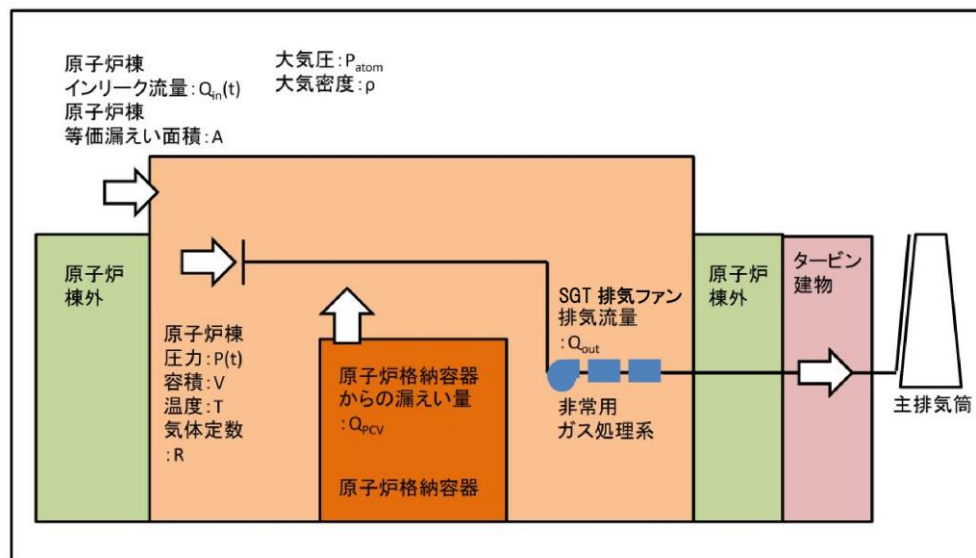


図1 原子炉建物原子炉棟の圧力評価モデル

## 2. 評価式

原子炉建物原子炉棟の圧力変化率は、気体の状態方程式に従い気体のモル数変化率で表される。

$$\frac{dp}{dt} = \frac{RT}{V} \frac{dn}{dt} \quad \dots (1)$$

したがって、原子炉建物原子炉棟の圧力 ( $p(t)$ ) は次式に従う。

$$p(t + \Delta t) = p(t) + \Delta t \frac{RT}{V} \frac{dn}{dt}$$

$$\Leftrightarrow p(t + \Delta t) = p(t) + \Delta t \frac{RT}{V} \left\{ \frac{p(t)}{RT} (-Q_{out} + Q_{in}(t) + Q_{PCV}(t)) \right\}$$

$$\Leftrightarrow p(t + \Delta t) = p(t) + \Delta t \frac{p(t)}{V} (-Q_{out} + Q_{in}(t) + Q_{PCV}(t)) \quad \dots (2)$$

$Q_{out}$  : 非常用ガス処理系排気ファン流量[m<sup>3</sup>/s]

$Q_{in}(t)$  : 原子炉建物原子炉棟インリーク流量[m<sup>3</sup>/s]

$Q_{PCV}(t)$  : 格納容器からの漏えい流量[m<sup>3</sup>/s]

原子炉建物原子炉棟インリーク流量 $Q_{in}(t)$ は大気圧と原子炉建物原子炉棟の圧力の差により流量が変化し、その流量はベルヌーイ式で規定されることから次式のとおりとなる。

$$Q_{in}(t) = A \sqrt{\frac{2(P_{atom} - P(t))}{\rho}} \quad \dots (3)$$

A : 原子炉建物原子炉棟等価漏えい面積[m<sup>2</sup>]

原子炉建物原子炉棟等価漏えい面積Aは、原子炉建物原子炉棟の設計気密度に基づき、式(3)と同じくベルヌーイ式により求められる。

原子炉格納容器からの漏えい流量 $Q_{PCV}(t)$ は、格納容器内のガスが原子炉建物原子炉棟に漏えいし、体積膨張するものとして求める。全ての漏えいガスが凝縮せず、理想気体として存在すると仮定すると、その流量は次式のとおりとなる。

$$Q_{PCV}(t) = V_{PCV} \times \frac{\gamma_{PCV}}{100 \cdot 24 \cdot 3600} \times \frac{P_{PCV}}{T_{pcv}} \times \frac{T}{P(t)} \quad \dots (4)$$

$\gamma_{PCV}$  : 格納容器設計漏えい率[%/日]

したがって、式(2)～(4)より、原子炉建物原子炉棟の圧力変化量を求める評価式は以下のとおりとなる。

$$p(t + \Delta t) = p(t) + \Delta t \frac{p(t)}{V} \left[ -Q_{out} + A \sqrt{\frac{2(P_{atom} - P(t))}{\rho}} + V_{PCV} \times \frac{\gamma_{PCV}}{100 \cdot 24 \cdot 3600} \times \frac{P_{PCV}}{T_{pcv}} \times \frac{T}{P(t)} \right]$$

### 3. 評価条件

原子炉建物原子炉棟負圧達成時間の評価に用いる条件を表1に示す。負圧達成と判断する基準圧力は-6.4mmAqとする。

表1 原子炉建物原子炉棟負圧達成時間の評価条件

項目	式中記号	単位	値	備考
大気圧	$p_{atom}$	Pa(abs) (kPa(abs))	101325 (101.325)	標準大気圧
大気密度	$\rho$	kg/m <sup>3</sup>	1.127	気温40℃の密度を設定
原子炉建物原子炉棟圧力	P(t)	Pa(abs)	-	事象発生後、原子炉建物原子炉棟は大気圧まで戻ると想定し、初期圧力には大気圧を設定
原子炉建物原子炉棟容積	V	m <sup>3</sup>	<input type="text"/>	設計値
原子炉建物原子炉棟温度	T	K	313.15	40℃と仮定
原子炉建物原子炉棟等価漏えい面積	A	m <sup>2</sup>	約 <input type="text"/>	原子炉建物原子炉棟設計気密度に基づき、ベルヌーイ式より算出*
非常用ガス処理系排気ファン流量	$Q_{out}$	m <sup>3</sup> /s (m <sup>3</sup> /h)	1.222 (4400)	設計値(定格流量)
格納容器圧力	$P_{PCV}$	Pa(gage) (kPa(gage))	$384 \times 10^3$ (384)	格納容器最高使用圧力の0.9倍
格納容器容積	$V_{PCV}$	m <sup>3</sup>	12600	設計値
格納容器温度	$T_{PCV}$	K	313.15	保守的に原子炉建物と同じ温度を仮定
格納容器設計漏えい率	$\gamma_{PCV}$	%/日	0.5	格納容器最高使用圧力の0.9倍までの設計漏えい率

注記\*：原子炉建物原子炉棟の設計気密度は、「6.4mmAqの負圧状態にあるとき、内部への漏えい率が1日につき内部空間容積の100%以下」である。ここでは保守的に100[%/日]における等価漏えい面積を使用した。

#### 4. 評価結果

原子炉建物原子炉棟圧力の時間変化を図2に示す。

非常用ガス処理系排気ファン起動後、原子炉建物原子炉棟圧力は単調に低下し、約250秒後に負圧達成と判断する基準値（ $-6.4\text{mmAq}$ ）を下回る。

中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては負圧達成時間として、約250秒を丸めて保守的に10分を使用する。

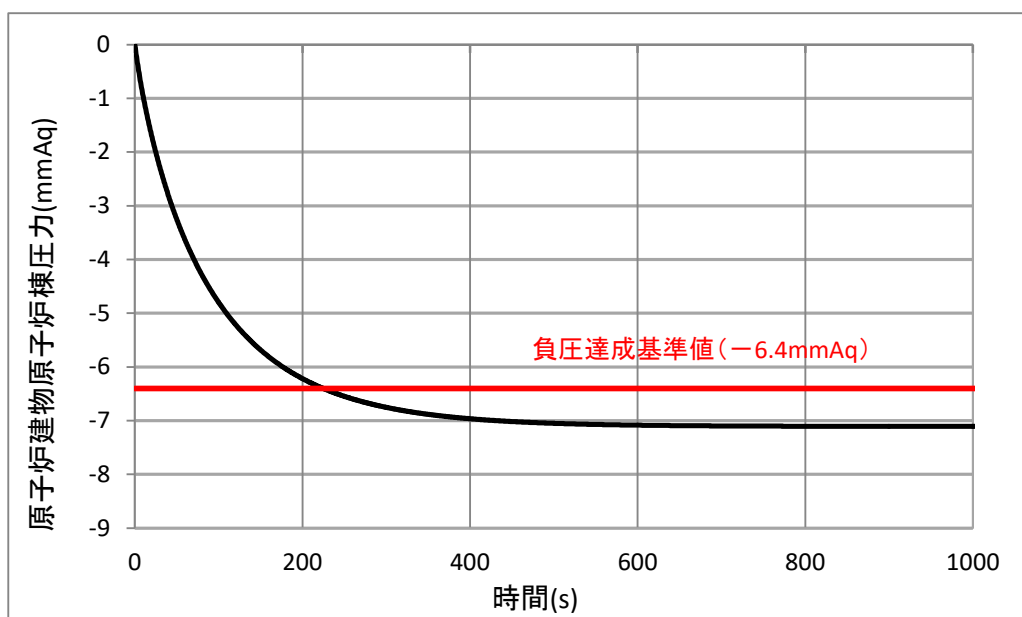


図2 原子炉建物原子炉棟圧力の時間変化

## 10. 実効放出継続時間の設定について

大気拡散評価に用いる実効放出継続時間は、気象指針\*に従い、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値として計算する。実効放出継続時間は、大気拡散評価で放出継続時間中の相対濃度及び相対線量を求めるために設定するものであり、被ばく評価においては、評価対象期間の放出率に相対濃度及び相対線量を乗じることにより大気拡散を考慮した評価を行う。

実効放出継続時間は放出経路ごとに設定しており、原子炉建物、排気筒（非常用ガス処理系用）及び格納容器フィルタベント系排気管のそれぞれの放出経路について実効放出継続時間を計算した結果を表10-1に示す。

原子炉建物からの放出の実効放出継続時間は1時間程度、格納容器フィルタベント系からの実効放出継続時間は1時間程度であり、排気筒（非常用ガス処理系用）からの放出の実効放出継続時間は34時間～36時間程度となっている。

大気拡散評価に用いる風速、風向などの気象データは、時間ごとのデータとして整理されており、実効放出継続時間として設定できる最小単位は1時間である。

また、実効放出継続時間を2時間以上で設定した場合、その期間に同一風向の風が吹き続けることを想定し、その期間の相対濃度の平均を単位時間当たりの相対濃度としている。なお、平均する期間に評価対象と異なる風向が含まれる場合は、当該時間の相対濃度を0として平均を計算する。このため、実効放出継続時間が長くなるほど平均される期間が長くなり相対濃度は小さい傾向となる。相対線量についても同様である。

このことから、中央制御室の居住性に係る被ばく評価では、保守的に被ばく評価上の影響が大きい原子炉建物及び格納容器フィルタベント系排気管からの放出における実効放出継続時間は1時間を適用し、排気筒（非常用ガス処理系用）からの放出における実効放出継続時間は30時間を適用し、大気拡散評価を行った。

注記\*：（気象指針解説抜粋）

(3) 実効放出継続時間（T）は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることもひとつの方法である。

表 10-1 実効放出継続時間の計算結果

	① 放出量 (Bq)			② 最大放出率 (Bq/h)			実効放出継続時間 (h) (①÷②)		
	原子炉 建物	排気筒 (SGT 用)	フィルタ ベント	原子炉 建物	排気筒 (SGT 用)	フィルタ ベント	原子炉 建物	排気筒 (SGT 用)	フィルタ ベント
希ガス	$1.3 \times 10^{15}$	$2.2 \times 10^{16}$	$5.1 \times 10^{18}$	$1.0 \times 10^{15}$	$6.3 \times 10^{14}$	$3.6 \times 10^{18}$	約 1.3	約 34.3	約 1.4
希ガス以外	$2.8 \times 10^{14}$	$1.6 \times 10^{15}$	$4.2 \times 10^{15}$	$2.3 \times 10^{14}$	$4.5 \times 10^{13}$	$3.1 \times 10^{15}$	約 1.2	約 36.1	約 1.4



11. 被ばく評価に用いる大気拡散評価について

中央制御室の居住性評価で用いる相対濃度及び相対線量は、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し、累積出現頻度 97%に当たる値としている。着目方位を図 11-1 から図 11-9 に、評価結果を表 11-1 に示す。

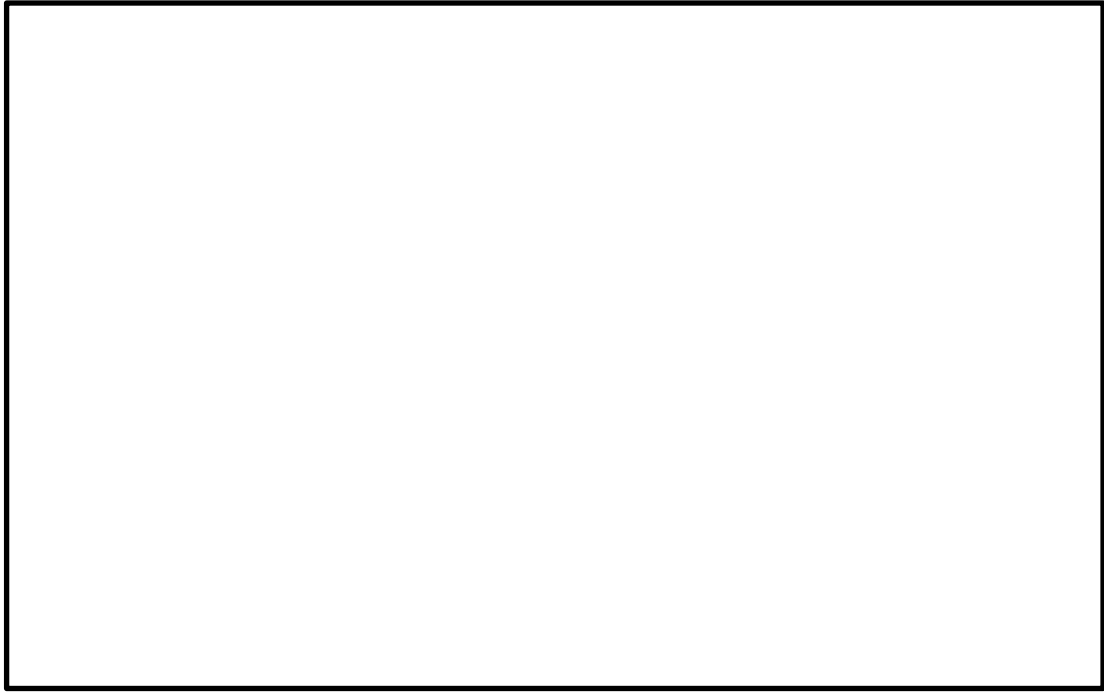


図 11-1 着目方位

(放出源：格納容器フィルタベント系排気管，評価点：中央制御室中心)

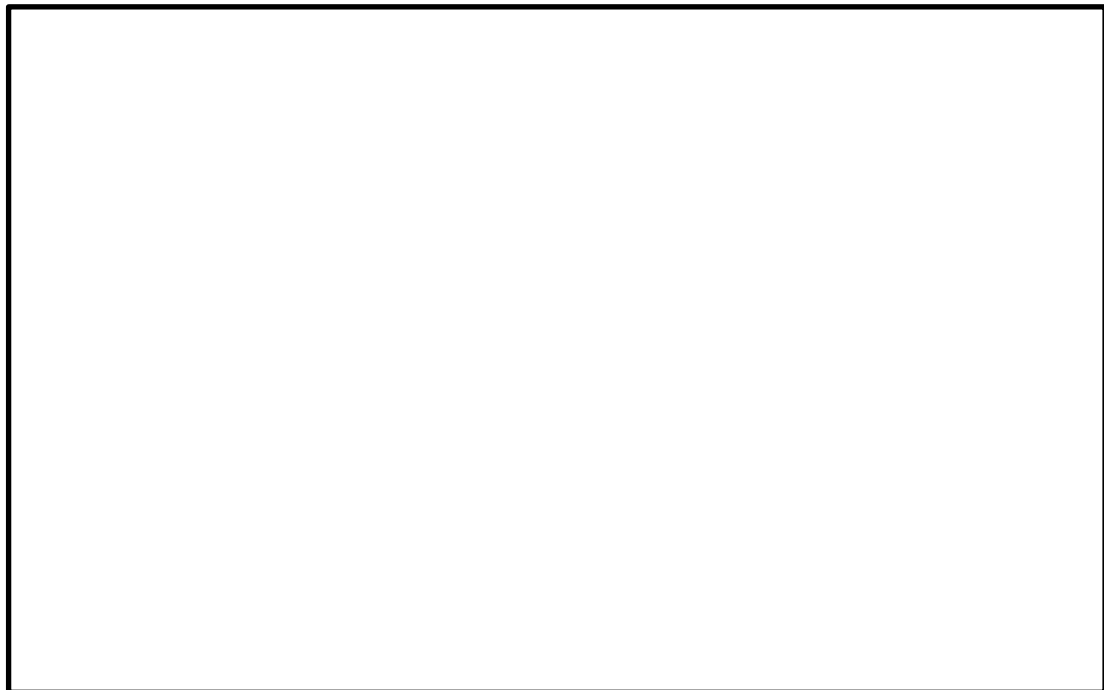


図 11-2 着目方位

(放出源：格納容器フィルタベント系排気管，評価点：中央制御室空調換気系給気口)

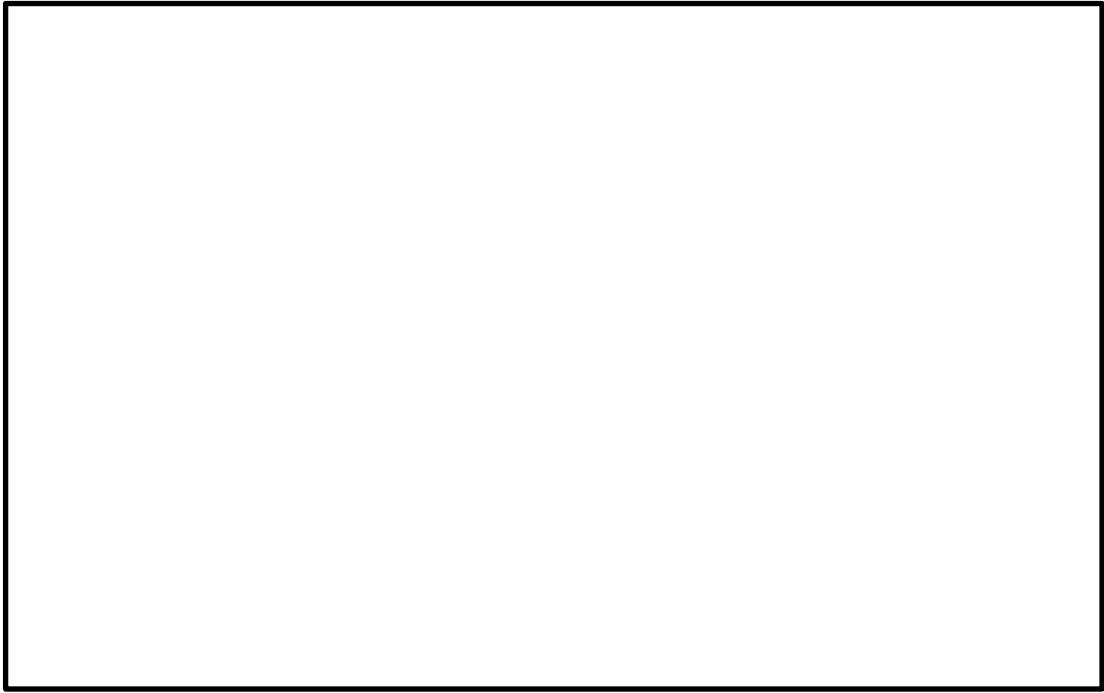


図 11-3 着目方位

(放出源：格納容器フィルタベント系排気管，評価点：原子炉補機冷却系熱交換器室入口)

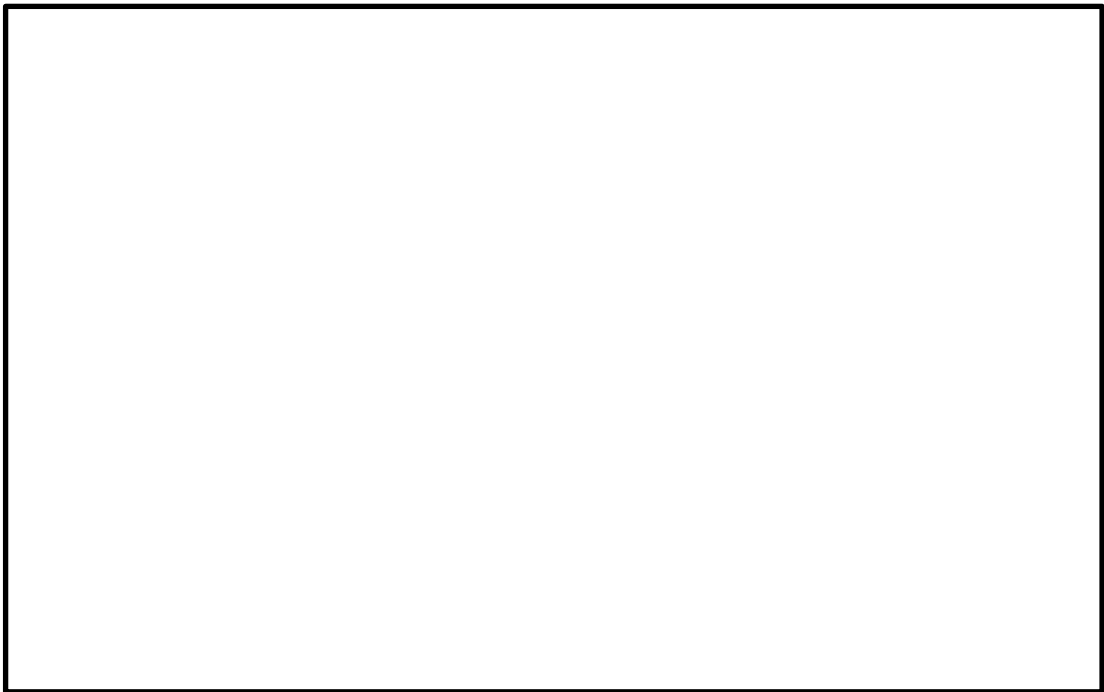


図 11-4 着目方位

(放出源：原子炉建物中心，評価点：中央制御室中心)



図 11-5 着目方位

(放出源：原子炉建物中心，評価点：中央制御室空調換気系給気口)

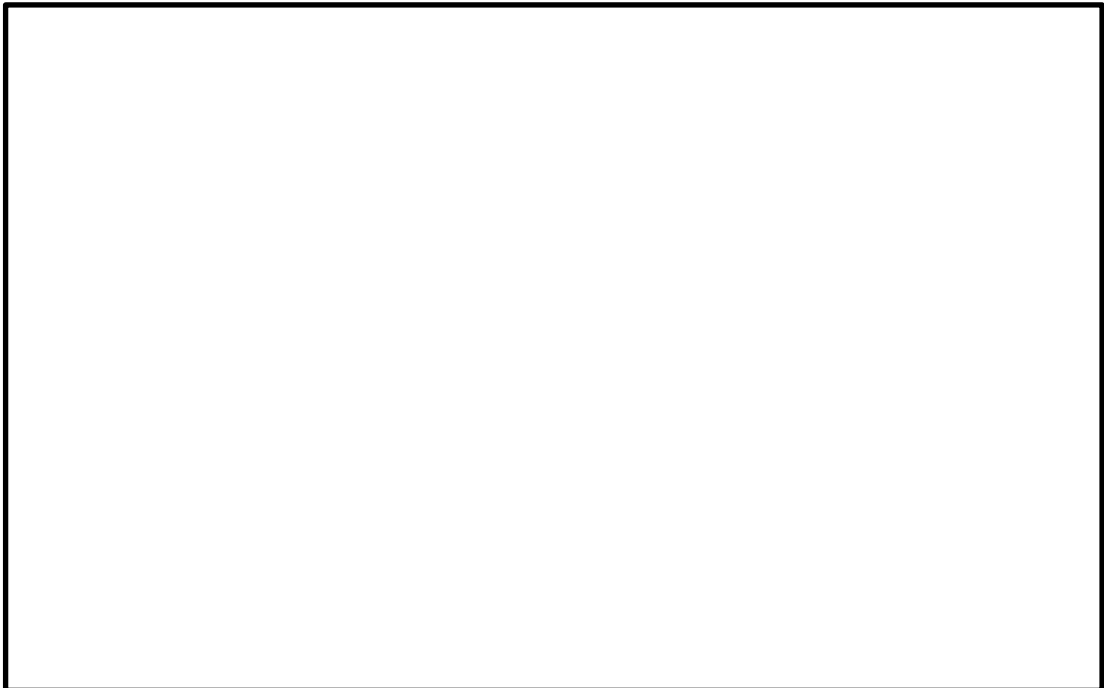


図 11-6 着目方位

(放出源：原子炉建物中心，評価点：原子炉補機冷却系熱交換器室入口)

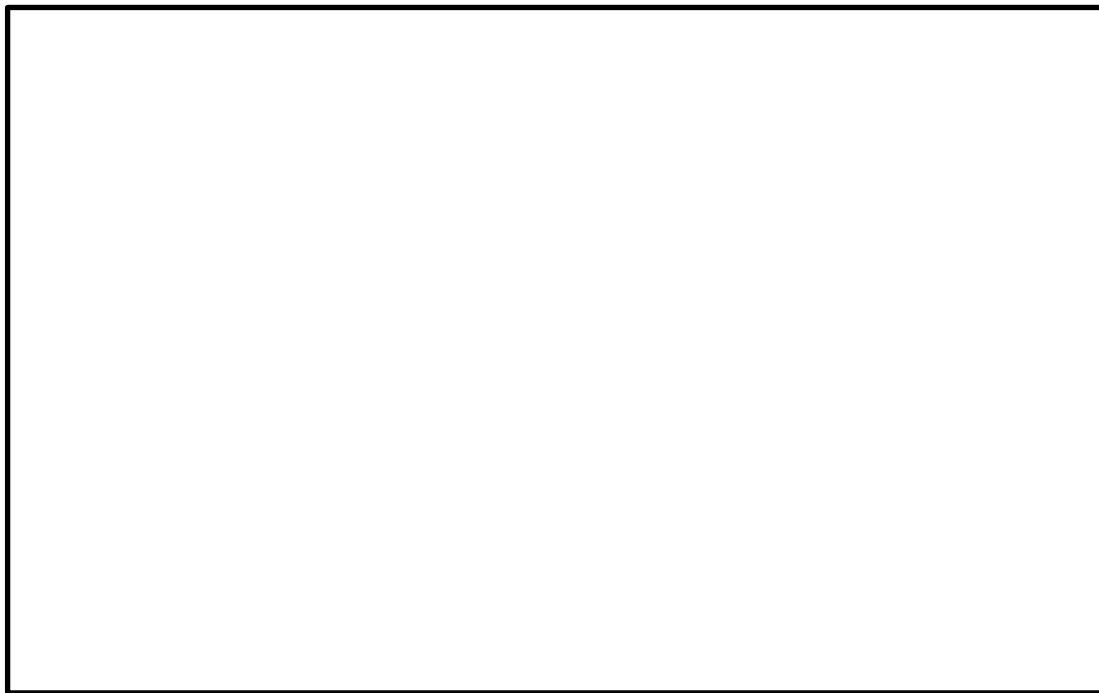


図 11-7 着目方位

(放出源：排気筒（非常用ガス処理系用），評価点：中央制御室中心)



図 11-8 着目方位

(放出源：排気筒（非常用ガス処理系用），評価点：中央制御室空調換気系給気口)

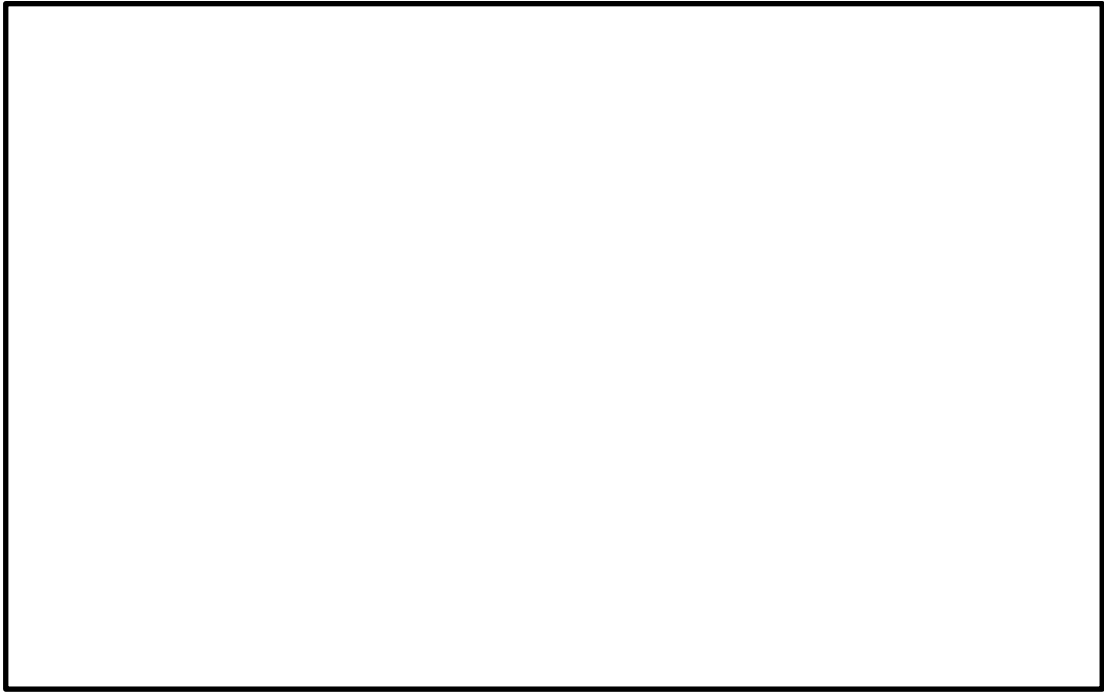


図 11-9 着目方位

(放出源：排気筒（非常用ガス処理系用），評価点：原子炉補機冷却系熱交換器室入口)

表 11-1 各評価点における着目方位並びに相対濃度及び相対線量

放出源及び 放出源高さ*1	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m <sup>3</sup> ]	相対線量 [Gy/Bq]
格納容器フィルタ ベント系排気管 (地上 50m)	中央制御室 中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE	$4.9 \times 10^{-4}$	$5.1 \times 10^{-18}$
	中央制御室空調換 気系給気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE	$5.9 \times 10^{-4}$	$5.3 \times 10^{-18}$
	原子炉補機冷却系 熱交換器室入口	SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE	$7.5 \times 10^{-4}$	$6.1 \times 10^{-18}$
原子炉建物 (地上 0m)	中央制御室 中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE	$1.1 \times 10^{-3}$	$5.2 \times 10^{-18}$
	中央制御室空調換 気系給気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE	$1.2 \times 10^{-3}$	$5.5 \times 10^{-18}$
	原子炉補機冷却系 熱交換器室入口	SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE	$1.6 \times 10^{-3}$	$6.0 \times 10^{-18}$
排気筒 (非常用ガ ス処理系用) (地上 110m)	中央制御室 中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW	$2.8 \times 10^{-4}$	$2.6 \times 10^{-18}$
	中央制御室空調換 気系給気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW	$2.9 \times 10^{-4}$	$2.7 \times 10^{-18}$
	原子炉補機冷却系 熱交換器室入口	SSE, S, SSW*2	$1.3 \times 10^{-4}$	$1.1 \times 10^{-18}$

注記\*1：放出源高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮

\*2：図 11-9 のとおり、評価点が放出点から見て巻き込みを生じる建物の風上側にあるため、被ばく評価手法（内規）の【解説 5.7】(1)によれば評価対象方位は評価点と放出点を結ぶ 1 方位 (S) のみとなるが、保守的に隣接 2 方位を加えた 3 方位を評価対象としている。

相対濃度及び相対線量の評価に当たっては、年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して相対濃度及び相対線量を算出し、小さい値から順に並べて整理した。

評価結果を表 11-2 から表 11-4 に示す。

表 11-2 相対濃度及び相対線量の値（中央制御室中心）

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m <sup>3</sup> ]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
中央制御室 中心	格納容器 フィルタベン ト系排気管	...	...	...	...
		97.02	$4.9 \times 10^{-4}$	97.02	$5.1 \times 10^{-18}$
		<u>97.01</u>	<u><math>4.9 \times 10^{-4}</math></u>	<u>97.01</u>	<u><math>5.1 \times 10^{-18}</math></u>
		97.00	$4.9 \times 10^{-4}$	97.00	$4.6 \times 10^{-18}$
		...	...	...	...
	原子炉建物 中心	...	...	...	...
		97.02	$1.1 \times 10^{-3}$	97.02	$5.1 \times 10^{-18}$
		<u>97.01</u>	<u><math>1.1 \times 10^{-3}</math></u>	<u>97.01</u>	<u><math>5.1 \times 10^{-18}</math></u>
		97.00	$1.1 \times 10^{-3}$	97.00	$4.8 \times 10^{-18}$
		...	...	...	...
	排気筒（非常 用ガス処理系 用）	...	...	...	...
		97.03	$2.8 \times 10^{-4}$	97.03	$2.5 \times 10^{-18}$
		<u>97.02</u>	<u><math>2.8 \times 10^{-4}</math></u>	<u>97.02</u>	<u><math>2.5 \times 10^{-18}</math></u>
		97.00	$2.8 \times 10^{-4}$	97.00	$2.5 \times 10^{-18}$
	...	...	...	...	



表 11-3 相対濃度及び相対線量の値  
(中央制御室空調換気系給気口)

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m <sup>3</sup> ]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
中央制御室 空調換気系 給気口	格納容器 フィルタベン ト系排気管	...	...	...	...
		97.02	$5.8 \times 10^{-4}$	97.02	$5.3 \times 10^{-18}$
		<u>97.01</u>	<u><math>5.8 \times 10^{-4}</math></u>	<u>97.01</u>	<u><math>5.3 \times 10^{-18}</math></u>
		97.00	$5.8 \times 10^{-4}$	97.00	$5.3 \times 10^{-18}$
		...	...	...	...
	原子炉建物 中心	...	...	...	...
		97.02	$1.2 \times 10^{-3}$	97.02	$5.5 \times 10^{-18}$
		<u>97.01</u>	<u><math>1.2 \times 10^{-3}</math></u>	<u>97.01</u>	<u><math>5.5 \times 10^{-18}</math></u>
		97.00	$1.2 \times 10^{-3}$	97.00	$5.3 \times 10^{-18}$
		...	...	...	...
	排気筒（非常 用ガス処理系 用）	...	...	...	...
		97.03	$2.9 \times 10^{-4}$	97.03	$2.6 \times 10^{-18}$
		<u>97.02</u>	<u><math>2.9 \times 10^{-4}</math></u>	<u>97.02</u>	<u><math>2.6 \times 10^{-18}</math></u>
		97.00	$2.9 \times 10^{-4}$	97.00	$2.6 \times 10^{-18}$
		...	...	...	...

表 11-4 相対濃度及び相対線量の値  
(原子炉補機冷却系熱交換器室入口)

評価点	放出源	相対濃度		相対線量	
		累積出現頻度 [%]	値 [s/m <sup>3</sup> ]	累積出現頻度 [%]	値 [Gy/Bq]
原子炉補機 冷却系熱交 換器室入口	格納容器 フィルタベン ト系排気管	...	...	...	...
		97.02	$7.4 \times 10^{-4}$	97.02	$6.1 \times 10^{-18}$
		<u>97.01</u>	<u><math>7.4 \times 10^{-4}</math></u>	<u>97.01</u>	<u><math>6.1 \times 10^{-18}</math></u>
		97.00	$7.4 \times 10^{-4}$	97.00	$6.1 \times 10^{-18}$
		...	...	...	...
	原子炉建物 中心	...	...	...	...
		97.02	$1.5 \times 10^{-3}$	97.02	$6.0 \times 10^{-18}$
		<u>97.01</u>	<u><math>1.5 \times 10^{-3}</math></u>	<u>97.01</u>	<u><math>6.0 \times 10^{-18}</math></u>
		97.00	$1.5 \times 10^{-3}$	97.00	$6.0 \times 10^{-18}$
		...	...	...	...
	排気筒（非常 用ガス処理系 用）	...	...	...	...
		97.03	$1.3 \times 10^{-4}$	97.03	$1.1 \times 10^{-18}$
		<u>97.02</u>	<u><math>1.3 \times 10^{-4}</math></u>	<u>97.02</u>	<u><math>1.1 \times 10^{-18}</math></u>
		97.00	$1.3 \times 10^{-4}$	97.00	$1.1 \times 10^{-18}$
		...	...	...	...

12. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における大気中への放出放射エネルギーの推移について

格納容器からサブプレッションチェンバの排気ラインに流入した放射性物質は、格納容器フィルタベント系を経由し大気中に放出される。

また、格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質は、原子炉建物から非常用ガス処理系を経由して、又は直接大気中に放出される。

大気中への放射性物質の放出経路ごと及び事故発生からの経過時間ごとの単位時間当たりの放射性物質の放出割合の評価式\*を以下に示す。また、放射性物質の大気放出過程を図 12-1 から図 12-4 に示し、大気中への放出トレンドを図 12-5 から図 12-6 に示す。

注記\*：各評価式における放出割合等は停止時炉内内蔵量に対する割合を表す。

12.1 格納容器からサブプレッションチェンバの排気ラインに流入した放射性物質

$$q_{\text{PCV} \rightarrow \text{大気}}(t) = q_{\text{PCV} \rightarrow \text{FCVS}}(t) \times \frac{1}{\text{DF}}$$

- $q_{\text{PCV} \rightarrow \text{大気}}(t)$  : 時刻  $t$  における単位時間当たりの大気中への放出割合 [1/s]  
 $q_{\text{PCV} \rightarrow \text{FCVS}}(t)$  : 時刻  $t$  における単位時間当たりの流入割合 [1/s] (格納容器からサブプレッションチェンバの排気ライン)  
DF : 格納容器フィルタベント系の除去係数 [-]

12.2 格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質

- (1) 事故発生から原子炉建物原子炉棟の負圧達成まで  
【事故発生 70 分後\*1 まで】

$$q_{\text{R/B} \rightarrow \text{大気}}(t) = q_{\text{PCV} \rightarrow \text{R/B}}(t) \quad (t < T_1)^{*2}$$

- $q_{\text{R/B} \rightarrow \text{大気}}(t)$  : 時刻  $t$  における単位時間当たりの原子炉建物から大気中への放出割合 [1/s]  
 $q_{\text{PCV} \rightarrow \text{R/B}}(t)$  : 時刻  $t$  における単位時間当たりの原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい割合 [1/s]  
 $T_1$  : 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間(事故発生 70 分後) [s]

注記\*1：非常用ガス処理系起動時間及び排気風量並びに原子炉建物の設計気密度を基に評価し設定（「9. 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間について」を参照）

\*2：この期間では原子炉建物原子炉棟の負圧が達成されていないことから、放射性物質は原子炉建物から大気中に直接放出されるものとして評価した。評価に当たっては、原子炉建物原子炉棟の換気率を保守的に無限大[回/日]とした。

(2) 原子炉建物原子炉棟負圧達成以降

【事故発生 70 分後から 168 時間後】

$$q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t) = \lambda \cdot Q_{R/B}(t) \quad (T_1 \leq t)^{*1}$$

$$\frac{dQ_{R/B}(t)}{dt} = -\lambda \cdot Q_{R/B}(t) + q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$$

$$Q_{R/B}(T_1)^{*2} = \int_0^{T_1} q_{PCV \rightarrow R/B}(t) dt$$

- $q_{R/B \rightarrow \text{大気}}(t)$  : 時刻  $t$  における単位時間当たりの原子炉建物から大気中への放出割合[1/s]
- $q_{PCV \rightarrow R/B}(t)$  : 時刻  $t$  における単位時間当たりの原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい割合[1/s]
- $Q_{R/B}(t)$  : 時刻  $t$  における原子炉建物内での存在割合[-]
- $\lambda$  : 原子炉建物原子炉棟の換気率[1/s]  
(非常用ガス処理系の定格風量と原子炉建物原子炉棟空間容積から算出\*3)
- $T_1$  : 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間 (事故発生 70 分後) [s]

注記\*1：この期間では原子炉建物原子炉棟の負圧が維持されているため、放射性物質は原子炉建物から大気中に直接放出されず、非常用ガス処理系を經由して大気中へ放出される。(ただし、非常用ガス処理系のフィルタによる放射性物質除去効果に期待しない)

\*2：原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間 ( $T_1$ ) における、停止時炉内内蔵量に対する原子炉建物内での存在割合は、保守的に時刻  $T_1$  までに格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質の全量が原子炉建物内に存在するものとして評価した。

\*3：原子炉建物原子炉棟 (  [m<sup>3</sup>] ) の換気率[1/s]は、非常用ガス処理系の定格風量 (4400[m<sup>3</sup>/h]) による換気率 (1[回/日]) を採用した。

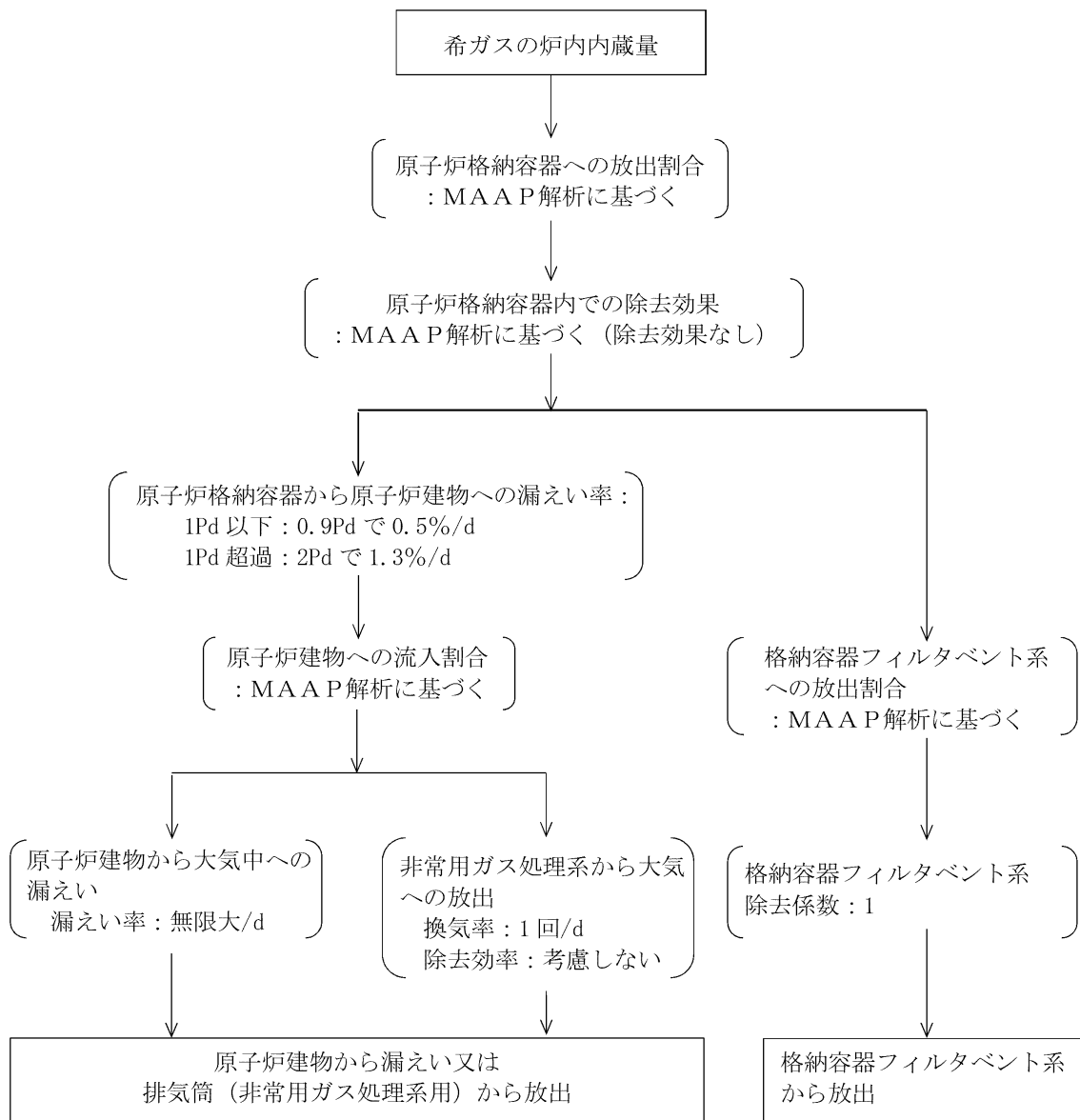


図 12-1 炉心の著しい損傷が発生した場合の希ガスの大気放出過程

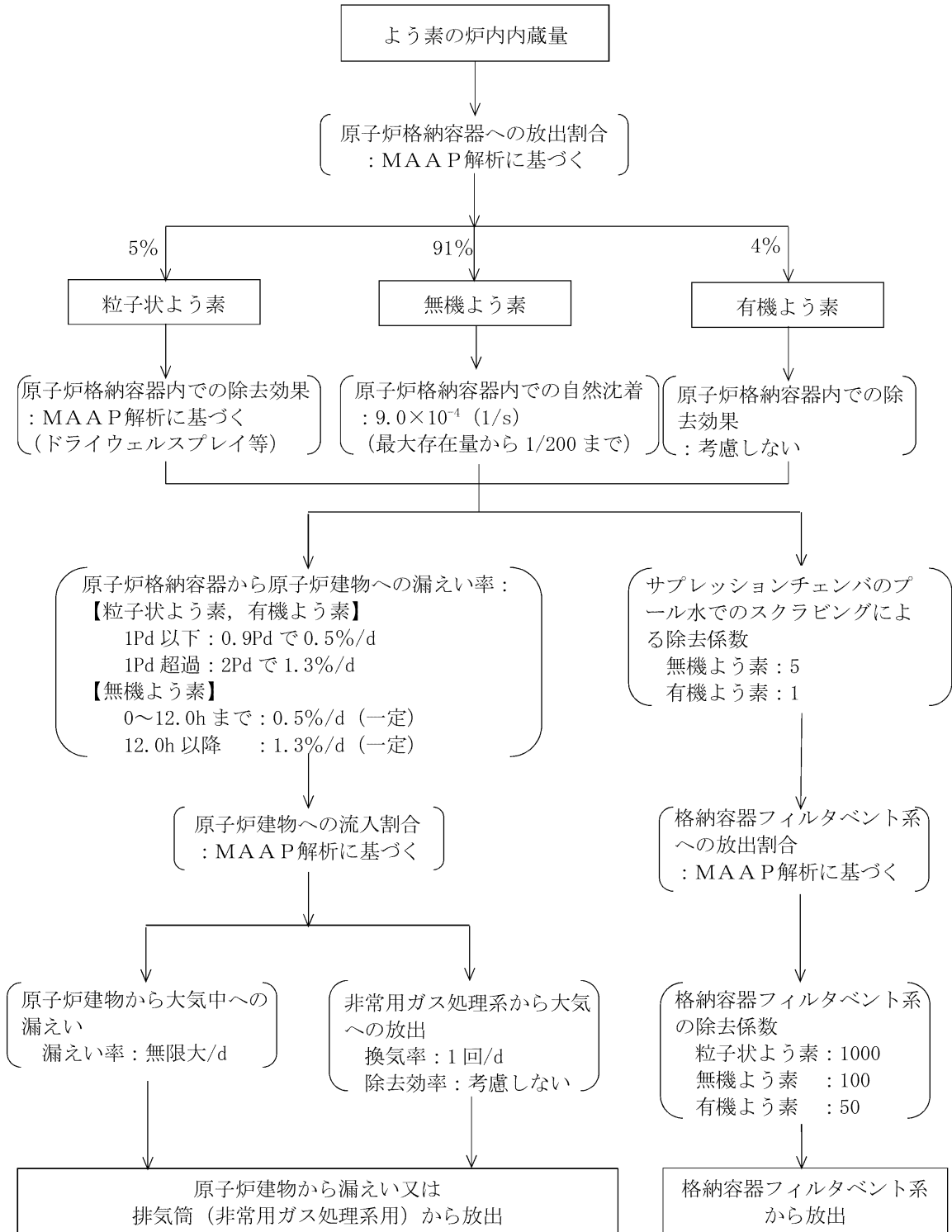


図 12-2 炉心の著しい損傷が発生した場合のよう素の大気放出過程

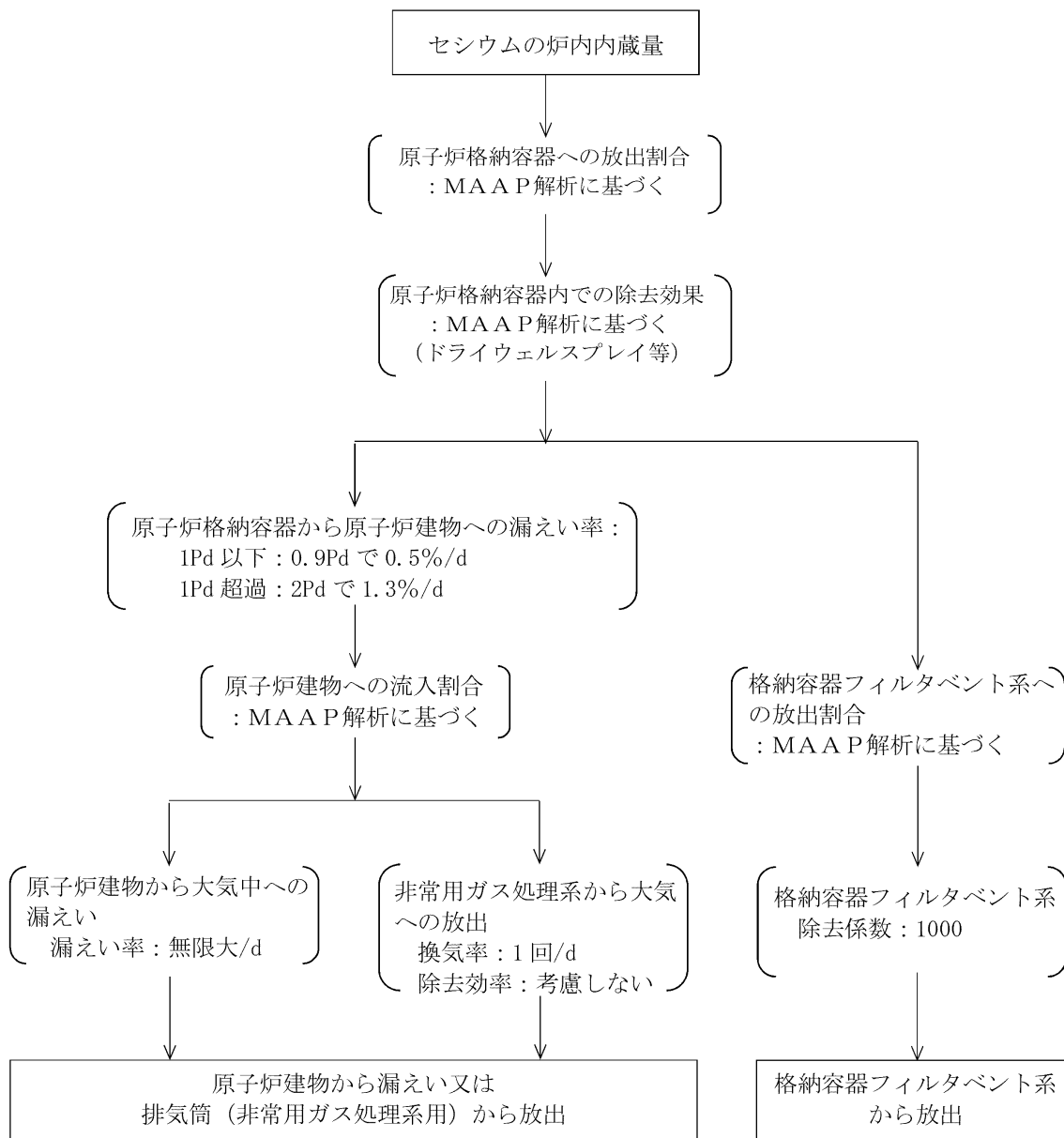


図 12-3 重大事故等時のセシウムの大気放出過程

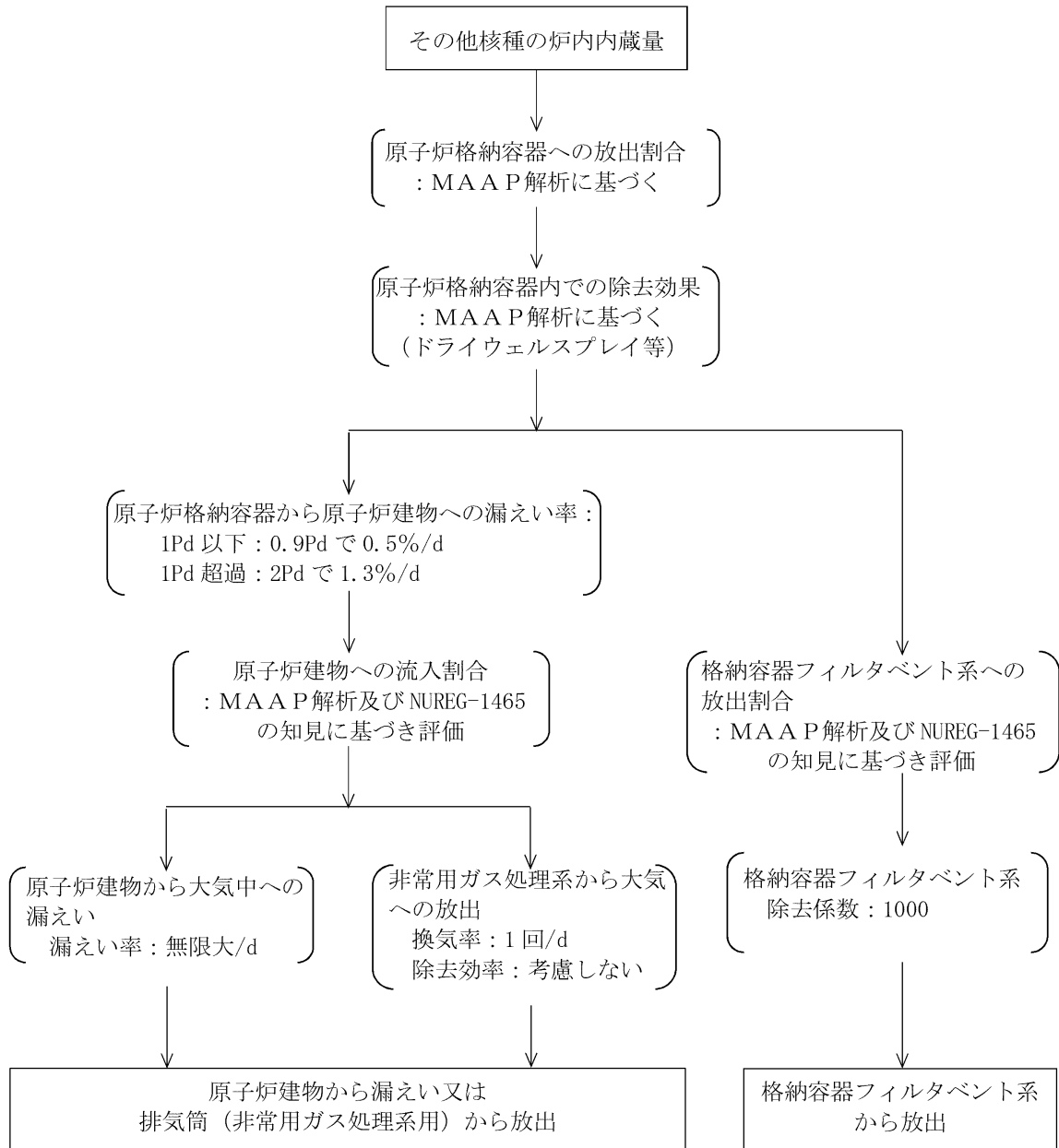


図 12-4 重大事故等時のその他核種の大気放出過程



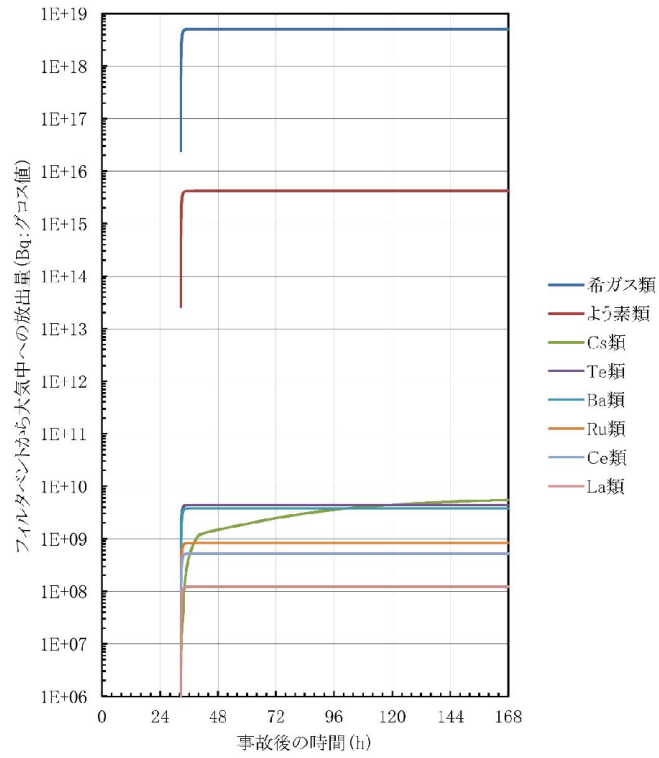


図 12-5 格納容器ベント実施時のベントライン経由の放出トレンド

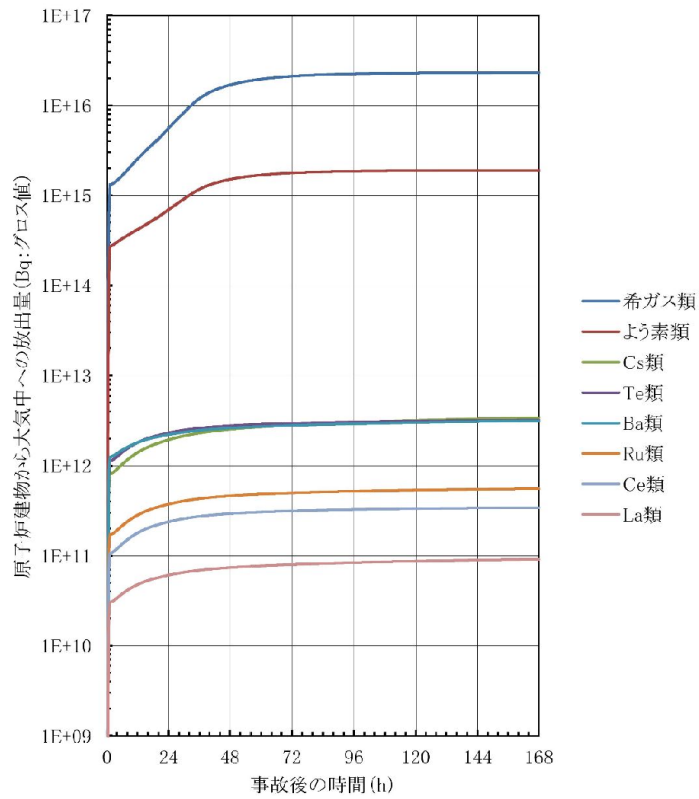


図 12-6 格納容器ベント実施時の原子炉建物経由の放出トレンド

### 13. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器漏えい率について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価における原子炉格納容器からの原子炉建物への漏えい率は、設計漏えい率を基に算出した等価漏えい面積を持つ漏えい孔を「MAAP」コード内で格納容器圧力に応じて模擬し(後述の 13.1 及び 13.2 を参照)当該漏えい面積及び格納容器内圧力を基に評価している。

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は、格納容器圧力が最高使用圧力 427kPa [gage] (1Pd) 以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の 2 種類を設定する。

なお、よう素の漏えい量の評価に当たっては、MAAP 解析においては、よう素の化学組成について考慮されておらず、すべて粒子状よう素として扱われることから、無機よう素及び有機よう素の原子炉格納容器漏えい率は別途設定する。

#### 13.1 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合

格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率 (0.9Pd で 0.5%/日) を基に算出した等価漏えい面積 (ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約  $3.2 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ) を設定し、「MAAP」コード内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

#### 13.2 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、853kPa [gage] (2Pd) で漏えい率 1.3%/日となる等価漏えい面積 (ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約  $8.5 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ) を設定し、13.1 と同様に「MAAP」コード内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

853kPa [gage] (2Pd) での 1.3%/日は、以下の AEC の評価式及び GE の評価式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。これらの式は、設計基準事故の原子炉冷却材喪失時の被ばく評価において、原子炉格納容器漏えい率の評価に用いている理論式\*1である。格納容器内圧力が最高使用圧力の 2 倍である 853kPa [gage] (2Pd) 及び格納容器雰囲気温度が 200°C までは、事故後 7 日間に渡り、原子炉格納容器本体並びに開口部及び貫通部の健全性が確保されることを確認していることから、これらの理論式を用いて格納容器内圧力 2Pd 及び格納容器雰囲気温度 200°C における漏えい率を設定することは可能と判断した。

○AEC の評価式

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 1.28\%/\text{日}$$

L	: 事故時の原子炉格納容器漏えい率	
L <sub>0</sub>	: 設計漏えい率 (圧力 P <sub>d</sub> に対して (ここでは 0.9P <sub>d</sub> ))	【0.5%/日】
P <sub>t</sub>	: 事故時の格納容器内圧力	【954.325kPa[abs]】
P <sub>d</sub>	: 設計圧力	【485.625kPa[abs]】
P <sub>a</sub>	: 原子炉格納容器外の圧力	【101.325kPa[abs]】
R <sub>t</sub>	: 事故時の気体定数 *2	【523.7J/Kg・K】
R <sub>d</sub>	: 空気の気体定数	【287J/Kg・K】
T <sub>t</sub>	: 事故時の格納容器内温度	【473.15K】
T <sub>d</sub>	: 設計格納容器内温度 (20°C)	【293.15K】

○GE の評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

$$L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.508\%/\text{日}$$

L	: 事故時の原子炉格納容器漏えい率	
L <sub>0</sub>	: 設計漏えい率 (圧力 P <sub>d</sub> に対して (ここでは 0.9P <sub>d</sub> ))	【0.5%/日】
P <sub>t</sub>	: 事故時の格納容器内圧力	【954.325kPa[abs]】
P <sub>d</sub>	: 設計圧力	【485.625kPa[abs]】
P <sub>a</sub>	: 原子炉格納容器外の圧力	【101.325kPa[abs]】

注記\*1: 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 訂9 株式会社日立製作所, 平成16年1月)

\*2: 事故時の気体定数は水素ガス(2.016):窒素ガス(28.01):水蒸気(18.02)のガス組成 34%:33%:33%より計算している。AEC の評価式は事故時の気体定数に依存し、水素ガス等のように気体定数が大きい気体の割合が大きい場合に漏えい率が高くなるため、燃料有効部被覆管が全てジルコニウム-水反応した場合の水素ガス発生量(約1000kg)を考慮して保守的に設定している。

### 13.3 無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率

#### 13.3.1 無機よう素

他の核種と同様に格納容器圧力に応じて漏えい率が変動するが、MAAP解析において無機よう素を模擬していないため、MAAP解析結果による格納容器圧力を基に漏えい率を設定する。

漏えい率の設定に当たっては、図13-1のとおりMAAP解析結果による格納容器圧力を包絡した格納容器圧力を設定し、その格納容器圧力に対する漏えい率を設定している。

このように設定した漏えい率は、0.9Pd以下で0.5%/日、0.9Pd超過で1.3%/日を一律に与え、0.9Pd超過以降は1.3%/日を維持するものであり、MAAP解析における漏えい率を包絡した保守的な設定であるとする。

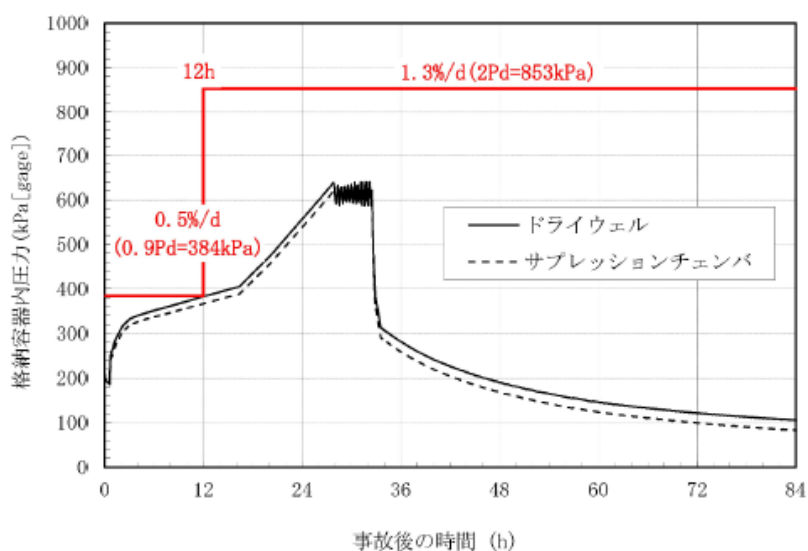


図13-1 格納容器圧力と無機よう素漏えい率の時間変化

#### 13.3.2 有機よう素

有機よう素についても、無機よう素と同様の漏えい率の設定が可能であるが、有機よう素がガス状として振る舞うこと及び原子炉格納容器内での除去効果を受けない点で希ガスに類似していることから、MAAP解析における希ガスと同じ挙動を示すものとし、13.1及び13.2に基づき漏えい率を設定する。

14. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器内での除去効果について

「MAAP」コードにおけるエアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果として、沈着、サプレッションプールでのスクラビング及びドライウェルスプレイを考慮している。また、沈着については、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、核分裂生成物（以下「FP」という。）ガス凝縮/再蒸発で構成される。（「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード（MAAP）について」（東芝エネルギーシステムズ 株式会社 日立GEニュークリア・エナジー株式会社）（抜粋）参照）

「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード（MAAP）について」（抜粋）

(2) FPの状態変化・輸送モデル

高温燃料から出た希ガス以外のFPは雰囲気温度に依存して凝固し、エアロゾルへ変化する。気相及び液相中のFPの輸送においては、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算する。FPがガス状とエアロゾル状の場合は、気体の流れに乗って、原子炉圧力容器内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着したFPの場合は、区画内の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは溶融炉心中のFPの場合は、溶融炉心の移動量に基づいて輸送される。

FPの輸送モデルは上述の仮定に基づいており、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から原子炉圧力容器内に放出されたFPは、原子炉圧力容器破損前にはLOCA破損口あるいは逃がし安全弁から原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉圧力容器破損後には原子炉圧力容器破損口若しくは格納容器下部に落下した溶融炉心からFPが原子炉格納容器へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出されたFPはスクラビングによってサプレッション・チェンバ液相部へ移行する。原子炉格納容器の気相部へ放出されたFPは、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行する。

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内での気体、エアロゾル及び構造物表面上（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内のFP輸送モデル概要を図3.3-15に示す。

エアロゾルの沈着の種類としては、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、FPガス凝縮、FPガス再蒸発を模擬している。なお、沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。

重力沈降は、Stokesの重力沈降式とSmoluchowski方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお、Smoluchowski方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり、この相関式を使用したMAAPのモデルは様々な実験データと比較して検証が行われている。

拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じる Stefan 流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。

熱泳動による沈着は、Epstein のモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。

慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様に Smoluchowski 方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。

F P ガスの凝縮は、F P ガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状 F P 圧力が F P 飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。

F P ガスの再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状 F P の圧力が F P の飽和蒸気圧を下回ると、蒸発が起こると仮定している。

エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては、スクラビングによる除染係数(DF)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。DF の値は、クエンチャ、垂直ベント、水平ベントの3つの種類のスクラビング機器に対し、詳細コード SUPRA<sup>[9]</sup>を用いて、圧力、プール水深、キャリアガス中の水蒸気質量割合、プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており、これらのデータから求める。

また、格納容器スプレーによる F P 除去も模擬しており、スプレー液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率、スプレーの液滴径、流量及び落下高さから計算する。

#### 14.1 沈着及びドライウェルスプレーによる除去効果

沈着及びドライウェルスプレーによる除去効果を確認するため、「MAAP」コードにおいて特定の沈着メカニズムを除外した場合の感度解析を行った。ある沈着メカニズムを除いた場合、他の沈着メカニズムにより、FP 沈着が進むことから、この比較により定量的な寄与割合を算出することはできないが、影響の度合いを確認することが可能と考える。なお、DF にはサプレッションプールでのスクラビングによる DF も含まれる。

事故シーケンスとしては、「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において W/W ベントを実施する場合を想定する。解析結果を図 14-1 に示す。なお、感度解析では、以下の式により原子炉格納容器内の DF を算出している。

原子炉格納容器内 DF

= 原子炉格納容器内への CsI 放出割合 / ベントラインへの CsI 流入割合

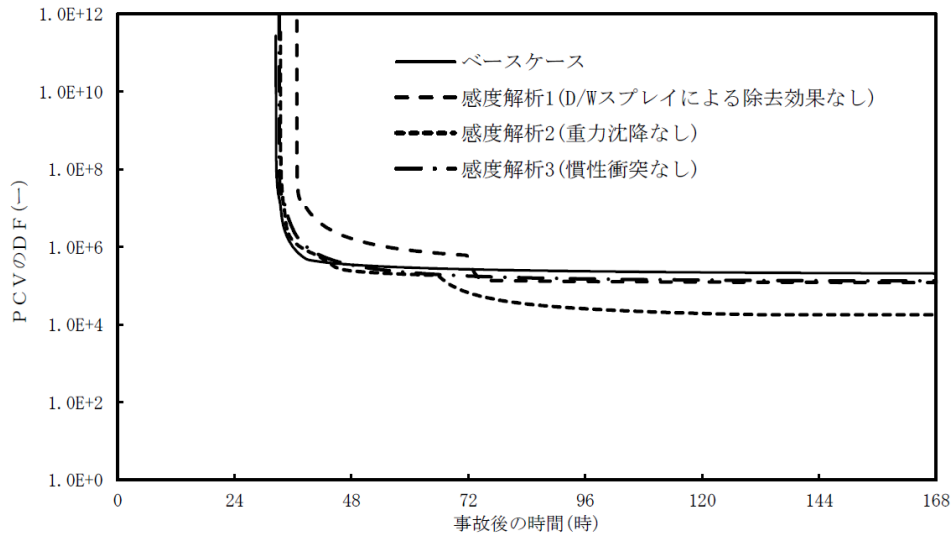


図 14-1 エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果（積算値）の感度解析結果

7日後時点において、各ケースのDF結果を比較すると、感度解析1（D/W スプレーなし）\*や感度解析3（慣性衝突なし）では大きな感度が確認されなかったが、感度解析2（重力沈降なし）ではベースケースに対してDFが若干低下する結果となった。

感度解析1（D/W スプレーなし）において大きな感度が出ない理由として、本DFにはサブプレッションプールにおけるスクラビングによるFP除去効果が重畳していることが挙げられる。D/W スプレーによるFP除去の効果には、スプレーによる直接的なFP除去効果だけではなく、スプレーによってD/W圧力が低下し、真空破壊弁を經由してW/WのFPがD/Wへ流入し、スプレー停止後に再度サブプレッションプールでスクラビングが生じFPが除去される効果が含まれる。つまり、サブプレッションプールにおけるFP除去効果がスプレーによる直接的なFP除去効果に比べて大きいために、感度解析1（D/W スプレーなし）とベースケースに大きな差が生じていないと推定される。

注記\*：評価上、スプレーによるFPの除去効果は考慮していないが、蒸気凝縮等の効果については考慮されている。

## 14.2 サプレッションプールでのスクラビングによる除去効果

### 14.2.1 スクラビング効果について

スクラビングは、エアロゾルを含む気体がプール内に移行する場合、気泡が分裂しながら上昇していく過程においてエアロゾルが気泡界面に到達した時点で水に溶解して気体から除去される現象である。スクラビングにおけるエアロゾル除去のメカニズムは、プールへの注入時の水との衝突や気泡がプール水中を上昇していく過程における慣性衝突等が考えられる。

#### 14.2.2 MAA P解析上の扱いについて

スクラビングによる除去効果について、MAAP解析ではスクラビング計算プログラム（「SUPRA」コード）により計算されたDF値のデータテーブルに、プール水深、エアロゾルの粒子径、キャリアガス中の水蒸気割合、原子炉格納容器圧力及びサブプレッションプールのサブクール度の条件を補間して求めている。

「SUPRA」コードでは、スクラビングに伴う初期気泡生成時及び気泡上昇時のエアロゾルの除去効果をモデル化しており、気泡挙動（気泡サイズ及び気泡上昇速度）、初期気泡生成時のDF、気泡上昇時のDFを評価式により与えている。

図14-2図に、気泡中のエアロゾルが気泡界面に到達するまでの過程を示す。気泡上昇時における各過程の除去速度を評価することでエアロゾルのDFを与えている。

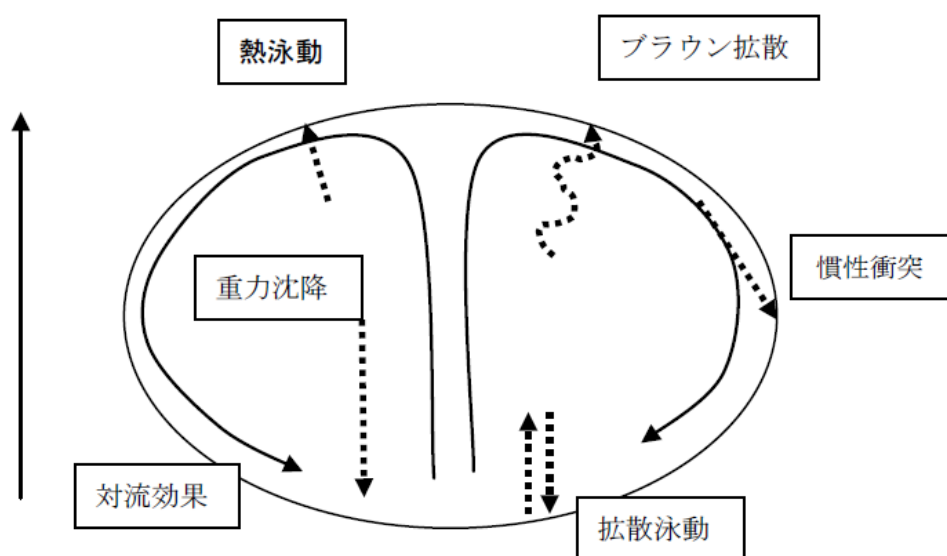


図14-2 スクラビングによるエアロゾル捕集効果

#### 14.2.3 「SUPRA」コードによる計算結果と実験結果の比較について

「SUPRA」コードによる計算結果については、電力共同研究<sup>\*1</sup>にて実験結果との比較検討が行われている。試験条件及び試験装置の概要を表14-1及び図14-3に示す。また、試験結果を図14-4から図14-10に示す。

試験結果より、「SUPRA」コードによる計算結果と実験結果について、キャリアガス流量等のパラメータ値の増減によるDF値の傾向は概ね一致していることを確認した。

また、粒径  $\square \mu\text{m}$  までの粒子について、「SUPRA」コードによる計算結果が実験結果より小さいDF値を示しており、保守的な評価であることを確認した。

一方、粒径  $\square \mu\text{m}$  の粒子について、「SUPRA」コードによる計算結果が実験結果より大きいDF値を示しているが、これは実験と「SUPRA」コードで用いている粒子の違い（実験：LATEX粒子（密度  $\square \text{g/cm}^3$ ）、「SUPRA」コード：CsOH



(密度 [ ]g/cm<sup>3</sup>) が影響しているためである。「SUPRA」コードの計算結果を密度補正\*2した図 14-7 及び図 14-9 では、「SUPRA」コードによる計算結果は実験結果より概ね小さい DF 値を示すことが確認できる。

以上より、「SUPRA」コードにより計算された DF 値を用いることは妥当と考える。

注記\*1：共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」(PHASE 2) 最終報告書平成 5 年 3 月

\*2：実験では LATEX 粒子を用いているため、その粒径は [ ]となる。一方、「SUPRA」コードでは CsOH の粒径を基にしているため、粒径に粒子密度 ([ ]g/cm<sup>3</sup>) の平方根を乗じることにより [ ]に換算する。

表 14-1 試験条件

Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	steam fraction (vol. %)	50	0~80
	carrier gas flow rate (L/min)	500	300~2000
Aerosol property	particle diameter (μm)	0.21~1.1	0.1~1.9
	material	LATEX	LATEX, CsI

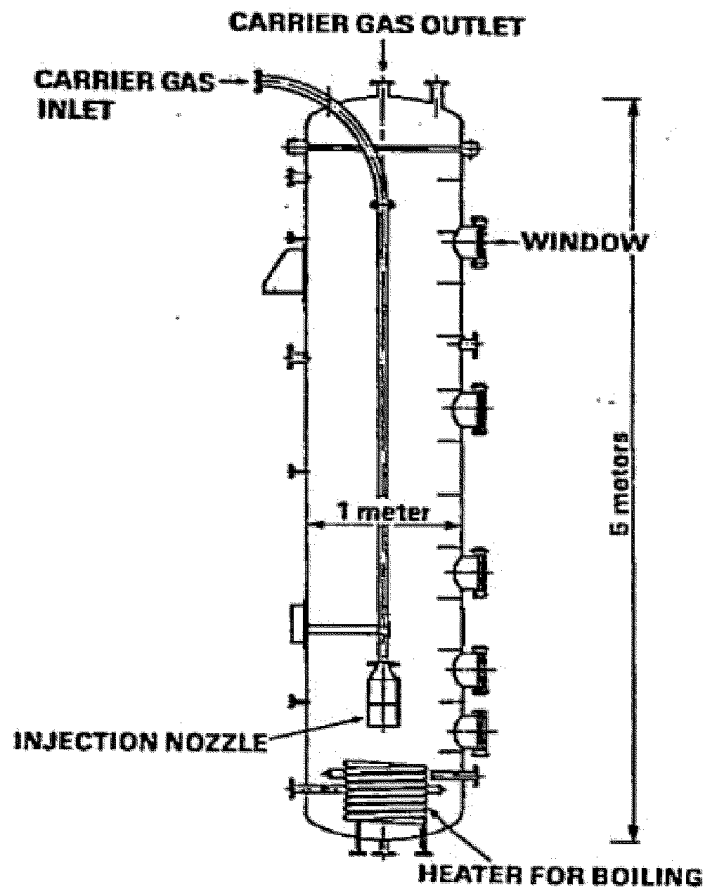


図 14-3 試験装置の概要

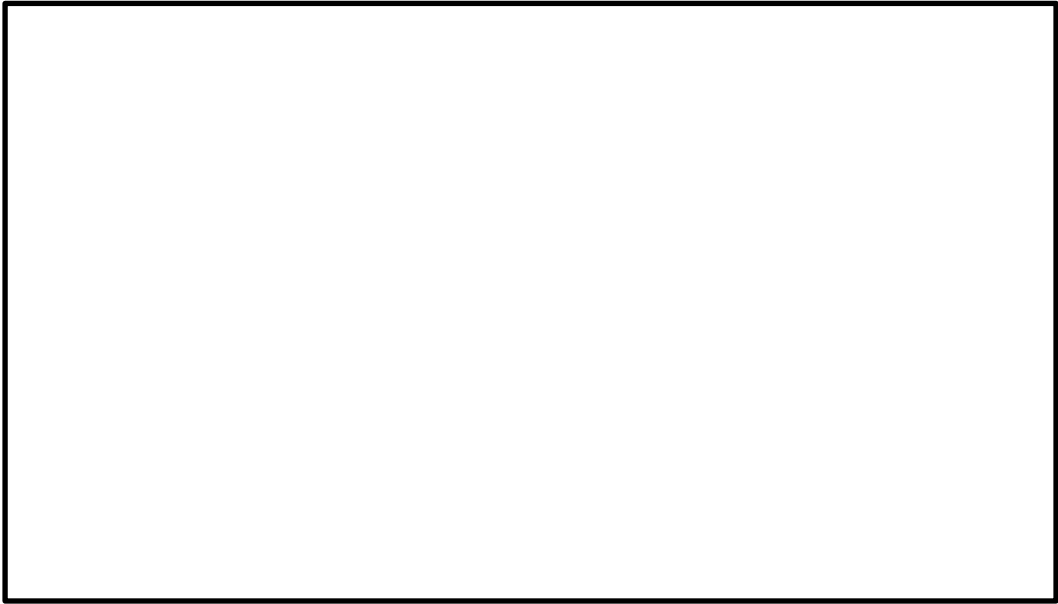


図 14-4 キャリアガス流量に対する DF の比較

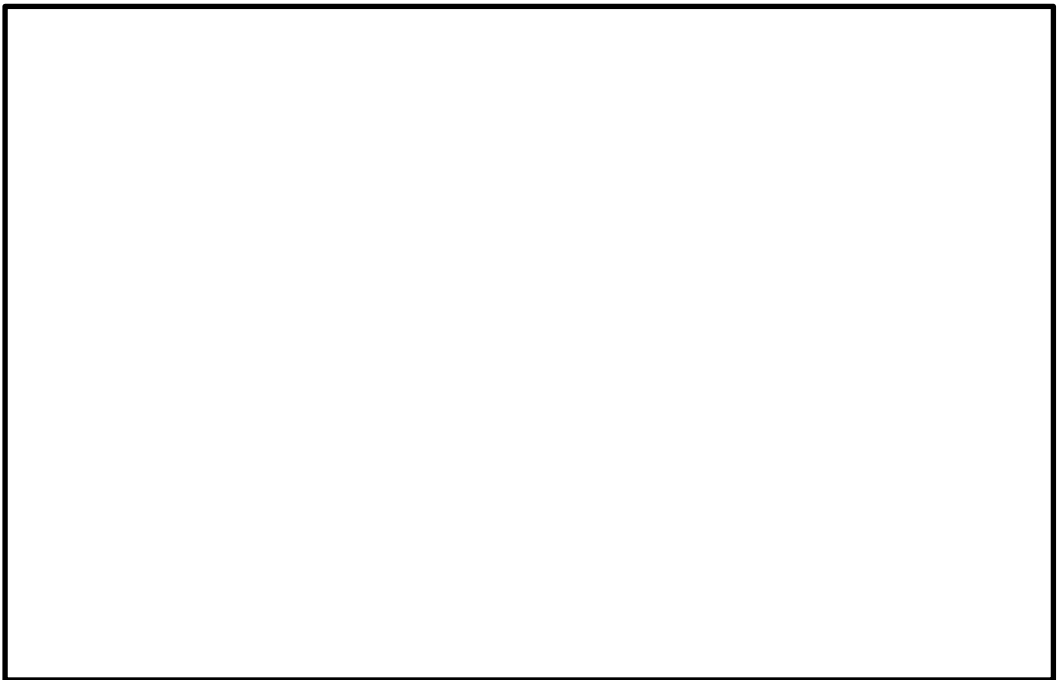


図 14-5 プール水温に対する DF の比較

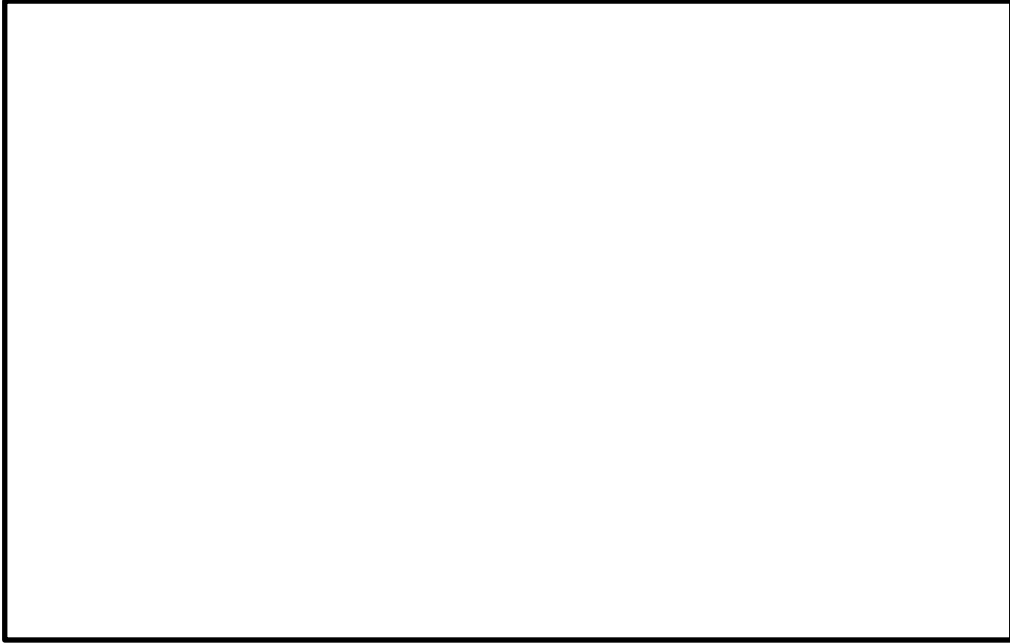


図 14-6 水蒸気割合に対する DF の比較

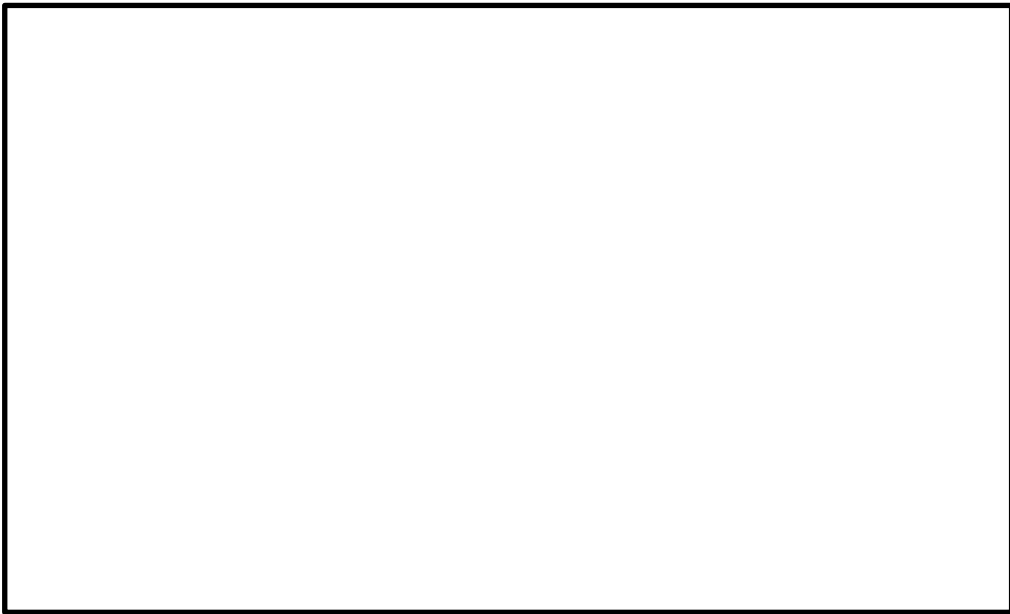


図 14-7 水蒸気割合に対する DF の比較 (密度補正)

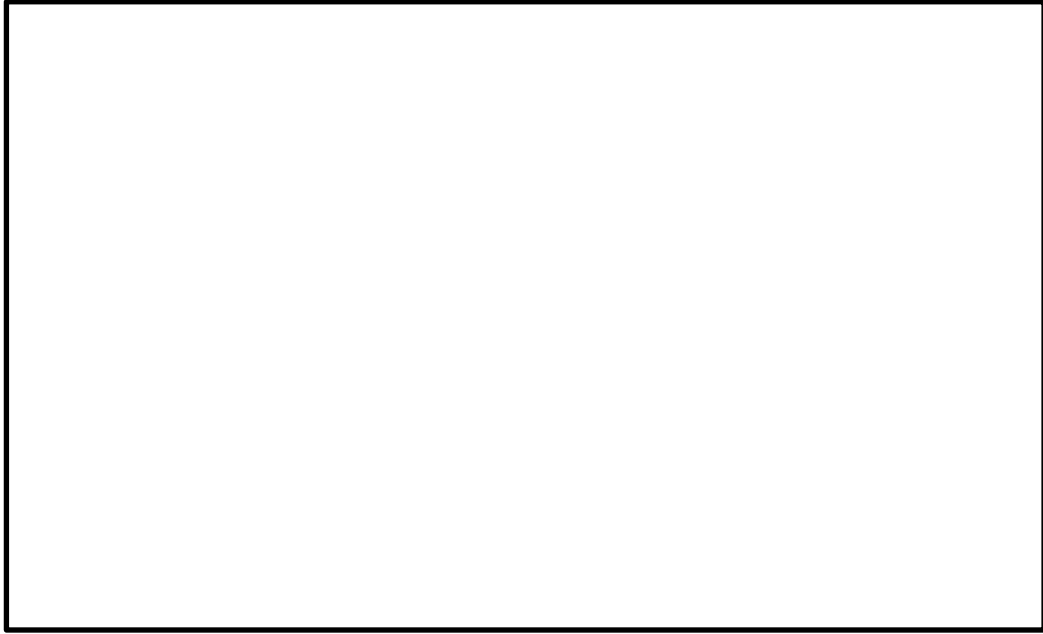


図 14-8 スクラビング水深に対する DF の比較

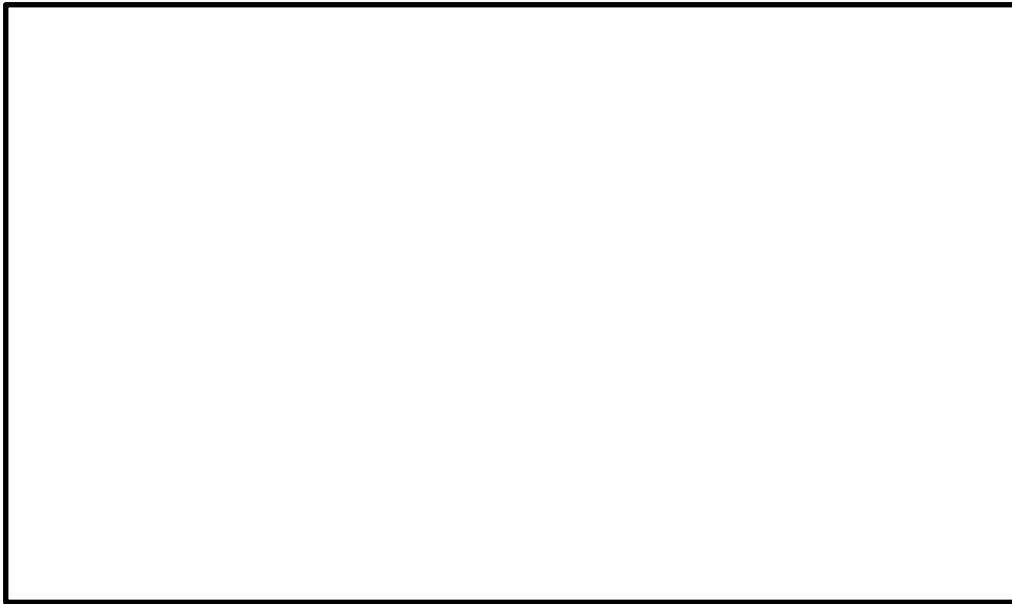


図 14-9 スクラビング水深に対する DF の比較  
(密度補正)

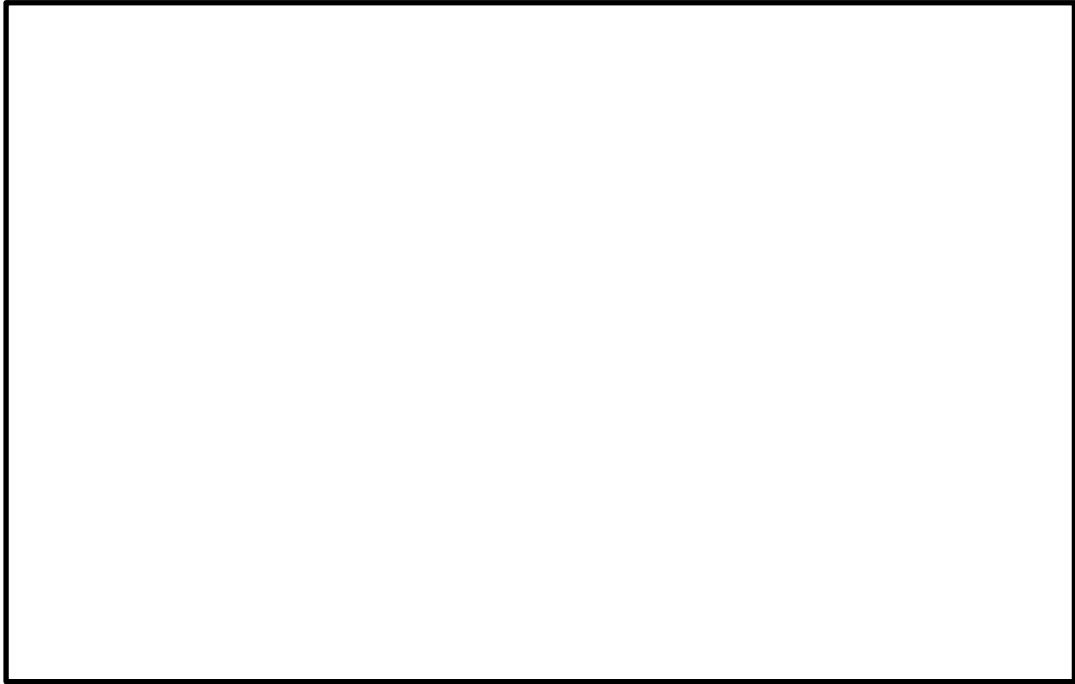


図 14-10 ガス温度に対する DF の比較

#### 14.2.4 沸騰による除去効果への影響について

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の残留熱代替除去系を使用しない場合における事故シーケンスでは、図 14-11 のとおり、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器減圧及び除熱の実施に伴いサブプレッションプールは飽和状態（沸騰状態）になるため、サブプレッションプールの沸騰による除去効果への影響を確認した。MAAP 解析条件及び評価結果を表 14-2 及び表 14-3 に示す。なお、エアロゾルの粒径については、スクラビング前後で最も割合の多い粒径について除去効果を確認した。その結果、表 14-3 のとおり、沸騰時の除去効果は非沸騰時に比べて小さいことを確認した。

ただし、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の残留熱代替除去系を使用しない場合における事故シーケンスでは、図 14-12 のとおり、原子炉圧力容器内の Cs-137 は、大破断 LOCA により生じた破断口より原子炉格納容器内気相部へ移行し、その後重力沈降等により、初期の数時間で大部分が原子炉格納容器液相部へ移行するため、本評価においてサブプレッションプールの沸騰による除去効果の減少の影響はほとんどないと考える。なお、CsI、CsOH の沸点はそれぞれ 1280℃、272.3℃\*であり、シビアアクシデント時に原子炉格納容器内で CsI、CsOH が揮発することは考えにくいですが、サブプレッションプールの沸騰に伴い液相部中の CsI、CsOH の一部が気相部へ移行する可能性がある。ただし、その場合でも、ドライウェルから格納容器フィルタベント系を介した場合の Cs-137 放出量に包絡されると考えられる。

注記\*：化合物の辞典 高本進・稲本直樹・中原勝儼・山崎昶[編集] 1997 年 11 月 20 日

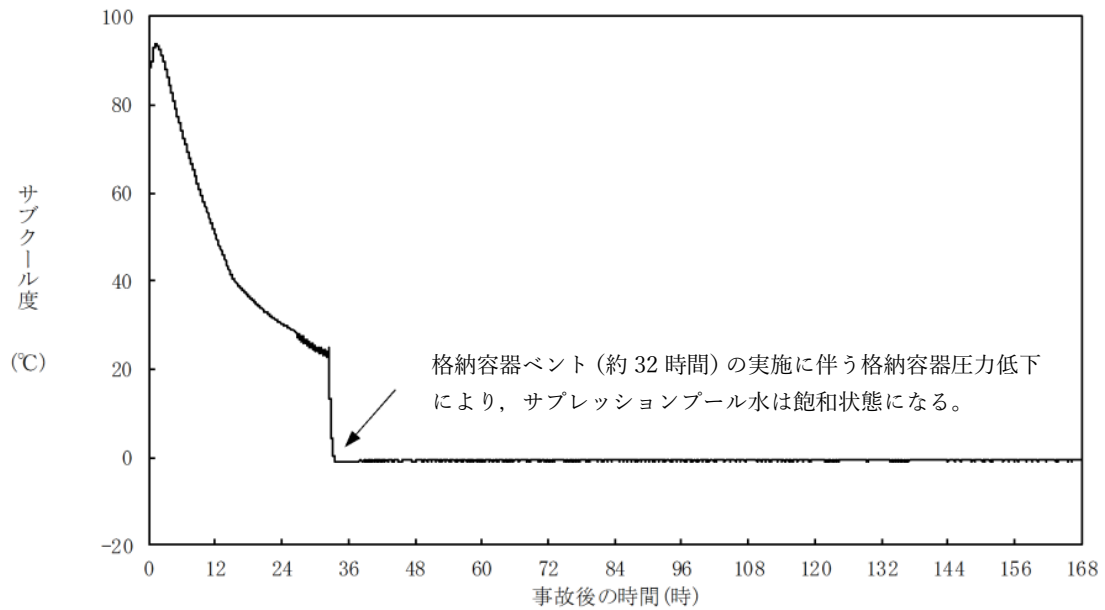


図 14-11 サプレッションプールのサブクール度の推移

表 14-2 評価条件

項目	評価条件*	選定理由
蒸気割合	□ %	格納容器ベント実施前の D/W における蒸気割合 (約 89%) 相当
格納容器圧力	約 □ kPa [gage]	格納容器ベント実施前の格納容器圧力を考慮して設定 (設定上限値)
サプレッションプール水深	□ m	実機では水深 3m 以上のため, 設定上限値を採用
サブクール度	□ °C	未飽和状態として設定 (設定上限値)
	□ °C	飽和状態として設定 (設定下限値)
エアロゾルの粒径 (半径)	□ μm	スクラビング前の最も割合が多い粒径
	□ μm	スクラビング後の最も割合が多い粒径

注記\* : 「SUPRA」コードにより計算されたデータテーブルの設定値を採用



表 14-3 評価結果

粒径 (半径)	DF	
	未飽和状態 (サブクール度 <input type="text"/> °C)	飽和状態 (サブクール度 <input type="text"/> °C)
<input type="text"/> μm	約 <input type="text"/>	約 <input type="text"/>
<input type="text"/> μm	約 <input type="text"/>	約 <input type="text"/>

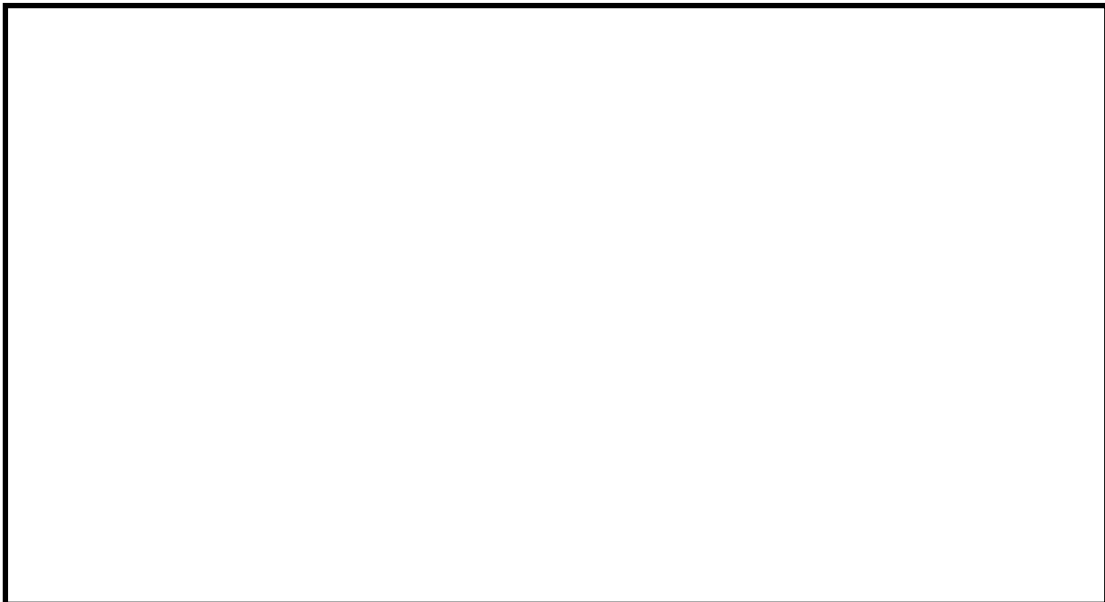


図 14-12 原子炉格納容器内液相部中の存在割合

15. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について

15.1 はじめに

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価における原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について示す。

15.2 原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果について

原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着率については、財団法人 原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）による検討「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」において、CSE A6 実験に基づく値が示されている。

自然沈着率の算出に関する概要を以下に示す。

原子炉格納容器内における無機よう素の濃度の時間変化は、無機よう素の自然沈着率を用いると以下の式で表される。

$$\frac{d\rho(t)}{dt} = -\lambda_d \cdot \rho(t)$$

$\rho(t)$  : 時刻  $t$  における原子炉格納容器内における無機よう素の濃度 [ $\mu\text{g}/\text{m}^3$ ]

$\lambda_d$  : 自然沈着率 [1/s]

これを解くことで、自然沈着率は、時刻  $t_0$ 、 $t_1$  での原子炉格納容器内における無機よう素の濃度を用いて以下のように表される。

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \cdot \ln\left(\frac{\rho(t_1)}{\rho(t_0)}\right)$$

NUPEC 報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” の記載（CSE A6 実験）より、「CSE A6 実験の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻 0 分で濃度  $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$  であったものが、時刻 30 分で  $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$  となる。」として、時刻及び濃度を上式に代入することで無機よう素の自然沈着率  $9.0 \times 10^{-4}$  [1/s] を算出している。これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、格納容器スプレイをしていない状態下での挙動を模擬するためのものであると考えられる。なお、米国 SRP6.5.2 では原子炉格納容器内の無機よう素が 1/200 になるまでは無機よう素の除去が見込まれるとしている。

CSE A6 実験等から、原子炉格納容器に浮遊している放射性物質が、放出された放射性物質数の数 100 分の 1 程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であり、原子炉格納容器内の無機よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去される

ことが分かっている。そこで、原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果の設定に当たっては、自然沈着率として上式により得られた事故初期の自然沈着率 ( $9.0 \times 10^{-4} [1/s]$ ) を代表として適用し、また、自然沈着による上限 DF (除去効率) を 200 とした。

CSE A6 実験の詳細は前述の Nuclear Technology の論文において BNWL-1244 が引用されている。参考として、BNWL-1244 記載の原子炉格納容器内における無機よう素の時間変化を図 15-1 に示す。

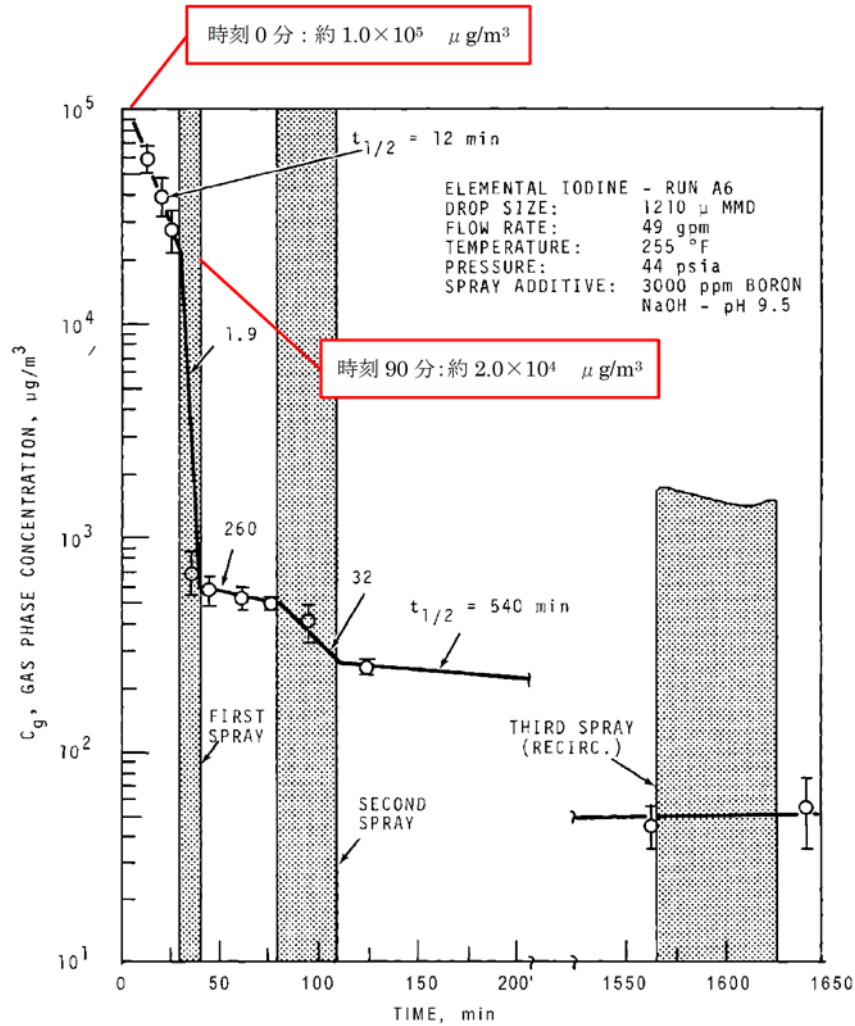


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

図 15-1 原子炉格納容器内における無機よう素濃度の時間変化

出典: BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report"

## CSE 実験の適応性について

CSE実験と本被ばく評価で想定している事故シーケンス「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」におけるM A A P解析結果による格納容器内の条件を表1で比較する。

なお、NUPEC報告書においては、スプレーが使用される前の期間のよう素濃度に基づき自然沈着速度を設定しており、実験条件は島根2号機の事故シーケンスに対するM A A P解析結果により得られた原子炉格納容器内の条件と概ね同等である。

表1 CSE 実験条件と島根2号機の比較

	CSE 実験の Run No.			島根2号機解析結果
	A-6*1,*2	A-5*3	A-11*3	
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	蒸気+窒素 (+水素)
雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.23*5
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 200 以下*5
スプレーの 有無	あり*4	なし	なし	あり (無機よう素に対しては 自然沈着のみ考慮)

注記\*1:R. K. Hilliard et. al “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment” ,Nucl. Technol. Vol 10 p449-519, 1971

\*2: R. K. Hilliard et. al “Removal of iodine and particles from containment atmospheres by sprays” ,BNWL-1244

\*3: R. K. Hilliard and L. F. Coleman “Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment” ,BNWL-1457

\*4: 自然沈着速度の算出には1回目のスプレーが使用される前の格納容器内の濃度を用いている。

\*5: 格納容器破損防止対策の有効性評価の事故シーケンス「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、炉心からよう素が大量放出された後（事象初期）の値

CSE実験でスプレーを使用していないA-5及びA-11における無機よう素の格納容器内気相部濃度の時間変化を図1に示す。初期の沈着（スプレー未使用の期間）については、A-6の場合と大きな差は認められず、初期濃度より数100分の1以上低下した後、沈着が穏やかになること（カットオフ）が認められる。

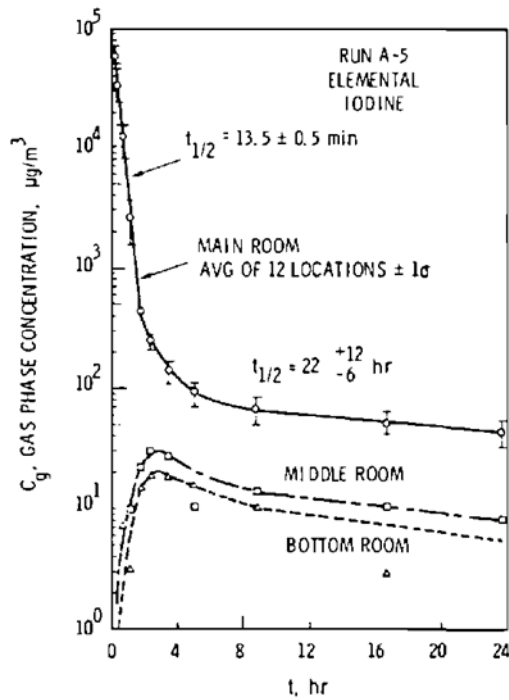


FIGURE B-5.  
Concentration of Elemental  
Iodine in Gas Space, Run A-5

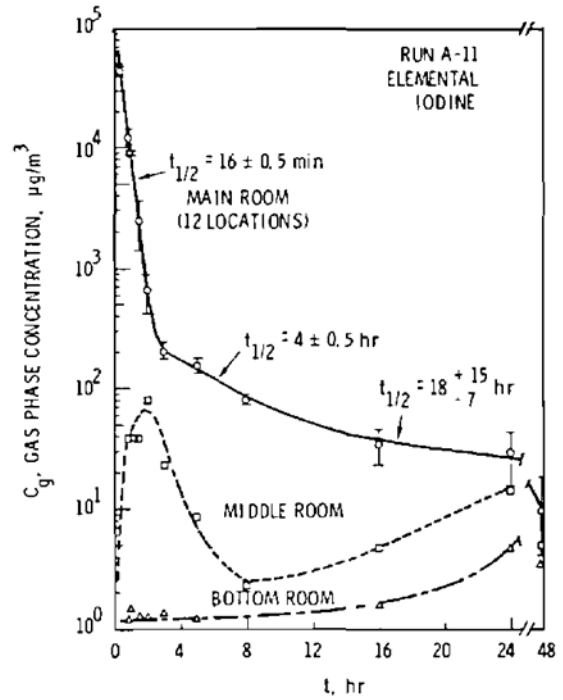


FIGURE B-6.  
Concentration of Elemental  
Iodine in Gas Space, Run A-11

図1 CSE A-5及びA-11実験による無機よう素の格納容器内気相部濃度の時間変化

自然沈着率は評価する体系の体積と内面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなると考えられる。

CSE実験における体系と島根2号機の比表面積について表2に示す。CSE実験と島根2号機の比表面積は同程度となっており、CSE実験で得られた自然沈着速度を用いることができると考えられる。

表2 CSE実験と島根2号機の比表面積の比較

	CSE 実験体系	島根2号機
体積 (m³)	約 600	約 13000
内面積 (m²)	約 570	約 12000
比表面積 (1/m)	約 0.9	約 0.9

16. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価におけるサブレーションプールでのスクラビングによる除去効果(無機よう素)について

サブレーションプールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果(以下「DF」という。)として、Standard Review Plan 6.5.5 に基づき DF5 を設定している。これは Standard Review Plan 6.5.5 において、「無機よう素のスクラビングによる除去効果として、Mark-II 及び Mark-III に対して DF10 以下、Mark-I に対して DF5 以下を主張する場合は、特に計算を必要とせず容認しても良い」との記載(抜粋参照)に基づくものである。

島根原子力発電所第2号機は Mark-I 改良型原子炉格納容器を採用しているが、サブレーションプールでのスクラビングに期待可能な水深等、Mark-I と大きな差異はないことから、Standard Review Plan 6.5.5 の記載に基づき、サブレーションプール水の沸騰に関わらず DF5 を適用することとしている。

なお、有機よう素についてはガス状の性質であることから、本 DF の効果には期待していない。

粒子状よう素の DF については、MAAP 解析のスクラビング計算プログラム(「SUPRA」コード)にて評価している。

「Standard Review Plan 6.5.5」(抜粋)

1. Pool Decontamination Factor. The decontamination factor (DF) of the pool is defined as the ratio of the amount of a contaminant entering the pool to the amount leaving. Decontamination factors for each fission product form as functions of time can be calculated by the SPARC code. An applicant may use the SPARC code or other methods to calculate the retention of fission products within the pool, provided that these methods are described in the SAR adequately to permit review. If the time-integrated DF values claimed by the applicant for removal of particulates and elemental iodine are 10 or less for a Mark II or a Mark III containment, or are 5 or less for a Mark I containment, the applicant's values may be accepted without any need to perform calculations. A DF value of one (no retention) should be used for noble gases and for organic iodides. The applicant should provide justification for any DF values greater than those given above.

サプレッションプールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果に関する他の知見について

サプレッションプールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果に関する他の知見として、「SPARC」コードによる計算結果並びにUKAEA及びPOSEIDONにて行われた実験がある。

#### 1. 「SPARC」コードによる計算結果

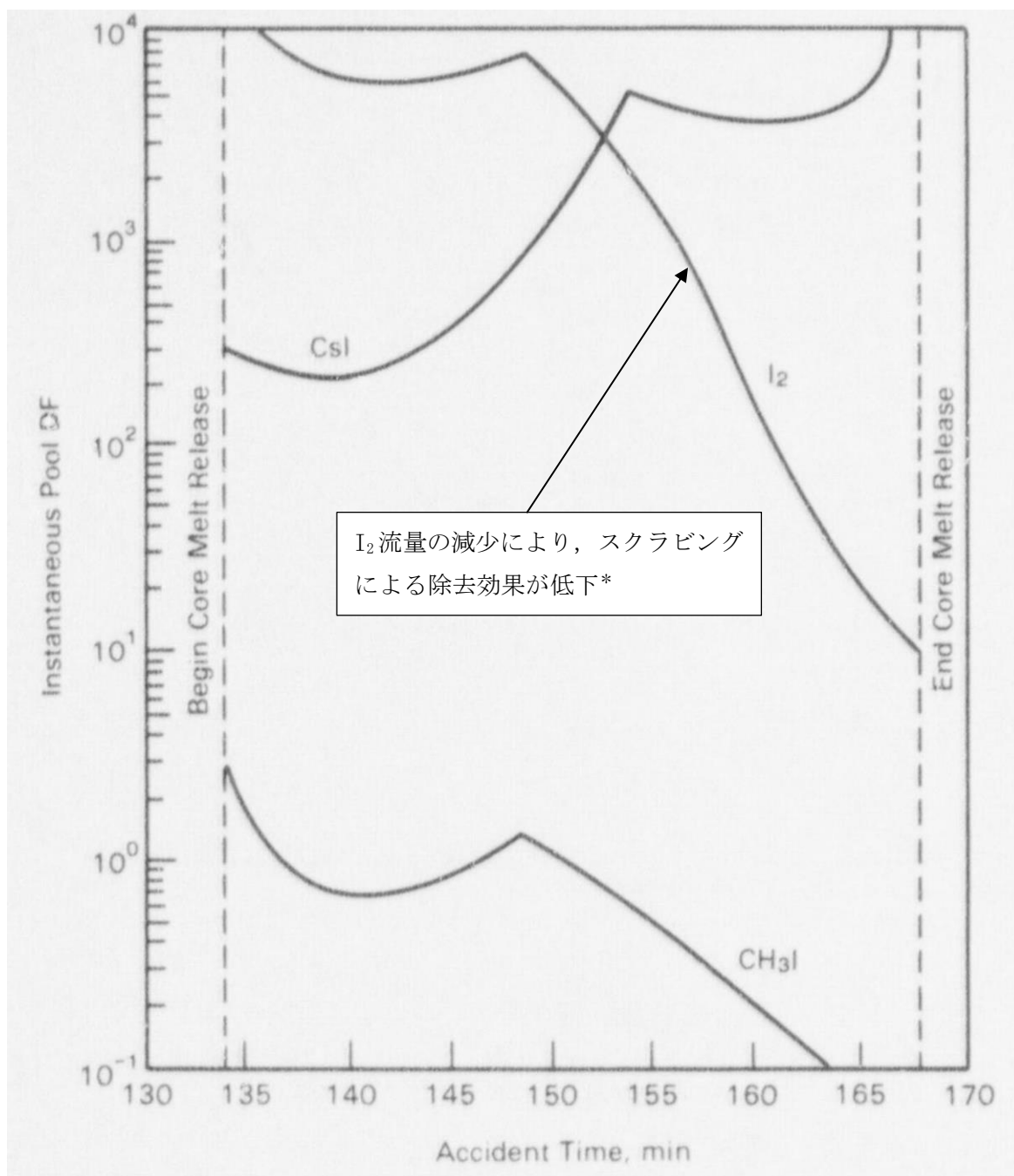
Standard Review Plan 6.5.5 の引用文献\*において、「SPARC」コードを用いたよう素のスクラビングによる除去効果を計算している。当該文献では、Mark-I型原子炉格納容器を対象として無機よう素 ( $I_2$ )、粒子状よう素 ( $CsI$ ) 及び有機よう素 ( $CH_3I$ ) に対するスクラビングによる除去効果を計算している。計算結果は図1のとおりであり、無機よう素に対するDFは最小10程度である。

なお、選定した事故シーケンスは、原子炉停止機能喪失であり、以下の事故進展を想定している。

- ・ 過渡時において制御棒の挿入不良が発生
- ・ 緊急炉心冷却システムは作動するが、原子炉出力レベルはサプレッションプールの冷却能力を超過
- ・ 原子炉圧力容器の過圧破損の発生により冷却材が喪失した結果、炉心損傷が発生

注記\* : P.C.Owczarski and W.K.Winegarder, “Capture of Iodine in Suppression Pools”, 19th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference.





注記\* : 文献中の記載 (抜粋)

“Here the  $I_2$  flow rate is fairly high until 148.5min, then the rate (and incoming  $I_2$  concentration) decreases. These decreases cause the pool scrubbing to become less effective at the iodine concentrations of the pool.”

図1 SPARC計算結果 (瞬時値 DF)

## 2. UKAEA 及び POSEIDON にて行われた実験

無機よう素に対するスクラビングによる除去効果について、UKAEA\*<sup>1</sup> 及び POSEIDON\*<sup>2</sup> において実験が行われている。実験体系を図 2 及び図 3, 実験条件及び実験結果を表 1 及び表 2 に示す\*<sup>3</sup>。

表 2 のとおり、無機よう素の DF は最少で 14 である。

注記\*1：イギリスのウィンフリス（重水減速沸騰軽水冷却炉（SGHWR））の蒸気抑制システムにおける核分裂生成物の保持を調べるための実験

\*2：スイスのポール・シェラー研究所で行われた水中へのガス状よう素のスクラビングに関する実験

\*3：“State-of-the-art review on fission products aerosol pool scrubbing under severe accident conditions”, 1995

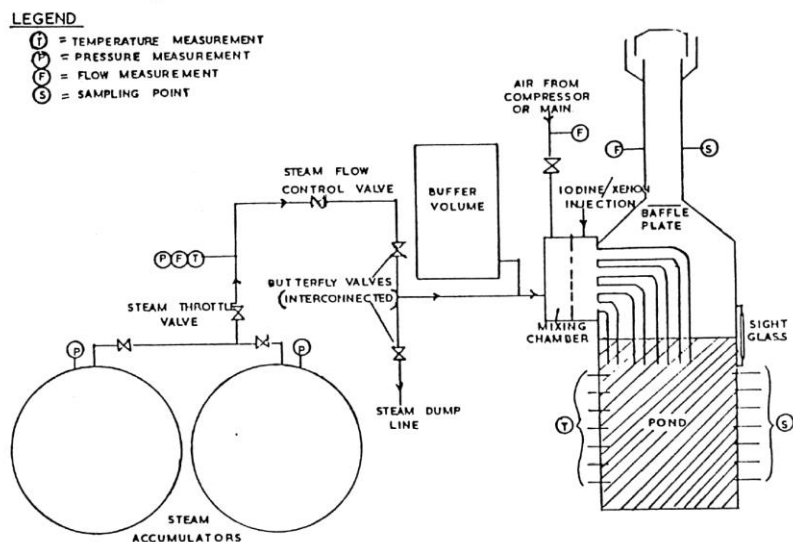


図 2 UKAEA 実験体系

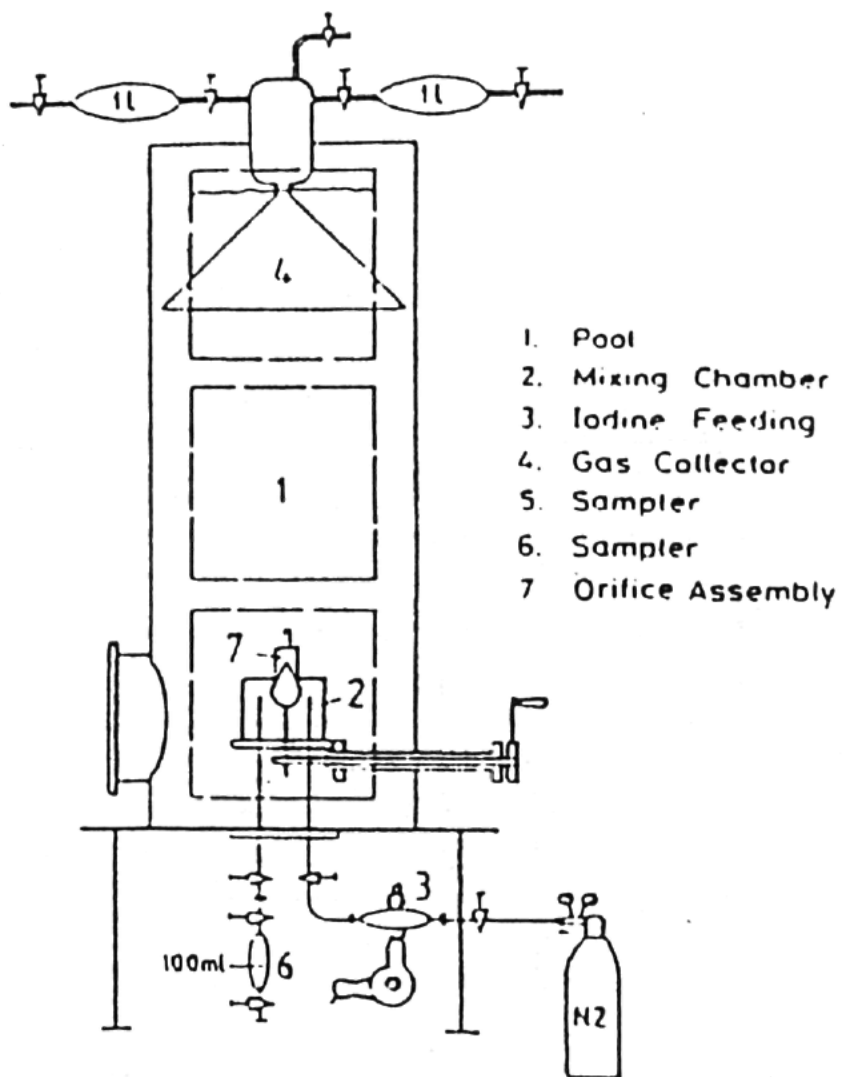


図3 POSEIDON 実験体系

表 1 実験条件

Program	Aerosol	Aerosol size, $\mu\text{m}$	Carrier fluid	Steam mass fraction	Water temp., $^{\circ}\text{C}$	Pool pressure	Injector
ACE	CsI CsOH MnO	1.7 - 2.7 1.6 - 2.8 1.7 - 2.3	$\text{N}_2$ + steam	0.008 - 0.31	25 83	ambient	sparger
EPRI	CsI $\text{TeO}_2$ Sn	0.2 - 3.0 0.4 - 2.7 2.7	air, $\text{N}_2$ or He + steam	0 - 0.95	- ambient - near saturated	ambient	single orifice
EPSI	CsI CsOH	$\sim 4.5$ (radius)	steam	1	273 (initially)	1.1 MPa 3.1 MPa 6.1 MPa	single orifice
GE	$\text{Eu}_2\text{O}_3$ CsI	0.1 - 40.0 < 0.3	air	0	ambient	ambient	single orifice
JAERI	DOP	0.3 - 10.0	air	0	ambient	ambient	single orifice
LACE - Espafia	CsI	1.7 - 7.2	$\text{N}_2$ + steam	0.07 - 0.85	110	3 bar (abs.)	-single orifice -multior.
SPARTA	CsI	0.7	air + $\text{N}_2$	0	close to saturation	ambient	2 orifices
UKAEA	Cr/Ni	0.06	air + steam	0.25 - 0.96	ambient	ambient	4 orifices (downcomers)
UKAEA	$\text{I}_2$ vapour	-	air and/or steam	0 - 1	ambient	ambient	4 orifices (downcomers)
POSEI- DON	$\text{I}_2$ vapour	-	$\text{N}_2$	0	ambient	ambient	-single orifice -multior.

表 2 実験結果

Experiments	Species tested	DF range
ACE	Cs Mn I DOP	145 - 3000 11 - 260 47 - 1500 6 - 12
EPRI	CsI, TeO <sub>2</sub> Sn	1.4 - 1600 110 - 6800
EPSI	CsI	2100 - 3300
GE	Eu <sub>2</sub> O <sub>3</sub> CsI	68 - 2900 7 - 10
JAERI	DOP	10 - 150
LACE-España	CsI	16 - 3000
SPARTA	CsI	7 *
UKAEA	Ni/Cr I <sub>2</sub>	15 - 1680 14 - 240
POSEIDON	I <sub>2</sub>	20 - 300 000

\* Only one test performed.

## 17. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について

### 17.1 はじめに

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価における原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について示す。

### 17.2 核分裂生成物の原子炉格納容器外への放出割合の設定について

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に当たっては、放射性物質の原子炉格納容器外への放出割合を「MAAP」コードと NUREG-1465 の知見を利用し評価している。

大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシナリオ(W/W ベント)でのMAAP解析による放出割合の評価結果(事故発生から 168 時間経過時点)を表 17-3 に示す。ただし、以下に示すとおり、表 17-3 の値は中央制御室の居住性評価に使用していない。

表 17-3 によると、高揮発性核種(CsI や CsOH)の放出割合( $10^{-6}$  オーダー)と比べ、中・低揮発性核種の放出割合が極めて大きい( $10^{-4}$  オーダー)という結果となっている。

一方、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故での観測事実から、事故が起こった場合に最も多く放出される粒子状の物質はよう素やセシウム等の高揮発性の物質であり、中・低揮発性の物質の放出量は高揮発性の物質と比べ少量であることが分かっている。

表 17-4 は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量であるが、希ガスや高揮発性核種(セシウムやよう素)が原子炉圧力容器外に全量のうち半分程度放出されている一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。

さらに、表 17-5 は、福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壤中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種(セシウムやよう素)であり、多くの中・低揮発性核種は不検出という結果となっている。

また、燃料からの核分裂生成物の放出及び移動挙動に関する実験結果より、各元素の放出挙動は以下のように整理されており\*、希ガスが高温で燃料からほぼ全量放出されるのに対し、それ以外の核種の放出挙動は雰囲気条件に依存するとしている。

希ガス：高温にて燃料からほぼ全量放出される。

I, Cs：高温にて燃料からほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

Sb, Te：高温にて燃料からほぼ全量放出される。また被覆管と反応した後、被覆管の酸化に伴い放出される。

Sr, Mo, Ru, Rh, Ba：雰囲気条件(酸化条件 or 還元条件)に大きな影響を受ける。

Ce, Np, Pu, Y, Zr, Nb：高温状態でも放出速度は低い。

注記\*：「化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及びアクチニドの放出挙動評価のための研究(JAEA-Review 2013-034, 2013 年 12 月)」

表 17-3 の評価結果はこれらの観測事実及び実験結果と整合が取れていない。これは、大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシナリオにおいては、MAAP 解析が中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。

MAAP 解析の持つ保守性としては、炉心が再冠水し溶融炉心の外周部が固化した後でも、燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において溶融プール中心部の温度を参照し放出量を評価していることや、炉心冠水時において燃料デブリ上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。「MAAP」コードの開発元である EPRI からも、再冠水した炉心からの低揮発性核種の放出について MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある旨の以下の報告がなされている。

- ・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種 (Ru 及び Mo) の放出について、低温の溶融燃料表面付近ではなく、溶融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため、MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある。
- ・Mo の放出量評価について、NUREG-1465 よりも「MAAP」コードの方が放出量を多く評価する。

なお、高揮発性核種 (セシウムやよう素) については炉心溶融初期に炉心外に放出されるため、上述の保守性の影響は受けにくいものと考えられる。

以上のことから、大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシナリオにおいて中・低揮発性核種の放出割合を評価する際、単に MAAP 解析による評価結果を採用すると、放出割合として過度に保守的な結果を与える可能性があるため、他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。

そこで、炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性を評価する際は、MAAP 解析による放出割合の評価結果以外に、海外での規制等にも活用されている NUREG-1465 (米国の原子力規制委員会 (NRC) で整備されたものであり、米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として、中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている) の知見を利用するものとした。このことにより、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った評価が可能となる。

なお、事故シーケンス「冷却材喪失 (大破断 LOCA) +ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における、炉心損傷開始から、原子炉圧力容器が破損するまでの MAAP 解析事象進展 (炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価における想定事故シナリオでは、当該事故シーケンスにおいて原子炉注水機能を使用することにより原子炉圧力容器破損には至らない) と NUREG-1465 の想定と比較は表 17-1 のとおりであり、NUREG-1465 の想定と MAAP 解析の事象進展に大きな差はなく、本評価において NUREG-1465 の知見は使用可能と判断した。

NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を表 17-6 に示す。

表 17-1 MAA P解析事象進展と NUREG-1465 の想定と比較

	燃料被覆管の損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉压力容器破損するまでの期間
MAA P	約 5 分～約 28 分* <sup>1</sup>	約 28 分～約 3.2 時間* <sup>2</sup>
NUREG-1465	～30 分	30 分～2 時間

注記\*1：炉心損傷開始（燃料被覆管温度1000K）～炉心溶融開始（燃料被覆管温度2500K）

\*2：原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における原子炉压力容器破損時間

各MAA P核種グループの放出割合の具体的な評価手法は以下に示すとおり。

(1) 希ガスグループ、CsI グループ、CsOH グループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては、格納容器からベントラインへの放出割合、格納容器から原子炉建物への漏えい割合ともにMAA P解析の結果得られた放出割合を採用する。

なお、Cs の放出割合は、CsI グループと CsOH グループの放出割合\*<sup>1</sup>\*<sup>2</sup>、及び、I 元素と Cs 元素の停止時炉内内蔵量より、以下の式を用いて評価する。

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T))$$

$F_{Cs}(T)$  : 時刻 T におけるセシウムの放出割合

$F_{CsOH}(T)$  : 時刻 T における CsOH グループの放出割合

$F_{CsI}(T)$  : 時刻 T における CsI グループの放出割合

$M_I$  : 停止直後の I 元素の停止時炉内内蔵量

$M_{Cs}$  : 停止直後の Cs 元素の停止時炉内内蔵量

$W_I$  : I の原子量

$W_{Cs}$  : Cs の原子量

注記\*1：「MAA P」コードでは化学的・物理的性質を考慮し核種をグループ分けしており、各グループの放出割合は、当該グループの停止時炉内内蔵量と放出重量の比をとることで評価している。

\*2：各核種グループの停止時炉内内蔵量は以下の手順により評価している。

- ① 「ORIGEN2」コードにより核種ごとの初期重量を評価する。
- ② ①の評価をもとに、同位体の重量を足し合わせ、各元素の重量を評価する。
- ③ ②の結果を「MAA P」コードにインプットし、「MAA P」コードにて、各元素の化合物の重量を評価する。



- ④ 各化合物は表 17-2 に示す核種グループに属するものとして整理している。核種グループの炉内内蔵量は、当該の核種グループに属する化合物の炉内内蔵量の和として評価している。

表 17-2 各核種グループの炉内内蔵量

核種グループ	各核種グループに対応する化合物	炉内内蔵量[kg] (安定核種を含む)
希ガス	Xe, Kr	約 <input type="text"/>
CsI	I	約 <input type="text"/>
TeO <sub>2</sub> , Te <sub>2</sub>	Te	約 <input type="text"/> *
SrO	Sr	約 <input type="text"/>
MoO <sub>2</sub>	Mo, Ru, Tc	約 <input type="text"/>
CsOH	Cs, Rb	約 <input type="text"/>
BaO	Ba	約 <input type="text"/>
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	La, Pr, Nd, Sm, Y, Zr, Nb	約 <input type="text"/>
CeO <sub>2</sub>	Ce, Np, Pu	約 <input type="text"/>
Sb	Sb	約 <input type="text"/>
UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	約 <input type="text"/>

注記\* : 表中に示すTe<sub>2</sub>の炉内内蔵量[kg]は、停止時に炉内に存在するTe元素の全量がTe<sub>2</sub>の形態で存在する場合の値に相当する。

(2) それ以外の核種グループ

中・低揮発性の核種グループについては、MAAP解析の結果得られた放出割合は採用せず、MAAP解析の結果から得られたCsの放出割合、希ガスグループの放出割合及びNUREG-1465の知見を利用し放出割合を評価する。

a. 格納容器からベントラインへの放出割合

放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一\*とし、Csの放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率が、168時間経過時点においてNUREG-1465で得られた比率に等しいとして、以下の評価式に基づき評価した。表 17-7 及び表 17-8 にNUREG-1465で評価された格納容器内への放出割合を示す。

$$F_i(T) = F_{\text{noble gas}}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{\text{Cs}}} \times \frac{F_{\text{Cs}}(168\text{h})}{F_{\text{noble gas}}(168\text{h})}$$

ここで、

$F_i(T)$  : 時刻 T における i 番目のMAAP核種グループ放出割合

$F_{\text{noble gas}}(T)$  : 時刻 T における希ガスグループの放出割合

$\gamma_i$  : NUREG-1465におけるi番目のMAAP核種グループに相当する核種グループの格納容器への放出割合

$\gamma_{Cs}$  : NUREG - 1465 における Cs に相当する核種グループの格納容器への放出割合

注記\* : 中・低揮発性の核種グループは、事故初期の燃料が高温となっているとき以外は殆ど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため、格納容器ベント後の燃料からの追加放出はほとんどなく、事故初期に格納容器内に放出され、格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考えられる。

格納容器ベントに伴い中・低揮発性核種は格納容器気相部からベントラインに流入するが、その流入の仕方、すなわち放出割合の経時的な振る舞いは、同じく格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

以上のことから、中・低揮発性の核種グループの「各時刻における放出割合」は、「各時刻における希ガスグループの放出割合」に比例するものとした。

b. 格納容器から原子炉建物への漏えい割合

放出割合の経時的な振る舞いは Cs と同一\*とし、Cs の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率は、168 時間経過時点において NUREG-1465 で得られた比率に等しいとして、以下の評価式に基づき評価した。

$$F_i(T) = F_{Cs}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}}$$

ここで、

$F_i(T)$  : 時刻 T における i 番目の MAA P 核種グループ放出割合

$\gamma_i$  : NUREG - 1465 における i 番目の MAA P 核種グループに相当する核種グループの格納容器への放出割合

$\gamma_{Cs}$  : NUREG - 1465 における Cs に相当する核種グループの格納容器への放出割合

注記\* : 中・低揮発性の核種グループは格納容器内で粒子状物質として振る舞い、沈着や格納容器スプレイ等により気相部から除去されると考えられる。また、事故発生後、格納容器の気相部からの除去が進んだ後は格納容器からの漏えいはほとんどなくなるものと考えられる。

本評価では、中・低揮発性の核種グループ同様、格納容器内で粒子状物質として除去される Cs を代表として参照し、中・低揮発性の核種グループの「各時刻における漏えい割合」を、「各時刻における Cs の漏えい割合」に比例するものとした。

表 17-3 MAA P解析による放出割合の評価結果  
 (炉心の著しい損傷が発生した場合における  
 中央制御室の居住性評価に使用しない)

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対する ベントラインへの流入割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 $9.0 \times 10^{-1}$
CsI	約 $4.4 \times 10^{-6}$
TeO <sub>2</sub>	約 $2.5 \times 10^{-8}$
SrO	約 $2.4 \times 10^{-4}$
MoO <sub>2</sub>	約 $7.1 \times 10^{-6}$
CsOH	約 $7.0 \times 10^{-6}$
BaO	約 $1.7 \times 10^{-4}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	約 $3.3 \times 10^{-5}$
CeO <sub>2</sub>	約 $3.3 \times 10^{-5}$
Sb	約 $3.8 \times 10^{-6}$
Te <sub>2</sub>	0
UO <sub>2</sub>	0
Cs*	約 $6.8 \times 10^{-6}$

注記\* : CsI グループと CsOH グループの放出割合から評価 (評価式は参考 1 を参照)

表 17-4 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量

(単位：%)

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	<sup>144</sup> Ce	<sup>154</sup> Eu	<sup>155</sup> Eu	<sup>90</sup> Sr	<sup>106</sup> Ru	<sup>125</sup> Sb	<sup>137</sup> Cs	<sup>139</sup> I	<sup>85</sup> Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	—	—	—	1	—	0.2	3	1	—
地階水、気相タンク類	0.01	—	—	2.1	0.5	0.7	47	(47)†	54
補助建屋	—	—	—	0.1	—	0.7	5	7	—
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

† 広範囲の I 濃度測定値と多量のデブリ(おもに地階水沈殿物)のため、ここでの保持量は炉心インベントリーを大きく上回る分析結果となってしまふ。したがって、ここに保持された I のインベントリーは Cs と同等であると考えらる。

出典： TMI-2 号機の調査研究成果 (渡会偵祐, 井上康, 榎田藤夫 日本原子力学会誌 Vol. 32, No. 4(1990))

表 17-5 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壤中の放射性核種\*

(単位: Bq/kg・乾土)

試料採取場所	【定点①】*1 グラント (西北西約500m)*2			【定点②】*1 野島の森 (西約500m)*2			【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2			④5.0号機リセス ビル前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物の 貯蔵庫1.2棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/25	3/25	3/24	
核種														
I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06		
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4		
Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05		
Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04		
Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05		
Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05		
Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05		
Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND		
Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02		
Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04		
Mo-99(約66時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND		
Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03		
La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03		
Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND		
Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.6E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND		

注記\*: 福島第一原子力発電所構内における土壤中の放射性物質の核種分析の結果について (続報) 別紙 2 (東京電力 HP)

表 17-6 NUREG-1465 の知見を用いた補正後の放出割合  
 (炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に使用)

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対する ベントラインへの流入割合 (事故発生から 168 時間後時点)
希ガス	約 $9.0 \times 10^{-1}$
CsI	約 $4.4 \times 10^{-6}$
TeO <sub>2</sub>	約 $1.4 \times 10^{-6}$
SrO	約 $5.4 \times 10^{-7}$
MoO <sub>2</sub>	約 $6.8 \times 10^{-8}$
CsOH	約 $7.0 \times 10^{-6}$
BaO	約 $5.4 \times 10^{-7}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	約 $5.4 \times 10^{-9}$
CeO <sub>2</sub>	約 $1.4 \times 10^{-8}$
Sb	約 $1.4 \times 10^{-6}$
Te <sub>2</sub>	0 <sup>*2</sup>
UO <sub>2</sub>	0 <sup>*2</sup>
Cs <sup>*1</sup>	約 $6.8 \times 10^{-6}$

注記\*1 : CsIグループとCsOHグループの放出割合から評価 (評価式は参考1を参照)

\*2 : 本評価において「Te<sub>2</sub>グループ」及び「UO<sub>2</sub>グループ」の放出割合のMAAP解析結果はゼロであるため、NUREG-1465の知見を用いた補正の対象外とした。

表 17-7 NUREG-1465 での原子炉格納容器内への放出割合

核種グループ	原子炉格納容器への放出割合*
Cs	0.25
TeO <sub>2</sub> , Sb, Te <sub>2</sub>	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO <sub>2</sub>	0.0025
CeO <sub>2</sub> , UO <sub>2</sub>	0.0005
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.0002

注記\* : NUREG-1465のTable 3.12 「Gap Release」の値と「Early In-Vessel」の値の和を参照 (NUREG-1465 では、「Gap Release」, 「Early In-Vessel」, 「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して原子炉格納容器内への放出割合を与えている。炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価における想定事故シナリオでは、原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和を用いる。)

表 17-8 NUREG-1465 (抜粋)

Table 3.8 Revised Radionuclide Groups

Group	Title	Elements in Group
1	Noble gases	Xe, Kr
2	Halogens	I, Br
3	Alkali Metals	Cs, Rb
4	Tellurium group	Te, Sb, Se
5	Barium, strontium	Ba, Sr
6	Noble Metals	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	Lanthanides	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	Cerium group	Ce, Pu, Np

Table 3.12 BWR Releases Into Containment\*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

\* Values shown are fractions of core inventory.

\*\* See Table 3.8 for a listing of the elements in each group

\*\*\* Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

## セシウムの放出割合の評価方法

## 1. セシウムの放出割合

## (1) CsI の形態で存在しているセシウム

全よう素が CsI の形態で存在するものとして整理する。CsI の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。

$$\text{CsI の初期重量[kg]} = M_I + M_I/W_I \times W_{Cs}$$

$$\text{CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]} = M_I/W_I \times W_{Cs}$$

よう素元素初期重量[kg] :  $M_I$

よう素原子量[-] :  $W_I$

セシウム原子量[-] :  $W_{Cs}$

## (2) CsOH の形態で存在しているセシウム

全セシウムが CsI と CsOH の形態で存在するものとして整理する。CsOH の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} \text{CsOH 初期重量中のセシウム重量[kg]} &= M_{Cs} - \text{CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]} \\ &= M_{Cs} - M_I/W_I \times W_{Cs} \end{aligned}$$

セシウム元素初期重量[kg] :  $M_{Cs}$

## (3) セシウムの放出量

MAAP 解析により CsI と CsOH の原子炉格納容器外への放出割合を評価

$$\text{セシウムの放出重量[kg]} = M_I/W_I \times W_{Cs} \times X + (M_{Cs} - M_I/W_I \times W_{Cs}) \times Y$$

X : CsI 放出割合 (MAAP 解析により得られる)

Y : CsOH 放出割合 (MAAP 解析により得られる)

## (4) セシウムの放出割合

(3) で得られたセシウムの放出量から、セシウムの放出割合を評価

$$\begin{aligned} \text{セシウムの放出割合} &= \text{セシウムの放出量} / \text{セシウム元素初期重量} \\ &= M_I/W_I \times W_{Cs}/M_{Cs} \times X + (1 - M_I/W_I \times W_{Cs}/M_{Cs}) \times Y \\ &= Y + M_I/M_{Cs} \times W_{Cs}/W_I (X - Y) \end{aligned}$$

## 18. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価におけるよう素の化学形態の設定について

よう素の化学形態に対する存在割合として、R.G.1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示された、よう素の存在割合を用いている。

よう素類の性状については、審査ガイドにて、適切に考慮するように記述されている。

よう素の化学形態に対する存在割合について、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定に用いた NUREG-1465 に記載はあるが、原子炉格納容器内の液相の pH が 7 以上の場合とされている（放出全よう素のうち、無機よう素は 5%を超えない、有機よう素は無機よう素の 3% (0.15%) を超えない (95%が粒子状)）。

pH 調整がされない可能性がある場合には、無機よう素への転換割合が大きくなるとの知見もあり、無機よう素の存在割合が大きくなれば有機よう素の存在割合も大きくなる。無機よう素は原子炉格納容器内での自然沈着により一定の低減効果が見込めるのに対し、有機よう素は同様の低減効果を見込めないことから、原子炉格納容器外部への放出の観点からは有機よう素の形態が重要である。

したがって、本評価ではよう素の化学形態毎の存在割合の設定について、以下のとおり検討し、設定した。

NUREG-1465 では、よう素の化学形態毎の存在割合に関して pH が 7 未満の場合での直接的な値の記述ではないが、よう素の化学形態毎の設定に関して、NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” を引用している。NUREG/CR-5732 では、pH とよう素の存在割合に係る知見として、pH の低下に伴って無機よう素への転換割合が増加する知見を示すとともに、pH 調整がなされる場合及びなされない場合それぞれについて、重大事故時のよう素化学形態に関して複数のプラントに対する評価を行っている。

pH 調整がなされている場合の結果を表 18-1、pH 調整がなされない場合の結果を表 18-2 に示す。BWR プラントである Grand Gulf 及び Peach Bottom の評価結果では、pH が調整されている場合は、ほぼ全量が I<sup>-</sup> となって粒子状よう素になるのに対して、pH が調整されていない場合には、無機よう素（ガス状及び液体状）となる割合が増加する。また、有機よう素についても、pH 調整されている場合よりも、pH 調整されていない場合の方が、より多くなる結果が示されている。

このように、重大事故時の環境条件を考慮した今回の評価の場合には、NUREG/CR-5732 で示される pH 調整されていない Grand Gulf 及び Peach Bottom の評価結果によるよう素の存在割合に近いこと、被ばく評価上の保守性等も考慮した適切な評価条件を設定すること、という観点から考察し、表 18-3 に示す R.G.1.195 のヨウ素の化学形態毎の存在割合を用いることとした。



表 18-1 重大事故時の pH 調整した場合のよう素化学形態

(NUREG/CR-5732, Table 3.6)

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I <sub>2</sub> (g)	I <sub>2</sub> (ℓ)	I <sup>-</sup> (ℓ)	CH <sub>3</sub> I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004
Sequoyah	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004
Surry	TMLB' γ	1.9	0.03	98.0	0.03
	AB γ	2.4	0.03	97.5	0.03

表 18-2 重大事故時の pH 調整を考慮しない場合のよう素化学形態

(NUREG/CR-5732, Table 3.7)

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I <sub>2</sub> (g)	I <sub>2</sub> (ℓ)	I <sup>-</sup> (ℓ)	CH <sub>3</sub> I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07
Sequoyah	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4
Surry	TMLB' γ	97.1	1.5	0.7	0.7
	AB γ	97.6	1.2	0.6	0.6

表 18-3 NUREG-1465 と R. G. 1. 195 におけるよう素の化学形態毎の存在割合の比較

(単位 : %)

	NUREG-1465	R. G. 1. 195
無機よう素	4.85	91
有機よう素	0.15	4
粒子状よう素	95	5

19. 中央制御室の居住性評価(炉心の著しい損傷)に係る被ばく評価における NUREG-1465 を用いた評価とMAAP解析での評価の比較について

19.1 はじめに

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価における NUREG-1465 を用いた評価とMAAP解析での評価の比較についてに示す。

19.2 大破断 LOCA 時における放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合について

大破断 LOCA 時における環境中へのセシウム放出量の評価では、原子炉格納容器内へのセシウムの放出割合としてMAAP解析結果を適用している。

原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は米国の代表的なソースタームである NUREG-1465\*においても整理されており、NUREG-1465 で整理された値を使用することで環境中へのセシウムの放出量を評価することができると考えられる。

以下では、原子炉格納容器内へのセシウムの放出割合についてMAAP解析結果と NUREG-1465 を比較し、MAAP解析結果の適用性を検討した。

注記\* : NUREG-1465 では、NUREG-1150 (米国の代表プラントのPRA) で検討されたすべての事故シーケンスについてレビューを行い、更にいくつかのシーケンスに対するソースタームコードパッケージ(「STCP」)や「MELCOR」コードによる追加解析が行われて、ソースタームが検討されている(表 19-1 参照)。検討された事故シーケンスは、本評価で対象としている「冷却材喪失(大破断 LOCA) + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」シナリオと同様、炉心が溶融し原子炉圧力容器が低圧で破損する事故シーケンスである。

また、NUREG-1465 では、当該文書中に示された原子炉格納容器への放出割合は、保守的に選ばれた損傷燃料からの放射性物質の初期放出を除いて、低圧での炉心溶融事故に関する保守的又は限界的な値を意図しているものではなく、代表的又は典型的な値を意図しているものとしている。

表 19-1 NUREG-1465 で検討された事故シーケンス (BWR)

プラント	シーケンス	説明
Peach Bottom	TC1	ATWS(原子炉減圧なし)
	TC2	ATWS(原子炉減圧あり)
	TC3	TC2(ウェットウェルベントあり)
	TB1	SBO(バッテリー枯渇)
	TB2	TB1(ベッセル破損時に格納容器破損)
	S2E1	LOCA( )、ECCS及びADS不動作
	S2E2	S2E1、玄武岩系コンクリート
	V	格納容器外RHR配管破断
	TBUX	SBO(全DC電源喪失)
	LaSalle	TB
Grand Gulf	TC	ATWS(早期格納容器破損によるECCS故障)
	TB1	SBO(バッテリー枯渇)
	TB2	TB1、H <sub>2</sub> 燃焼による格納容器破損
	TBS	SBO(ECCS不動作、原子炉減圧あり)
	TBR	TBS、ベッセル破損後のAC復旧

SBO	全交流電源喪失
RCP	原子炉冷却系ポンプ
ADS	自動減圧系
LOCA	冷却材喪失事故
RHR	残留熱除去系
ATWS	スクラム失敗

Station Blackout

ATWS

Total Mean Core Damage Frequency: 4.5E-6  
Peach Bottomの内部的事故の炉心損傷頻度平均値の内訳 (NUREG-1150)

(1) NUREG-1465 との比較

放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合について、NUREG-1465 に示された値 (BWR プラント, Gap Release と Early In-Vessel の和) と、「冷却材喪失 (大破断 LOCA) +ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオのMAAP解析結果\*を図 19-1 に示す。

注記\* : 放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合は、残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功する場合と格納容器ベントを実施する場合とでほとんど同じMAAP解析結果となる。図 19-1 では、格納容器フィルタベント系を用いて事象収束に成功する場合のMAAP解析結果を代表として示した。

図 19-1 より、セシウム及びヨウ素の原子炉格納容器内への放出割合については、MAAP解析と NUREG-1465 とともに数割程度となっており、MAAP解析結果の方が大きくなっている。また、希ガスについては両者に差はあまりなく、NUREG-1465 では全量、MAAP解析結果においてもほぼ全量となっている。

仮にセシウムの原子炉格納容器内への放出割合として NUREG-1465 の値を参照した場合、セシウムの放出量として代表的又は典型的な値が評価されると考えられるが、本評価では、評価対象とする事故シナリオ「冷却材喪失 (大破断 LOCA) +ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオのMAAP解析結果が得られており、また、その値が NUREG-1465 と比べて大きいことから、MAAP解析結果を参照することは適切であると考えられる。

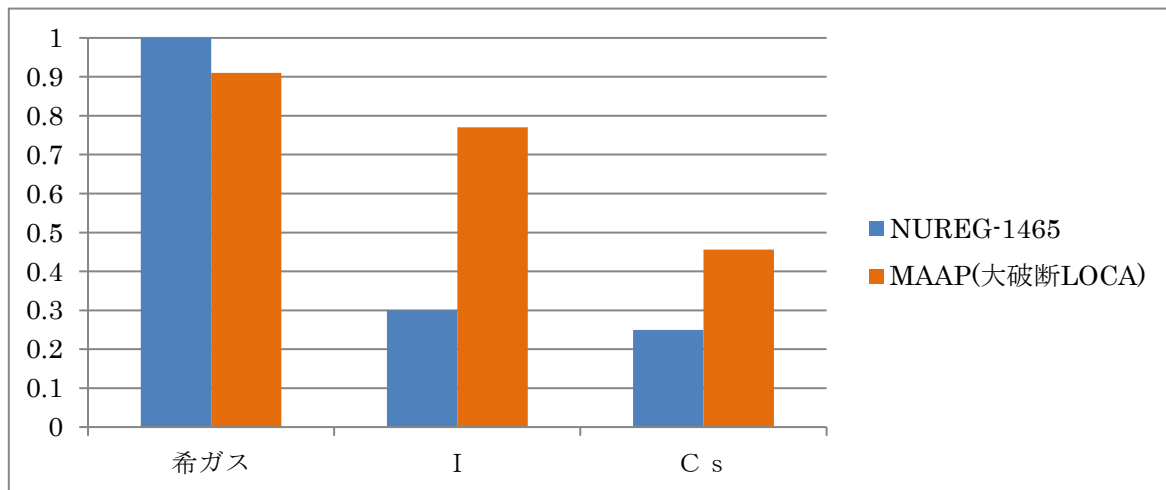


図 19-1 原子炉格納容器内への放出割合の比較 (MAAP解析結果は格納容器フィルタベント系を用いて事象収束に成功する場合のものを参照)

## 20. 待避時間の設定根拠について

中央制御室では、フィルタベント実施時における放射性物質による運転員の被ばく低減のために中央制御室待避室に待避することとしており、中央制御室の居住性評価においては待避時間を10時間としている。

待避時間の設定については、運転員の実効線量が100mSv/7日間を超えないよう、余裕を考慮し、設備、運用等を整備している。また、継続的に作業可能な線量率として数mSv/hとなるよう、中央制御室の居住性評価においては、待避室外の空間線量率が数mSv/h以下になるまでは、待避室に待避することを想定して評価している。

なお、実際には被ばく低減の観点から、さらに空間線量率が低減した段階で待避室から退出できるよう、加圧用空気ポンペの本数は10時間以上加圧ができる本数を設置することとしている。

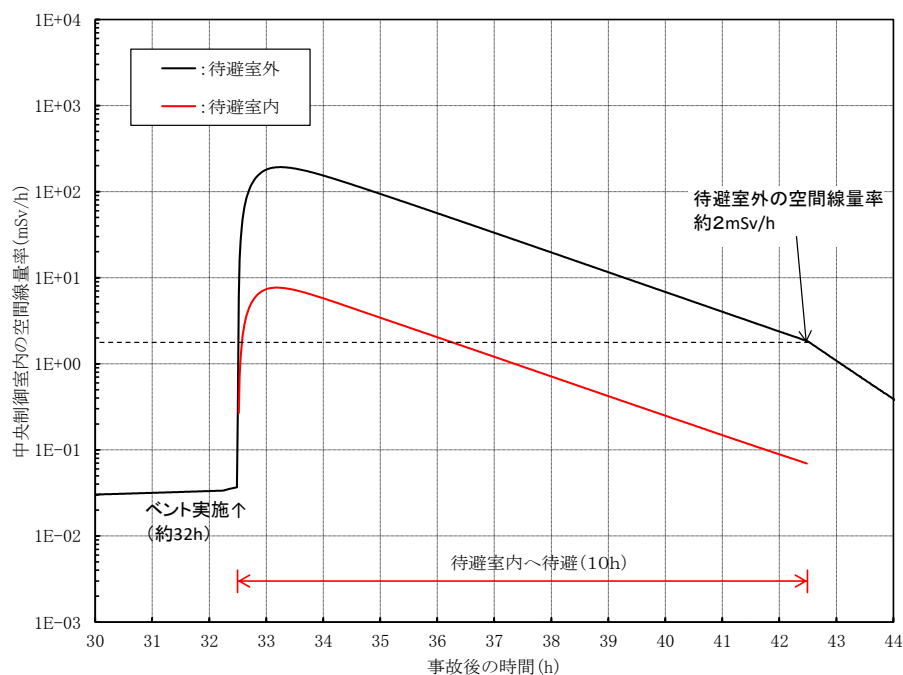


図 20-1 待避室内外の空間線量率

21. 中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ保持容量及び吸着容量について

中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタは、十分な保持容量及び吸着容量を有する設計とする。以下に放射性微粒子保持容量及びよう素吸着容量を示す。

21.1 中央制御室非常用再循環処理装置の粒子用高効率フィルタの放射性微粒子保持容量

中央制御室非常用再循環処理装置の粒子用高効率フィルタの放射性微粒子の保持容量は、約 13kg である。

21.2 中央制御室非常用再循環処理装置のチャコールフィルタのよう素吸着容量

中央制御室非常用再循環処理装置のチャコールフィルタの活性炭充てん量は約 1072kg であり、よう素吸着容量は約 2.6kg となる。

中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ保持容量及び吸着容量を表 21-1 に示す。

表 21-1 中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ保持容量及び吸着容量

(単位：kg)

	保持容量／吸着容量
粒子用高効率フィルタ	約 13
チャコールフィルタ	約 2.6

22. 中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタ内放射性物質からの被ばくについて

中央制御室は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタを通過した外気で正圧化する設計としており、中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタには放射性物質が取り込まれることが想定される。ここでは、中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタに取り込まれた放射性物質が中央制御室に滞在する運転員に与える被ばく影響について評価する。

評価条件を表 22-1 に、評価モデルを図 22-1 に示す。なお、相対濃度は添付書類VI-1-7-3「中央制御室の居住性に関する説明書」と同じ値を用いる。また、評価モデルは、図 22-2 に示す中央制御室非常用再循環処理装置の設置位置を基に設定し、評価点は、保守的にフィルタの階下にある運転員控室とする。

評価の結果、中央制御室非常用再循環処理装置のフィルタからの被ばくは線量率が最大となる事故後約 35 時間において約  $3.6 \times 10^{-2}$  mSv/h となり、十分小さいため、他の被ばく経路からの被ばく線量と合算しても、運転員の実効線量は 7 日間で 100mSv を超えないことを確認した。

表 22-1 評価条件

項目	評価条件	選定理由
評価シナリオ	大破断 LOCA+ECCS 機能喪失+全交流電源喪失時に W/W ベントを実施する場合	フィルタに捕集される放射線量の観点から保守的シナリオであるため、代表として選定
フィルタに吸着される放射性物質	有機よう素及び無機よう素 (フィルタ捕集効率：95%)	フィルタに捕集される放射性物質のうち、被ばく影響に支配的な放射性物質として選定。なお、フィルタの捕集効率は居住性の評価で用いた値と同じとした。
中央制御室非常用再循環処理装置の台数	1 台	運用をもとに設定
中央制御室非常用再循環送風機の運転条件	事故発生 2 時間後から 7 日後まで。	運用をもとに設定
評価点	運転員控室	距離及び遮蔽厚の観点から保守的な運転員控室にて代表
評価コード	「QAD-CGGP2R」コード	—

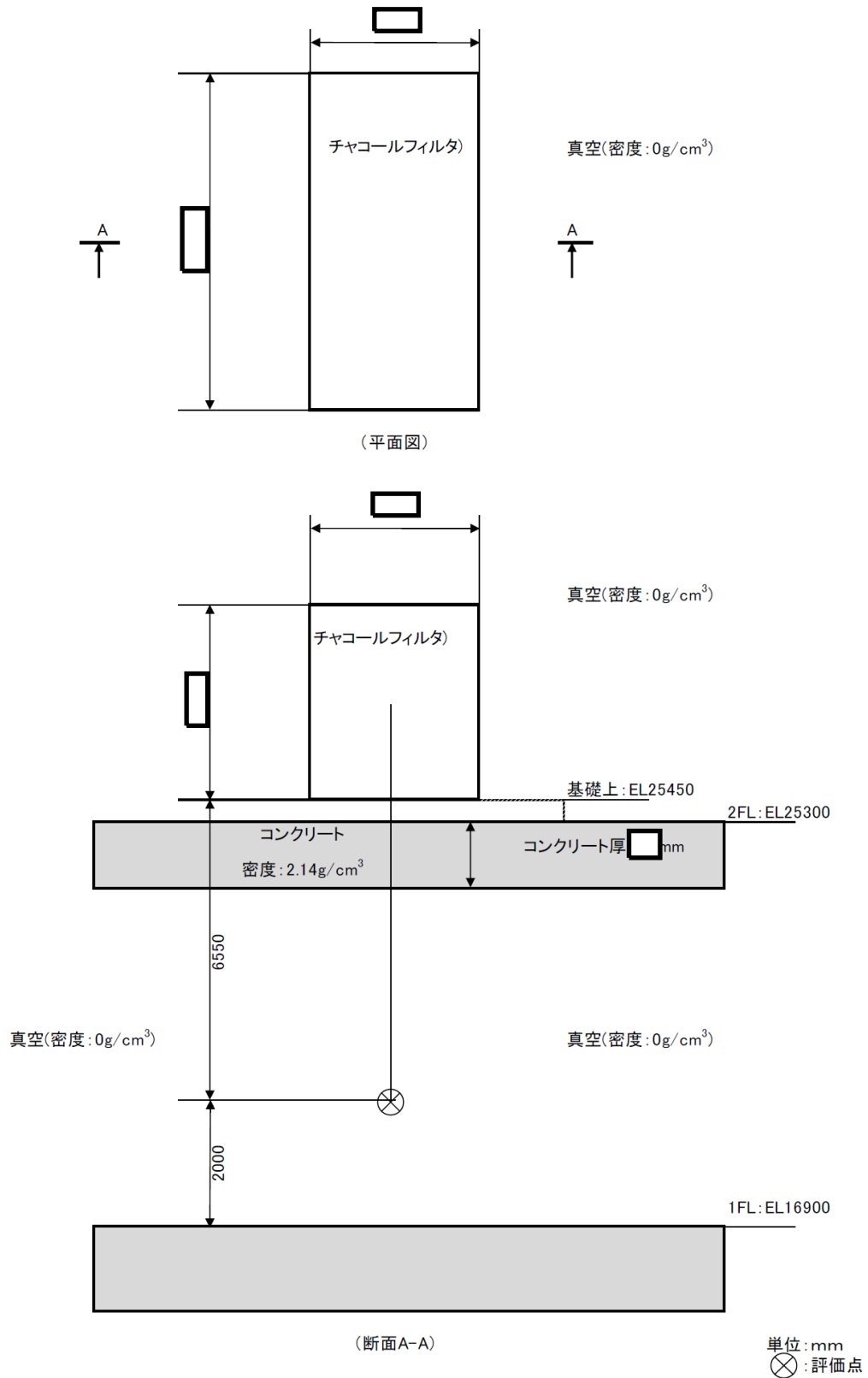


図 22—1 評価モデル

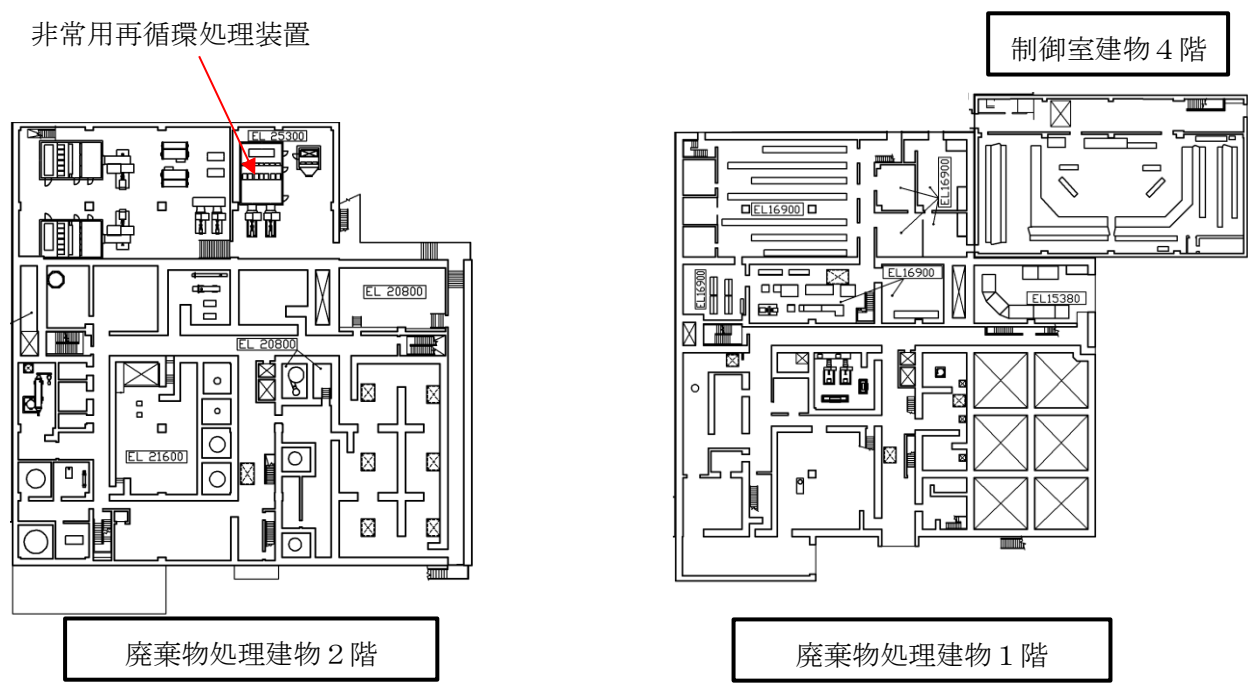


図 22—2 中央制御室非常用再循環処理装置の設置位置



## 23. 全面マスクによる防護係数について

重大事故等時の居住性に係る被ばく評価において、以下の検討を踏まえ、全面マスクによる防護係数を 50 として使用する。

### 23.1 厚生労働省労働基準局長通知について

「電離放射線障害防止規則の一部を改正する省令の施行等について」（基発 0412 第 1 号 都道府県労働局長あて厚生労働省労働基準局長通知）によると、「200 万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が 10 ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を 1 年につき 1 ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50 以上の防護係数を期待できる捕集効率 99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること」としている。

#### ●以下、電離放射線障害防止規則（最終改正：令和3年4月1日）抜粋

第三十八条事業者は、第二十八条の規定により明示した区域内の作業又は緊急作業その他の作業で、第三条第三項の厚生労働大臣が定める限度を超えて汚染された空気を吸入するおそれのあるものに労働者を従事させるときは、その汚染の程度に応じて防じんマスク、防毒マスク、ホースマスク、酸素呼吸器等の有効な呼吸用保護具を備え、これらをその作業に従事する労働者に使用させなければならない。

#### ●以下、基発0412第1号（平成25年4月12日）抜粋

キ 保護具（第 38 条関係）

①第1項の「有効な呼吸用保護具」は、次に掲げる作業の区分及び事故由来廃棄物等の放射能濃度の区分に応じた捕集効率を持つ呼吸用保護具又はこれと同等以上のものをいうこと。

	放射能濃度 200 万 Bq/kg 超	放射能濃度 50 万 Bq/kg 超 200 万 Bq/kg 以下	放射能濃度 50 万 Bq/kg 以下
高濃度粉じん作業（粉じん濃度 10mg/m <sup>3</sup> 超の場所における作業）	捕集効率 99.9%以上 （全面型）	捕集効率 95%以上	捕集効率 80%以上
高濃度粉じん作業以外の作業（粉じん濃度 10mg/m <sup>3</sup> 以下の場所における作業）	捕集効率 95%以上	捕集効率 80%以上	

②防じんマスクの捕集効率については、200万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が10ミリグラム毎立方メートルを超える場

所における作業を行う場合、内部被ばく線量を1年につき1ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50以上の防護係数を期待できる捕集効率99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること。

## 23.2 全面マスクの防護係数 50 について

空気中の放射性物質の濃度が「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 別表第一 第四欄」の十分の一を超える場合、全面マスクを着用する。

全面マスクを納入しているマスクメーカーにおいて、全面マスク（よう素用吸収缶）についての除染係数を検査している。本検査は、放射性ヨウ化メチルを用い、除染係数を算出したものである。その結果は、 $DF \geq 1.21 \times 10^3$  と十分な除染係数を有することを確認した。（フィルタの透過率は0.083%以下）

表 23-1 マスクメーカーによる除染係数検査結果  
CA-N4RI（吸収缶）放射性ヨウ化メチル通気試験

入口濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	4 時間後		10 時間後		試験条件
	出口濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	DF 値	出口濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	DF 値	
$9.45 \times 10^{-2}$	ND ( $4.17 \times 10^{-7}$ )	$2.27 \times 10^5$	$8.33 \times 10^{-7}$	$1.13 \times 10^5$	試験流量：20L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
$7.59 \times 10^{-5}$	ND ( $6.25 \times 10^{-8}$ )	$1.21 \times 10^3$	ND ( $2.78 \times 10^{-8}$ )	$2.73 \times 10^3$	

ND：検出限界値未満（括弧内が検出限界値）

また、同じくマスクメーカーにより全面マスクの漏れ率を検査しており、最大でも0.01%であった。

以上のことから、JIS T 8150:2006「呼吸用保護具の選択、使用及び保守管理方法」の防護係数の求め方に従い、漏れ率と除染係数（フィルタ透過率）から計算される防護係数は約1075であった。

$$\begin{aligned} \text{防護係数(PF)} &= 100 / \{ \text{漏れ率} (\%) + \text{フィルタ透過率} (\%) \} \\ &= 100 / (0.01 + 0.083) \approx 1075 \end{aligned}$$

ただし、全面マスクによる防護係数については、着用者個人の値であり、実作業時の防護係数は、より低下する可能性があるため、講師による指導のもとフィッティングテスターを使用した全面マスク着用訓練を行い、漏れ率（フィルタ透過率を含む）2%を担保できるように正しく全面マスクを着用できていることを確認している。

このため、全面マスクによる防護係数は、50 とする。なお、全面マスク着用訓練については、今後とも、さらに教育・訓練を進めていき、マスク着用の熟練度を高めていく。

## 24. エアロゾル粒子の乾性沈着速度について

### 24.1 はじめに

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価におけるエアロゾル粒子の乾性沈着速度の設定について示す。

### 24.2 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について

中央制御室の居住性評価では、地表面へのエアロゾル粒子の沈着速度として乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮した沈着速度 (1.2cm/s) を用いており、沈着速度の評価に当たっては、乾性沈着速度として 0.3cm/s を用いている。乾性沈着速度の設定の考え方を以下に示す。エアロゾル粒子の乾性沈着速度は、NUREG/CR-4551<sup>\*1</sup>に基づき 0.3cm/s と設定した。

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

また、W.G.N.Slinn の検討<sup>\*2</sup>によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると  $0.1\mu\text{m}$ ~ $5\mu\text{m}$  の粒径では沈着速度は 0.3cm/s 程度 (図 24-1) である。以上のことから、中央制御室の居住性に係る線量影響評価におけるエアロゾル粒子の乾性の沈着速度として 0.3cm/s を適用できると判断した。

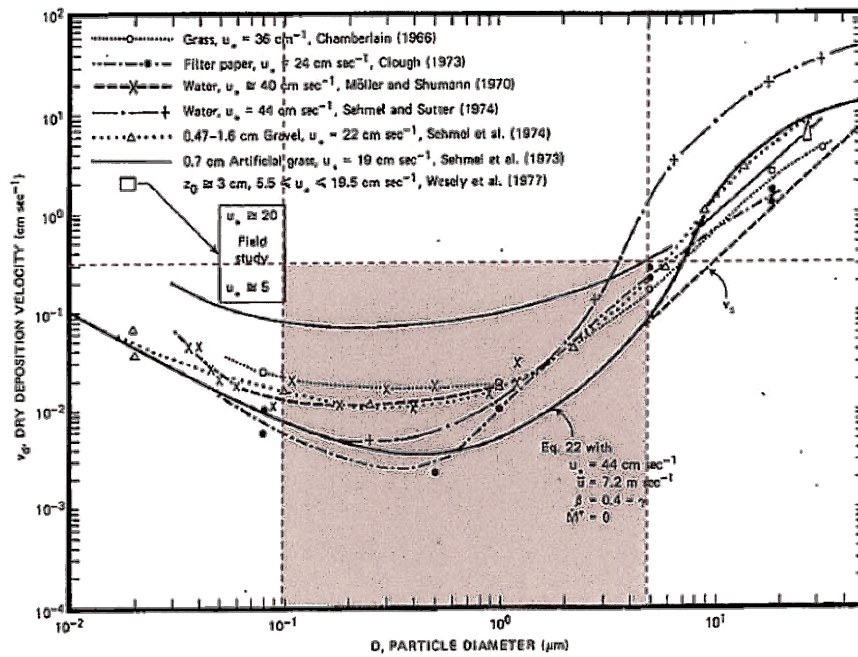


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.<sup>1,2-5</sup> The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for  $u_*$  and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図 24-1 様々な粒径における乾性沈着速度 (Nuclear Safety Vol.19\*<sup>2</sup>)

注記\*1: J.L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

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

(参考)

### 炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の粒径について

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として本評価で設定している「 $0.1\mu\text{m}$  以上」は、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

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

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

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

表1 炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の粒径についての文献調査結果

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

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

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

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

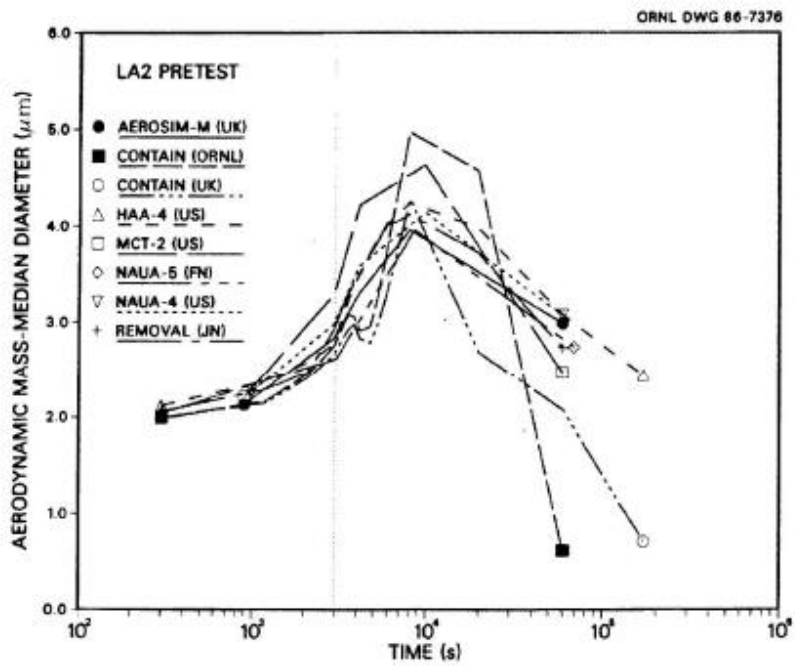


Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.

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

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

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

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

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

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

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

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

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



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

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

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

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

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

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

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

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

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

## 9.2.1 Aerosols in the RCS

### 9.2.1.1 AECL

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

### 9.2.1.2 PBF-SFD

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

## 9.2.2 Aerosols in the containment

### 9.2.2.1 PHÉBUS FP

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

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

## 25. 地表面への沈着速度の設定について

### 25.1 はじめに

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価における地表面への沈着速度の設定について示す。

### 25.2 地表面への沈着速度の設定について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては、地表面への沈着速度として、乾性沈着及び湿性沈着を考慮した沈着速度（エアロゾル粒子及び無機よう素：1.2cm/s，有機よう素： $4.0 \times 10^{-3}$ cm/s）を用いている。

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和51年9月28日原子力委員会決定，一部改訂平成13年3月29日）の解説において、葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮するときに、「降水時における沈着率は、乾燥時の2～3倍大きい値となる」と示されている。これを踏まえ、湿性沈着を考慮した沈着速度は、乾性沈着による沈着も含めて乾性沈着速度（「24. エアロゾルの乾性沈着速度について」，「26. 有機よう素の乾性沈着速度について」を参照）の4倍と設定した。

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

#### (1) 検討手法

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

##### a. 乾性沈着率

乾性沈着率は「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル3PSA編）：2008」（社団法人日本原子力学会）（以下「学会標準」という。）解説4.7を参考に評価した。「学会標準」解説4.7では使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが、ここでは被ばく評価手法（内規）[【解説5.3】(1)]に従い評価した、放出源高さの相対濃度を用いた。

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

ここで、

$\left(\frac{\chi}{Q}\right)_D(x,y,z)_i$ ：時刻*i*での乾性沈着率[1/m<sup>2</sup>]

$\chi/Q(x,y,z)_i$ ：時刻*i*での相対濃度[s/m<sup>3</sup>]

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

##### b. 湿性沈着率

降雨時には、評価点上空の放射性核種の地表への沈着は、降雨による影響を受ける。湿性沈着率 $\chi/Q(x,y)$ は「学会標準」解説4.11より以下のように表される。

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

ここで、

$(\chi/Q)_w(x,y)_i$  : 時刻 i での湿性沈着率[1/m<sup>2</sup>]

$\chi/Q(x,y,0)_i$  : 時刻 i での地表面高さでの相対濃度[s/m<sup>3</sup>]

$\Lambda_i$  : 時刻 i でのウォッシュアウト係数[1/s]  
 (=  $9.5 \times 10^{-5} \times pr_i^{0.8}$  学会標準より)

$Pr_i$  : 時刻 i での降水強度[mm/h]

$\Sigma_{zi}$  : 時刻 i での建物影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅[m]

$h$  : 放出高さ[m]

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

$$\frac{\text{乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97\%値}}{\text{乾性沈着率の累積出現頻度 97\%値}} = \frac{\left( V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[-\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right] \right)_{97\%}}{\left( V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \right)_{97\%}} \cdot \cdot \cdot \textcircled{3}$$

## (2) 検討結果

表 25-1 に中央制御室滞在時及び入退域時の評価点についての検討結果を示す。

乾性沈着率に放出源と同じ高さの相対濃度を用いたとき、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値と、乾性沈着率の累積出現頻度 97%値の比は約 1.0~1.4 倍程度となった。

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

表 25-1 沈着率評価結果

放出源及び 放出源高さ*	評価点	①乾性沈着率 (1/m <sup>2</sup> )	②乾性沈着率 +湿性沈着率 (1/m <sup>2</sup> )	比 (②/①)
格納容器 フィルタベント 系排気管 (地上 50m)	中央制御室中心	約 1.5×10 <sup>-6</sup>	約 1.9×10 <sup>-6</sup>	約 1.3
	中央制御室空調換 気系給気口	約 1.7×10 <sup>-6</sup>	約 2.1×10 <sup>-6</sup>	約 1.2
	原子炉補機冷却系 熱交換器室入口	約 2.2×10 <sup>-6</sup>	約 2.3×10 <sup>-6</sup>	約 1.0
原子炉 建物中心 (地上 0m)	中央制御室中心	約 3.2×10 <sup>-6</sup>	約 3.7×10 <sup>-6</sup>	約 1.2
	中央制御室空調換 気系給気口	約 3.6×10 <sup>-6</sup>	約 4.3×10 <sup>-6</sup>	約 1.2
	原子炉補機冷却系 熱交換器室入口	約 4.5×10 <sup>-6</sup>	約 4.6×10 <sup>-6</sup>	約 1.0
排気筒 (非常用ガ ス処理系用) (地上 110m)	中央制御室中心	約 8.3×10 <sup>-7</sup>	約 1.1×10 <sup>-6</sup>	約 1.4
	中央制御室空調換 気系給気口	約 8.7×10 <sup>-7</sup>	約 1.2×10 <sup>-6</sup>	約 1.4
	原子炉補機冷却系 熱交換器室入口	約 3.9×10 <sup>-7</sup>	約 4.8×10 <sup>-7</sup>	約 1.2

注記\*：放出源高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮

## 26. 有機よう素の乾性沈着速度について

### 26.1 はじめに

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価における有機よう素の乾性沈着速度の設定について示す。

### 26.2 有機よう素の乾性沈着速度について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価では、原子炉建物から放出されるよう素のうち、無機よう素はエアロゾル粒子と同じ沈着速度を用いた。有機よう素についてはエアロゾル粒子とは別に、乾性沈着速度として、NRPB-R322を参照し $10^{-3}$ cm/sと設定した。以下にその根拠を示す。

#### (1) 英国放射線防護庁 (NRPB) による報告

英国放射線防護庁大気拡散委員会による年次レポート (NRPB-R322\*) に沈着速度に関する報告がなされている。本レポートでは、有機よう素について、植物に対する沈着速度に関する知見が整理されており、以下のとおり報告されている。

- ・植物に対する沈着速度の“best judgement”として $10^{-5}$ m/s ( $10^{-3}$ cm/s) を推奨

#### (2) 日本原子力学会による報告

日本原子力学会標準レベル 3PSA 解説 4.8 に沈着速度に関する以下の報告がなされている。

- ・ヨウ化メチルは非反応性の化合物であり、沈着速度が小さく、実験で $10^{-4}$ ~ $10^{-2}$ cm/sの範囲である。
- ・ヨウ化メチルの沈着は、公衆のリスクに対し僅かな寄与をするだけであり、事故影響評価においてはその沈着は無視できる。

以上のことから、有機よう素の乾性沈着速度はエアロゾル粒子の乾性沈着速度 0.3cm/s に比べて小さいことが言える。

また、原子力発電所構内は、コンクリート、道路、芝生及び木々で構成されているが、エアロゾル粒子の沈着速度の実験結果 (NUREG/CR-4551) によると、沈着速度が大きいのは芝生や木々であり、植物に対する沈着速度が大きくなる傾向であった。

したがって、有機よう素の乾性沈着速度として、NRPB-R322 の植物に対する沈着速度である $10^{-3}$ cm/sを用いるのは妥当と判断した。

注記 \* : NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

### 2.2.2 Meadow grass and crops

#### *Methyl iodide*

There are fewer data for methyl iodide than for elemental iodine, but all the data indicate that it is poorly absorbed by vegetation, such that surface resistance is by far the dominant resistance component. The early data have been reviewed elsewhere (Underwood, 1988; Harper *et al*, 1994) and no substantial body of new data is available. The measured values range between  $10^{-6}$  and  $10^{-4}$   $\text{m s}^{-1}$  approximately. Again, there are no strong reasons for taking  $r_s$  to be a function of windspeed, so it is recommended that  $v_d$  is taken to be a constant. Based on the limited data available, the 'best judgement' value of  $v_d$  is taken as  $10^{-5}$   $\text{m s}^{-1}$  and the 'conservative' value as  $10^{-4}$   $\text{m s}^{-1}$ . Where there is uncertainty as to the chemical species of the iodine, it is clearly safest to assume that it is all in elemental form from the viewpoint of making a conservative estimate of deposition flux.

### 2.2.3 Urban

#### *Methyl iodide*

There appear to be no data for the deposition of methyl iodide to building surfaces: the deposition velocity will be limited by adsorption processes and chemical reactions (if any) at the surface, for which specific data are required. No recommendations are given in this case. For vegetation within the urban area (lawns and parks etc), it is recommended that the values for extended grass surfaces be used.

## 27. 遮蔽モデル上でのブローアウトパネルの扱いと影響評価

### 27.1 遮蔽モデル上でのブローアウトパネルの扱い

原子炉二次遮蔽をモデル化するにあたり、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルによる遮蔽厚の差は考慮していない。これは、原子炉二次遮蔽内の構造物（床や内壁、原子炉格納容器等）を詳細にモデル化しない等の保守性を含め、モデルの単純化を行っていることによる。

### 27.2 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルによる影響

島根2号機の原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルと中央制御室との位置関係を図27-1に示す。

図27-1のとおり、島根2号機の中央制御室は原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの扉厚の方向になく、原子炉建物や廃棄物処理建物の屋根、壁、床等により直視できないため、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの遮蔽厚さに関わらず、評価結果には影響しない設計となっている。

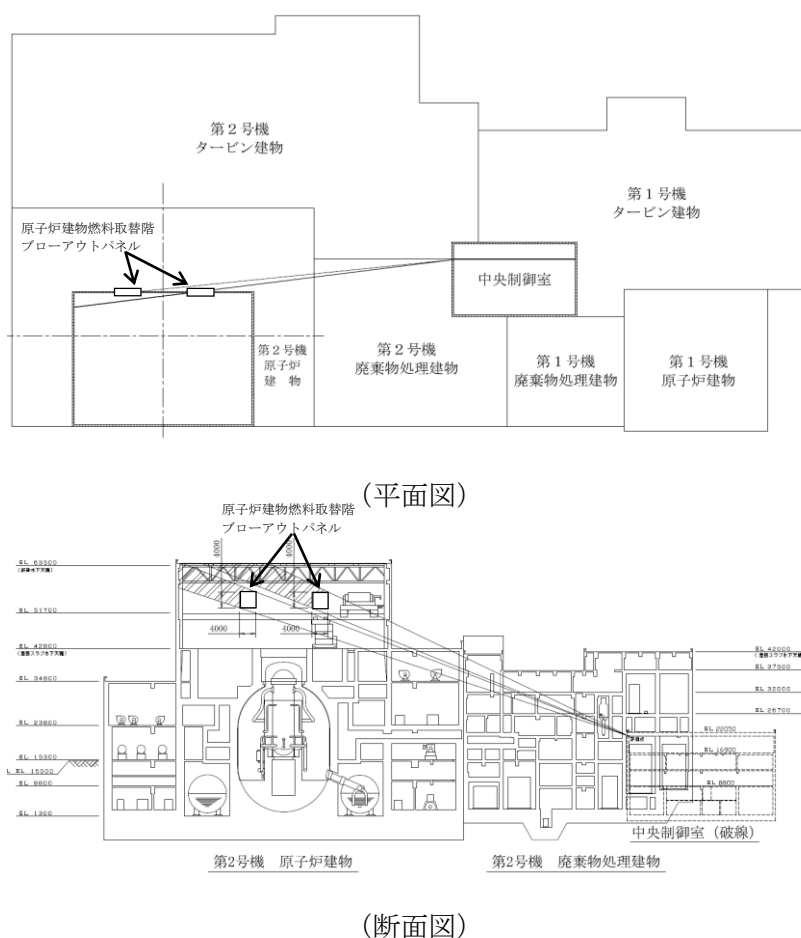


図27-1 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルと中央制御室との位置関係



28. 中央制御室に保管する飲食料等について

中央制御室に保管する飲食料等の数量とその考え方については、表 28-1 に示すとおりである。

表 28-1 中央制御室に保管する飲食料等

品名	配備数 <sup>*1</sup>
飲食料	
・食料	210 食 <sup>*2</sup>
・飲料水(1.5 リットル)	140 本 <sup>*3</sup>
簡易トイレ	1 式
安定よう素剤	160 錠 <sup>*4</sup>

注記\*1：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う。）

\*2：10 名（1，2 号機運転員 9 名＋余裕，以下同様）×7 日×3 食

\*3：10 名×7 日×2 本

\*4：10 名×8 錠（初日 2 錠＋2 日目以降 1 錠／日×6 日）×2 交替

なお、中央制御室待避室に待避する場合は、表 28-1 に示す飲食料等から必要数\*を中央制御室待避室内に持ち込む運用を想定している。

注記\*：食料 5 食，飲料水 5 本，簡易トイレ一式

## 29. 重大事故等時の一次遮蔽の熱除去の評価について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性評価(以下「居住性評価」という)においては、原子炉一次遮蔽が十分なコンクリート厚さを有しているため、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線の影響は無視できるほど小さく考慮していない。ここでは、重大事故等時の原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による原子炉一次遮蔽の温度上昇を考慮した原子炉一次遮蔽の熱除去の評価を行い、原子炉一次遮蔽の遮蔽機能上問題ないことを確認する。

熱除去の評価では、伝熱理論に基づいた解析手法により遮蔽体の温度上昇を計算する。評価に当たっては、線量計算で求める遮蔽体のガンマ線入射線束よりガンマ発熱量を求めて遮蔽体の温度上昇を計算し、その結果が、コンクリートのガンマ線遮蔽能力に対する温度制限値以下となることを確認する。

### 29.1 ガンマ線発熱量の評価

想定事象としては、居住性評価に用いている「大破断 LOCA+ECCS 機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオにおいて格納容器フィルタベント系を用いて事象収束する場合とし、ガンマ線による発熱量評価の対象線源は原子炉格納容器内の放射性物質及び原子炉棟内に放出された放射性物質とする。

評価に用いる放射能濃度は、居住性評価の評価期間である7日間の放射能濃度分布を基に設定する。放射能濃度を基に算出したガンマ線線源強度を表 29-1 に示す。また、「QAD-CGGP2R」コードを使用し、対象線源からの吸収線量を評価する。原子炉建物及び原子炉格納容器の立面図を図 29-1、原子炉一次遮蔽の吸収線量評価に使用した計算モデル及び評価点を図 29-2 に示す。

なお、原子炉格納容器内及び原子炉棟内の配管、支持構造物等による自己遮蔽効果については保守的に考慮しない。

### 29.2 温度上昇の計算方法

29.1 により得られたガンマ線吸収線量の分布を用いた原子炉一次遮蔽内部発熱、原子炉一次遮蔽表面(ライナプレート)の熱伝達率及びコンクリートの熱伝導率を用いて、原子炉一次遮蔽内部の温度分布を求める。温度分布の計算には以下の熱伝導方程式を用い、原子炉一次遮蔽内側、外側の境界条件を設定し、収束計算により温度分布を求める。なお、コンクリート密度は  $2.14\text{g}/\text{cm}^3$ 、ライナプレート(鋼材)の密度は  $7.8\text{g}/\text{cm}^3$  を用いる。

$$\lambda \frac{d^2T}{dx^2} + Q(x) = 0$$

$\lambda$  : 熱伝導率 ( $\text{kJ}/(\text{cm}\cdot\text{h}\cdot\text{K})$ )

$Q(x)$  : 原子炉一次遮蔽内側表面からの距離  $x$  における発熱量\*1  
( $\text{kJ}/(\text{cm}^3\cdot\text{h})$ )

また、遮蔽表面の境界条件は次式で与えられる。

$$q = h \cdot \Delta t$$

q : 伝達される熱量 (kJ/(cm<sup>2</sup>・h))

h : 自然対流熱伝達係数 (kJ/(cm<sup>3</sup>・h・K))

Δt : 遮蔽表面とその周辺の温度差 (K)

原子炉格納容器表面温度 (最高温度 151°C\*<sup>2</sup>) 及び原子炉棟内雰囲気温度 (最高温度 66°C\*<sup>2</sup>) について保守的に一定温度として境界条件を設定し計算する。

計算した原子炉一次遮蔽内部の温度分布を図 29-3 に示す。

注記\*1: Q(x)は、「QAD-CGGP2R」コードで計算した距離毎の対象線源からの吸収線量 (kGy/h=kJ/(kg・h)) にコンクリート密度 (2.14×10<sup>-3</sup>kg/cm<sup>3</sup>) 及びライナプレート (鋼材) の密度 (7.8×10<sup>-3</sup>kg/cm<sup>3</sup>) を乗じて発熱量 (kJ/(cm<sup>3</sup>・h)) を算出し、それを指数関数で近似し設定する。

注記\*2: 温度設定の保守性については以下のとおりである。

- ・原子炉格納容器内雰囲気温度として、MAAP解析より求めたD/Wの7日間の最高壁面温度を設定する。
- ・原子炉棟内雰囲気温度は、重大事故等時の条件による温度評価の結果を包絡する保守的な温度を設定する。
- ・MAAP解析による温度評価で熱源として考慮している核分裂生成物の崩壊熱には崩壊に伴い放出されるガンマ線による熱も含んでいる。本評価では、MAAP解析により求めた温度を用いて、更にガンマ線による発熱を考慮した評価を実施する。

### 29.3 まとめ

原子炉一次遮蔽のコンクリート温度は、原子炉一次遮蔽内部でのガンマ線による温度上昇を考慮しても図 29-3 に示すとおり 156°C以下となり、「遮蔽設計基準等に関する現状調査報告 (1977年, 日本原子力学会)」において示されているガンマ線に対するコンクリート温度制限値 177°C以下であることを確認した。

表 29-1 ガンマ線線源強度

エネルギー (MeV)	原子炉格納容器内線源強度 ( $\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ )	原子炉棟内線源強度 ( $\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ )
0.01	$6.9 \times 10^6$	$4.4 \times 10^3$
0.025	$5.8 \times 10^6$	$2.4 \times 10^3$
0.0375	$4.6 \times 10^7$	$5.1 \times 10^4$
0.0575	$7.0 \times 10^5$	$1.2 \times 10^2$
0.085	$3.9 \times 10^7$	$4.6 \times 10^4$
0.125	$5.7 \times 10^5$	$4.9 \times 10^1$
0.225	$5.1 \times 10^7$	$8.7 \times 10^3$
0.375	$1.7 \times 10^7$	$3.7 \times 10^3$
0.575	$5.0 \times 10^7$	$8.8 \times 10^3$
0.85	$2.5 \times 10^7$	$4.6 \times 10^3$
1.25	$8.2 \times 10^6$	$1.1 \times 10^3$
1.75	$1.9 \times 10^6$	$1.5 \times 10^2$
2.25	$3.3 \times 10^6$	$1.6 \times 10^2$
2.75	$2.0 \times 10^5$	$5.6 \times 10^0$
3.5	$6.2 \times 10^3$	$1.1 \times 10^{-1}$
5.0	$9.7 \times 10^{-6}$	$7.0 \times 10^{-11}$
7.0	$1.1 \times 10^{-6}$	$8.0 \times 10^{-12}$
9.5	$1.3 \times 10^{-7}$	$9.2 \times 10^{-13}$

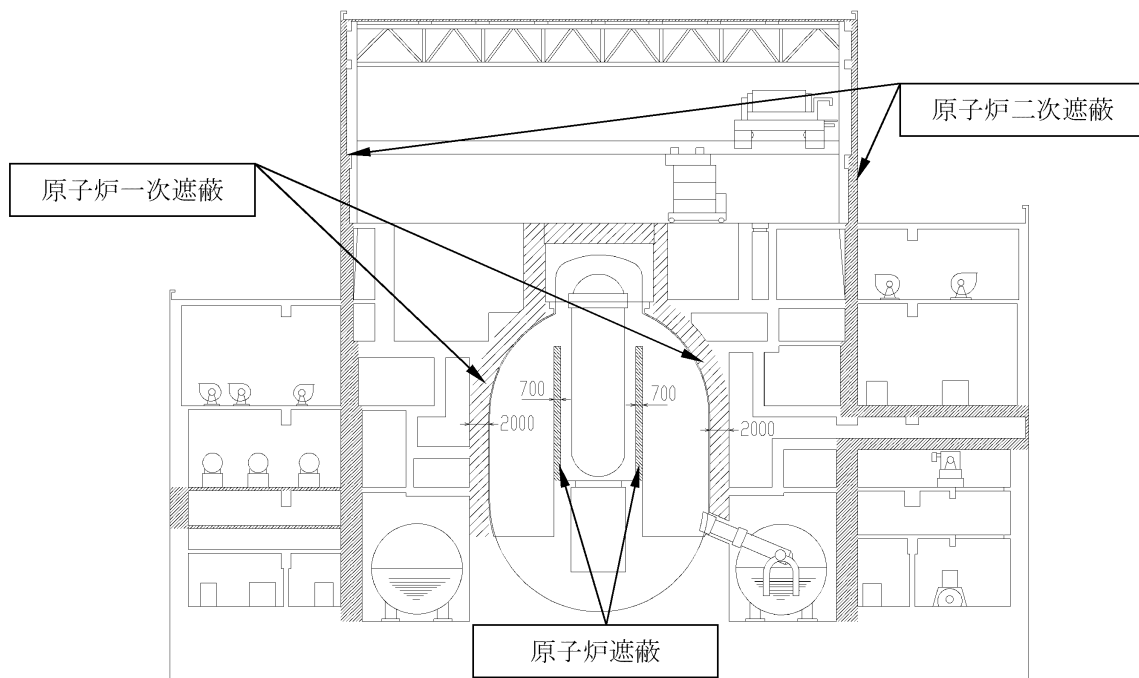


図 29-1 原子炉建物及び原子炉格納容器の立面図

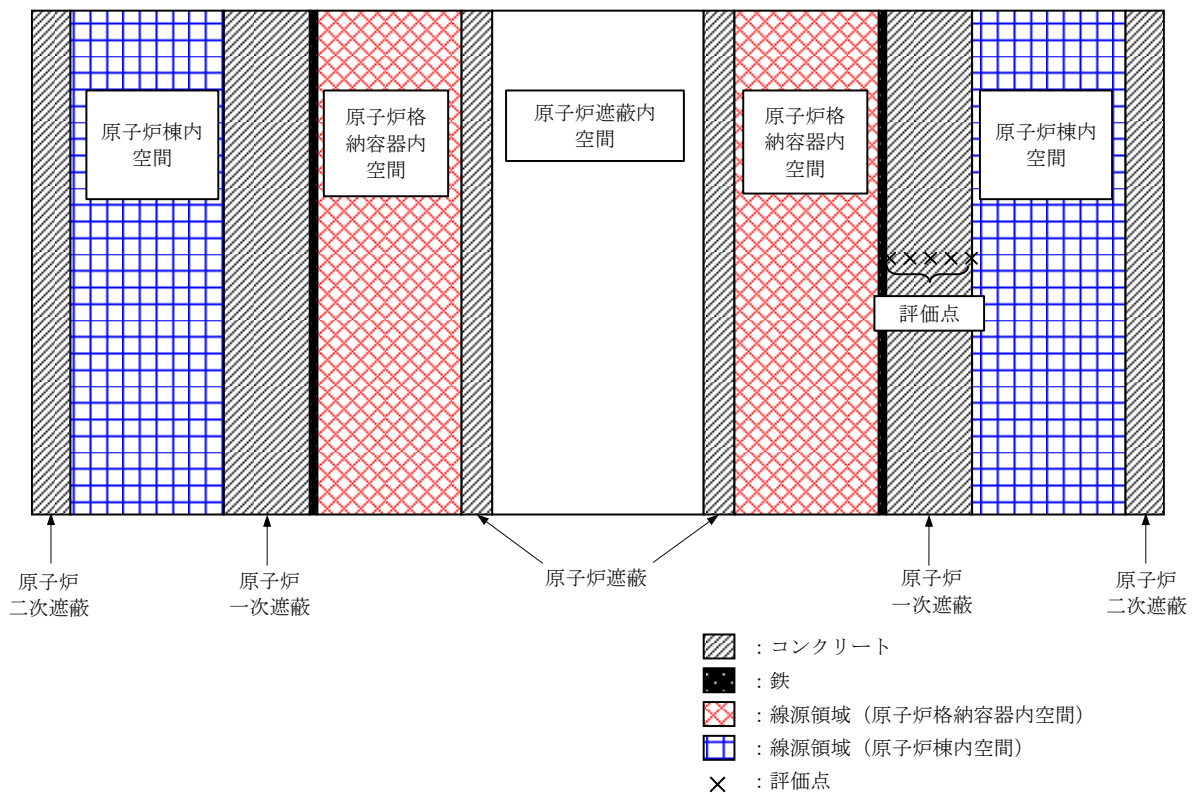


図 29-2 原子炉一次遮蔽の吸収線量評価に使用した計算モデル及び評価点 (立面図)

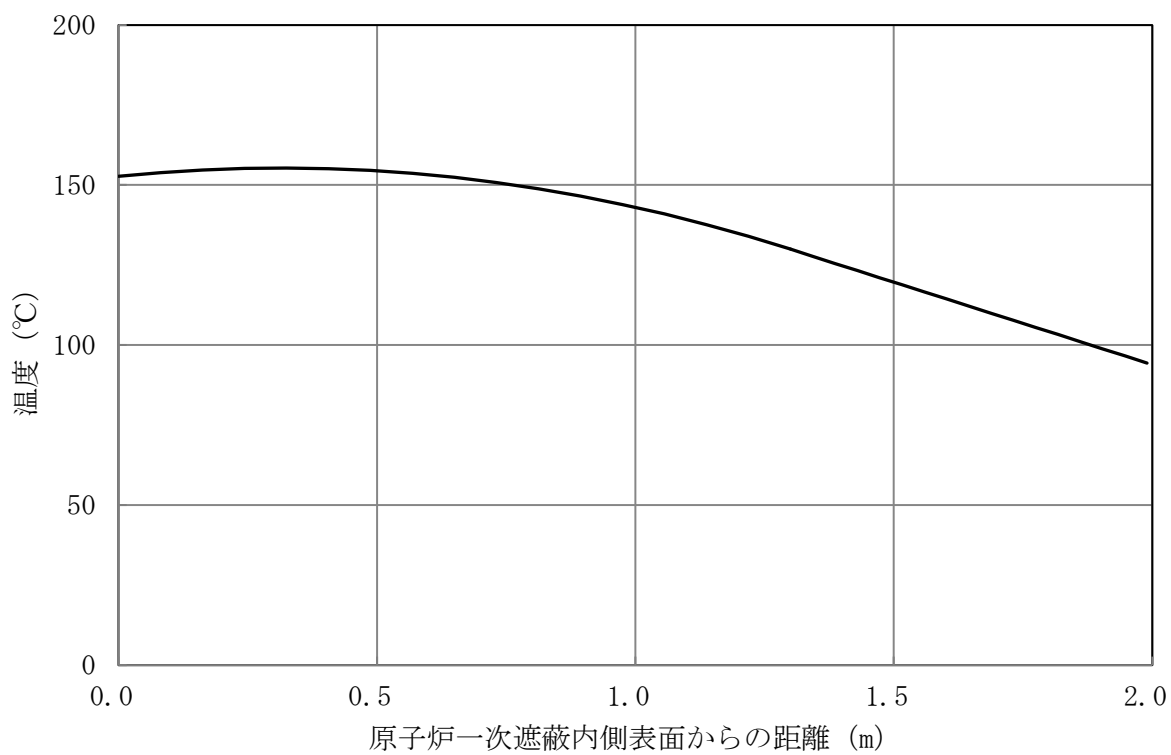


図 29-3 原子炉一次遮蔽内部の温度分布

### 30. 入退域時の評価点の選定方法について

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の入退域時の評価点については、被ばく評価手法（内規）に基づき、建物の出入口を代表評価点とする。\*

SA 時のアクセスルートのうち、中央制御室の入退域が可能な建物出入口としては、原子炉建物に 3 か所（出入口 A～C）、タービン建物に 2 か所（出入口 D, E）が存在する。建物内への出入口の位置を図 30-1 に示す。

そのうち、炉心の著しい損傷が発生している状況において、二次格納施設内への直接の出入口となる出入口 B 及び C については、被ばく低減の観点から使用は現実的ではない（複数の選択肢が残る中で合理的ではない）ため除外する。

残る 3 箇所の出入口のうち、被ばく評価上の保守性の観点から、放出源である原子炉建物及び FCVS に最も近い『出入口 A（2 号機原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口）』を入退域時の評価点として選定する。

注記\*：【被ばく評価手法（内規）抜粋】

e) 計算に当たっては、次の 1) 又は 2) のいずれかの仮定を用いる。

- 1) 管理建屋の入口を代表評価点とし、入退域ごとに評価点に 15 分間滞在するとする。
- 2) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。

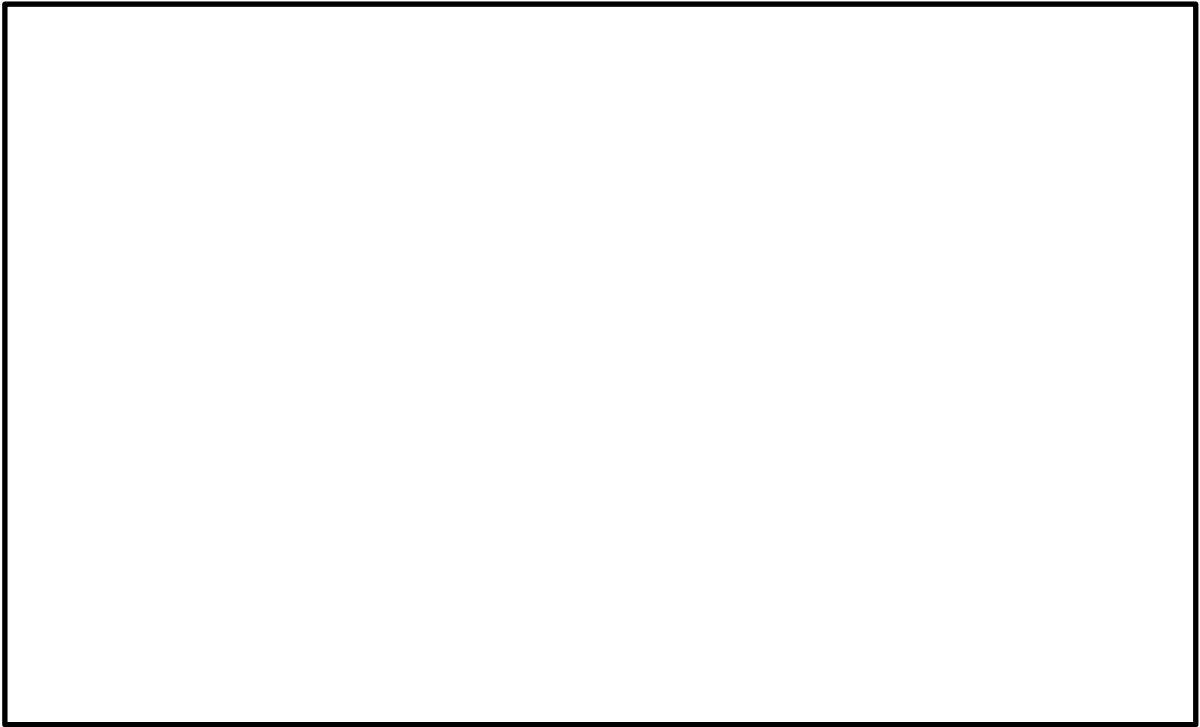


図 30-1 入退域時に使用可能な各建物への出入口 (1/2)

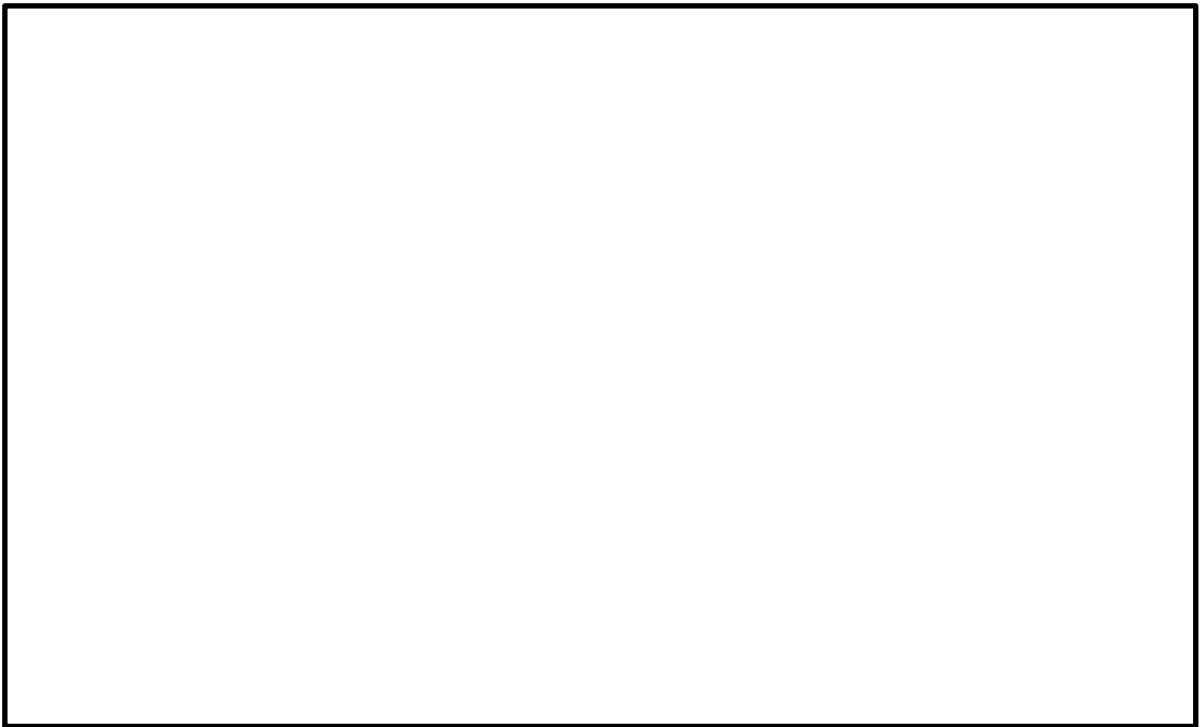


図 30-1 入退域時に使用可能な各建物への出入口 (2/2)



屋外配管ダクト（ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）  
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  
に係る補足説明資料

## 目 次

1. 線源とする配管の距離等について .....	1
2. 放射能濃度, 線量率評価の詳細について .....	2
3. 配管サイズ等の仕様表の系統について .....	8

## 1. 線源とする配管の距離等について

線源とする配管の距離等について、屋外配管ダクト（ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）の遮蔽計算モデル作成段階で、以下の前提条件を設定し保守性を確保している。

- ・線源配管と遮蔽壁（線源機器を取り囲む壁，床，天井）内側表面の距離は□mm\*とする。
- ・評価点は複数の線源配管の中心軸上の最短距離に設定し，その合計値を評価結果とする。

注記\*：配管施工上最低限確保される距離

なお、屋外配管ダクトにおける実際の位置関係は、最も遮蔽壁に近い線源配管（液体廃棄物処理系）であっても配管中心から遮蔽壁まで約410mm（配管表面から約350mm），残りの線源配管についても配管表面から遮蔽壁まで1m以上の距離が確保されているため，十分保守的な評価となっている。

## 2. 放射能濃度，線量率評価の詳細について

放射能濃度，線量率評価の詳細について以下に示す。

### 2.1 放射能濃度の詳細について

#### 2.1.1 代表エネルギーの設定について

核分裂生成物及び腐食生成物のガンマ線エネルギーについては，系統毎に代表エネルギーを設定し評価している。系統・機器毎の代表エネルギーを表 2-1 に示す。

#### 2.1.2 機器等の放射能濃度について

屋外配管ダクト（ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）内線源の放射能濃度の設定方法について以下に示す。

##### 2.1.2.1 制御棒駆動水圧ポンプ出口より

制御棒駆動水圧ポンプ出口の放射能濃度は，給水系（復水ろ過脱塩装置・復水脱塩装置出口）の放射能濃度と同じとする。給水系の放射能濃度は，復水ろ過脱塩装置・復水脱塩装置を通過した放射性物質（核分裂生成物・腐食生成物・希ガスの崩壊によって生じた娘核種）と復水ろ過脱塩装置及び復水脱塩装置に蓄積したハロゲンの崩壊によって生じる希ガスを考慮する。

##### (1) 復水ろ過脱塩装置・復水脱塩装置を通過した放射性核種濃度

復水ろ過脱塩装置・復水脱塩装置を通過した放射性物質は，復水系の放射能濃度  $\square$  Bq/cm<sup>3</sup> より，復水ろ過脱塩装置及び復水脱塩装置の除染係数を考慮して下記の式より求める。

$$C = C_i \times \left( \frac{1}{DF} \right)$$

C : 放射能濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

C<sub>i</sub> : 機器に流入する各核種の放射能濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

DF : 復水ろ過脱塩装置・復水脱塩装置の除染係数(10)

上記の式より，復水ろ過脱塩装置・復水脱塩装置を通過した放射性物質濃度は  $\square$  Bq/cm<sup>3</sup> となる。

##### (2) ハロゲンの崩壊によって生じる希ガス濃度

復水ろ過脱塩装置及び復水脱塩装置に蓄積したハロゲンの崩壊によって生じる希ガスの濃度を下記の式により求める。

$$C = \frac{\xi \cdot \lambda \cdot A_H}{F}$$

ここで，

C : 希ガスの濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

λ : 希ガスの崩壊定数 (1/s)

A<sub>H</sub> : 復水ろ過脱塩装置・復水脱塩装置内のハロゲンの蓄積量 (Bq)

ξ : ハロゲンから希ガスへの壊変率

F : 流量 (cm<sup>3</sup>/s)

上記の式より、ハロゲンの崩壊によって生じる希ガス濃度は  Bq/cm<sup>3</sup> となる。

(3) 制御棒駆動水圧ポンプ出口の放射能濃度

復水ろ過脱塩装置・復水脱塩装置出口の濃度  Bq/cm<sup>3</sup> とハロゲンの崩壊によって生じた希ガスの濃度  Bq/cm<sup>3</sup> を合計した  Bq/cm<sup>3</sup> が制御棒駆動水圧ポンプ出口の放射能濃度となる。制御棒駆動水圧ポンプ出口の放射能濃度を表 2-2 に示す。

2.1.2.2 復水貯蔵タンクより

復水貯蔵タンク水の放射能濃度は、以下の式より求める。なお、復水貯蔵タンクへ流入する放射能濃度は、復水ろ過脱塩装置・復水脱塩装置通過後の濃度（ハロゲンからの希ガスを除く）とする。

$$\frac{dN}{dt} = C_N \cdot f - \lambda \cdot N - \beta \cdot N$$

ここで、

$C_N$  : 復水貯蔵タンクに流入する核種の個数 (n/cm<sup>3</sup>)

f : 流入量 (cm<sup>3</sup>/s)

$\lambda$  : 崩壊定数(1/s)

N : 核種の個数(n)

$\beta$  :  $f' / V$  流出率(1/s)

$f'$  : 流出量 (cm<sup>3</sup>/s)

V : 貯水量 (cm<sup>3</sup>/s)

上記式より、平衡状態 ( $t \rightarrow \infty$ ) の復水貯蔵タンク水の濃度 C (Bq/cm<sup>3</sup>) を求める。

$$C = \frac{\alpha \cdot f}{f'} \cdot \frac{\beta}{\lambda + \beta}$$
$$= \frac{\alpha \cdot f}{V \cdot \lambda + f'}$$

ここで、

$\alpha$  : 復水貯蔵タンクへの流入濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

f : 復水貯蔵タンクへの流入量 (cm<sup>3</sup>/s)

$f'$  : 復水貯蔵タンクへからの流出量 (cm<sup>3</sup>/s)

V : 復水貯蔵タンクの貯水量 (cm<sup>3</sup>)

上記の式より、復水貯蔵タンク水の放射能濃度は  Bq/cm<sup>3</sup> となる。復水貯蔵タンクの放射能濃度を表 2-3 に示す。

### 2.1.2.3 液体廃棄物処理系機器ドレンろ過脱塩器出口より

機器ドレンろ過脱塩器出口の放射能濃度は、機器ドレンタンクの放射能濃度

Bq/cm<sup>3</sup>より下記の式により求める。

$$C = C_i \times \left( \frac{1}{DF} \right)$$

C : 放射能濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

C<sub>i</sub> : 機器に流入する各核種の放射能濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

DF : 機器ドレンろ過脱塩器の除染係数(10)

上記の式より、機器ドレンろ過脱塩器出口の放射能濃度は  Bq/cm<sup>3</sup> となる。  
機器ドレンろ過脱塩器出口の放射能濃度を表 2-4 に示す。

### 2.1.2.4 液体廃棄物処理系機器ドレン処理水タンクより

機器ドレン処理水タンク出口の放射能濃度は、機器ドレンろ過脱塩器出口の放射能濃度  Bq/cm<sup>3</sup>より下記の式により求める。

$$C = C_i \times \left( \frac{1}{DF} \right)$$

C : 放射能濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

C<sub>i</sub> : 機器に流入する各核種の放射能濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

DF : 機器ドレン脱塩器の除染係数(10)

上記の式より、機器ドレン処理水タンク出口の放射能濃度は  Bq/cm<sup>3</sup> となる。機器ドレン処理水タンクの放射能濃度を表 2-5 に示す。

## 2.2 線量率評価の詳細について

屋外配管ダクト(ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物)の系統及び配管毎の詳細な線量率結果を表 2-6 に示す。

線量率評価は、線源配管毎に「1. 線源とする配管の距離等について」で示した方針に基づき設定した遮蔽計算モデルにおいて、「2.1 放射能濃度の詳細について」で説明した代表エネルギーと放射能濃度を使用して算出し、結果を足し合わせて評価する。

また、評価では遮蔽計算コード QAD-CGGP2R を用いる。計算モデル及び使用した配管の仕様等については「3. 配管サイズ等の仕様表の系統について」の図 3-1 に示す。

表 2-1 系統・機器毎の代表エネルギー

代表エネルギー	該当する系統, 機器
□ MeV	希ガスホールドアップ塔下流側
□ MeV	給水 (復水脱塩器下流側) 制御棒駆動系 (制御棒駆動水圧系)
□ MeV	炉水 (ろ過脱塩器上流側) 希ガスホールドアップ塔
□ MeV	復水系 希ガスホールドアップ塔上流側
□ MeV	上記以外の系統, 機器

表 2-2 放射能濃度 (制御棒駆動水圧ポンプ出口より)

単位: Bq/cm<sup>3</sup>

核分裂生成物				腐食生成物		希ガスの娘核種		ハロゲンからの希ガス			
核種	放射能濃度	核種	放射能濃度	核種	放射能濃度	核種	放射能濃度	核種	放射能濃度		
I-131	□	Sr-89	□	Zr-95	□	Na-24	□	Rb-87	□	Xe-131m	□
I-132		Sr-90		Zr-97		P-32		Rb-88		Xe-133m	
I-133		Sr-91		Nb-95		Cr-51		Rb-89		Xe-133	
I-134m		Sr-92		Ru-103		Mn-54		Rb-90		Xe-135m	
I-134		Mo-99		Ru-106		Mn-56		Sr-91		Xe-135	
I-135		Tc-99m		Ce-141		Fe-55		Rb-92		Xe-137	
I-136m		Tc-101		Ce-143		Fe-59		Sr-93		Xe-138	
I-136		Te-129m		Ce-144		Co-58		Rb-94		Kr-83m	
I-137		Te-132		Pr-143		Co-60		Cs-135		Kr-85m	
I-138		Cs-134		Nd-147		Ni-63		Cs-137		Kr-87	
Br-83		Cs-136				Ni-65		Cs-138		Kr-88	
Br-84m		Cs-137				Cu-64		Cs-139			
Br-84		Cs-138				Zn-65		Cs-140			
Br-85		Ba-139				Zn-69m		Ba-141			
Br-86		Ba-140				Ag-110m		La-143			
Br-87		Ba-141				W-187					
Br-88		Ba-142									
		Np-239									
小計				小計		小計		小計			
中計								小計			
合計											

表 2-3 放射能濃度（復水貯蔵タンクより）

単位：Bq/cm<sup>3</sup>

核分裂生成物				腐食生成物							
核種	放射能濃度	核種	放射能濃度	核種	放射能濃度	核種	放射能濃度				
I-131		Sr-89		Zr-95		Na-24					
I-132		Sr-90		Zr-97		P-32					
I-133		Sr-91		Nb-95		Cr-51					
I-134m		Sr-92		Ru-103		Mn-54					
I-134		Mo-99		Ru-106		Mn-56					
I-135		Tc-99m		Ce-141		Fe-55					
I-136m		Tc-101		Ce-143		Fe-59					
I-136		Te-129m		Ce-144		Co-58					
I-137		Te-132		Pr-143		Co-60					
I-138		Cs-134		Nd-147		Ni-63					
Br-83		Cs-136				Ni-65					
Br-84m		Cs-137				Cu-64					
Br-84		Cs-138				Zn-65					
Br-85		Ba-139				Zn-69m					
Br-86		Ba-140				Ag-110m					
Br-87		Ba-141				W-187					
Br-88		Ba-142									
		Np-239									
小計								小計			
合計											

表 2-4 放射能濃度（液体廃棄物処理系機器ドレンろ過脱塩器より）

単位：Bq/cm<sup>3</sup>

核分裂生成物				腐食生成物							
核種	放射能濃度	核種	放射能濃度	核種	放射能濃度	核種	放射能濃度				
I-131		Sr-89		Zr-95		Na-24					
I-132		Sr-90		Zr-97		P-32					
I-133		Sr-91		Nb-95		Cr-51					
I-134m		Sr-92		Ru-103		Mn-54					
I-134		Mo-99		Ru-106		Mn-56					
I-135		Tc-99m		Ce-141		Fe-55					
I-136m		Tc-101		Ce-143		Fe-59					
I-136		Te-129m		Ce-144		Co-58					
I-137		Te-132		Pr-143		Co-60					
I-138		Cs-134		Nd-147		Ni-63					
Br-83		Cs-136				Ni-65					
Br-84m		Cs-137				Cu-64					
Br-84		Cs-138				Zn-65					
Br-85		Ba-139				Zn-69m					
Br-86		Ba-140				Ag-110m					
Br-87		Ba-141				W-187					
Br-88		Ba-142									
		Np-239									
小計								小計			
合計											



表 2-5 放射能濃度（液体廃棄物処理系機器ドレン処理水タンクより）

単位：Bq/cm<sup>3</sup>

核分裂生成物				腐食生成物							
核種	放射能濃度	核種	放射能濃度	核種	放射能濃度	核種	放射能濃度				
I-131		Sr-89		Zr-95		Na-24					
I-132		Sr-90		Zr-97		P-32					
I-133		Sr-91		Nb-95		Cr-51					
I-134m		Sr-92		Ru-103		Mn-54					
I-134		Mo-99		Ru-106		Mn-56					
I-135		Tc-99m		Ce-141		Fe-55					
I-136m		Tc-101		Ce-143		Fe-59					
I-136		Te-129m		Ce-144		Co-58					
I-137		Te-132		Pr-143		Co-60					
I-138		Cs-134		Nd-147		Ni-63					
Br-83		Cs-136				Ni-65					
Br-84m		Cs-137				Cu-64					
Br-84		Cs-138				Zn-65					
Br-85		Ba-139				Zn-69m					
Br-86		Ba-140				Ag-110m					
Br-87		Ba-141				W-187					
Br-88		Ba-142									
		Np-239									
小計								小計			
合計											

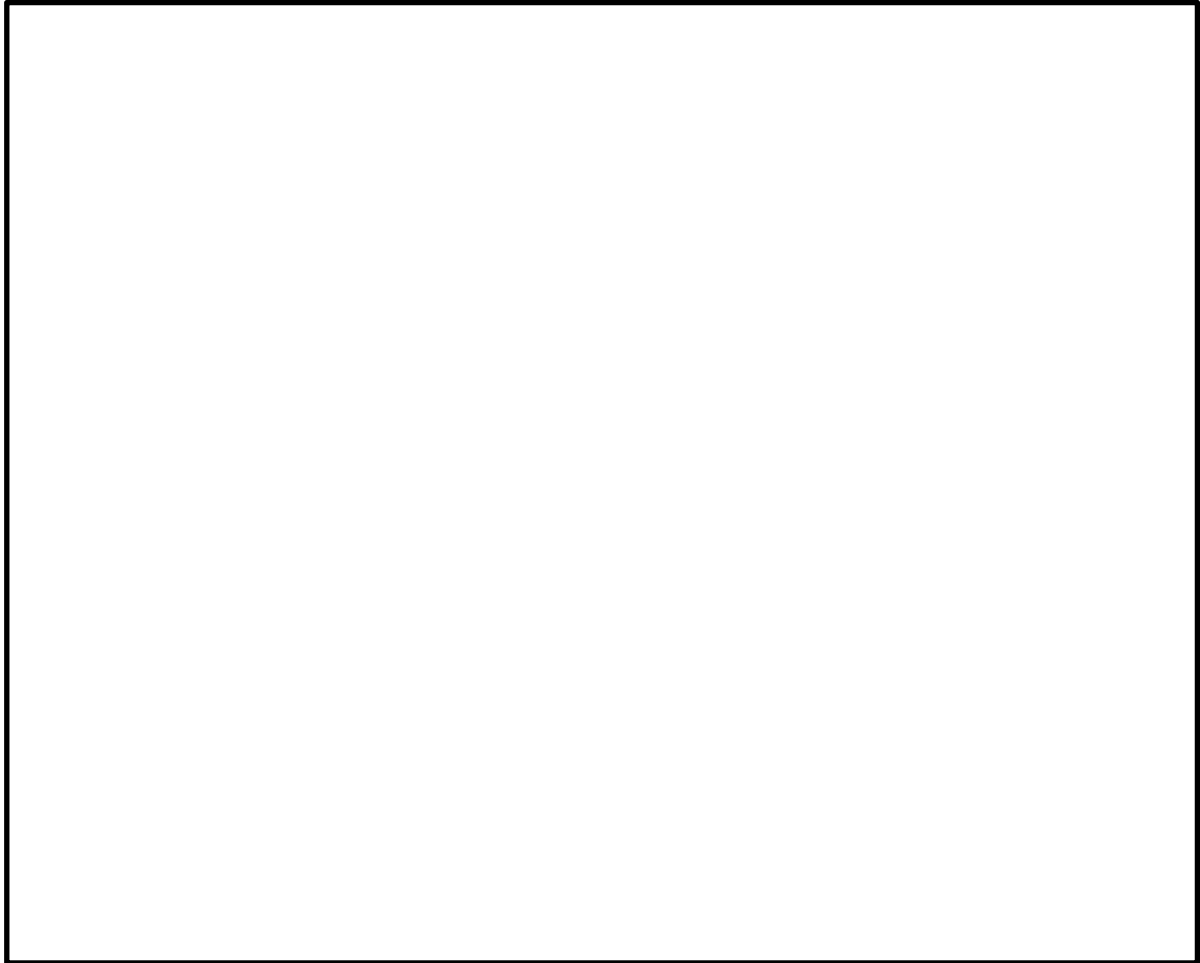
表 2-6 屋外配管ダクト（ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）の線量率結果

系 統	接 続	放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	配管サイズ	本数	壁厚 (mm)	線量率 (mSv/h)	
制御棒駆動系 (制御棒駆動水圧系)	制御棒駆動水圧ポン プ出口より			1		2.6E-06	
	復水貯蔵タンクより			1		2.1E-06	
高圧炉心スプレイ系	復水貯蔵タンクより			1		8.0E-06	
				1		4.1E-06	
原子炉隔離時冷却系	復水貯蔵タンクより			1			2.1E-06
復水輸送系	復水貯蔵タンクより			1		2.1E-06	
				1		3.9E-07	
液体廃棄物処理系	液体廃棄物処理系 機器ドレンろ過脱塩 器より			1		1.1E-05	
	液体廃棄物処理系 機器ドレン処理水タ ンクより			1		1.1E-06	
合計							3.3E-05

3. 配管サイズ等の仕様表の系統について

配管サイズ等の仕様表について，系統名称を追加した計算モデル図を図 3-1 に示す。

配管（線源：屋外配管ダクト（ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）の配管）  
 （円筒モデル）



系統	配管サイズ	本数	半径(r)	肉厚(t)
制御棒駆動系 (制御棒駆動水圧系)		1 本		
		1 本		
高圧炉心スプレイ系		1 本		
		1 本		
原子炉隔離時冷却系		1 本		
復水輸送系		1 本		
		1 本		
液体廃棄物処理系		2 本		

注：特記なき寸法は公称値を示す。

図3-1 屋外配管ダクト（ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物）の計算モデル図