

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-009 改17
提出年月日	2023年4月21日

工事計画に係る補足説明資料  
(計測制御系統施設)

2023年4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	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の監視</li> <li>2. 原子炉格納容器下部水位監視について</li> <li>3. 代替注水流量（常設）について</li> <li>4. 第1ベントフィルタ出口水素濃度について</li> <li>5. 原子炉圧力容器内の水位監視について</li> <li>6. 可搬型計測器について</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>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</li> </ol>	今回提出 範囲
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	/	
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	/	
4	中央制御室の機能に関する説明書	/	
5	通信連絡設備に関する説明書	/	

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
2.3 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
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
5.3 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（SA）及びサプレッションチェンバ圧力（SA）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
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	物理的アクセス及び電氣的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	APRM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（S A）及び格納容器水素濃度（S A）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（S A）及び格納容器水素濃度（S A）によって監視することとしている。

格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器水素濃度（S A）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（S A）及び格納容器水素濃度（S A）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（S A）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（S A）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。

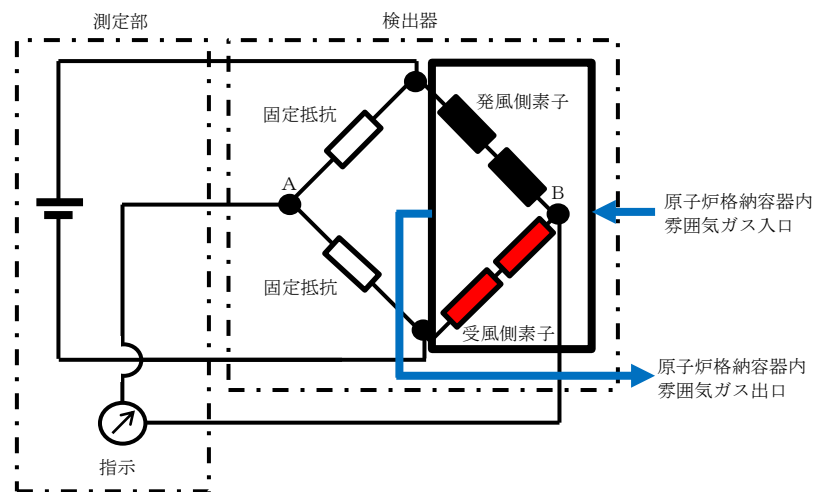


図1-1 酸素濃度検出回路の概要図

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。

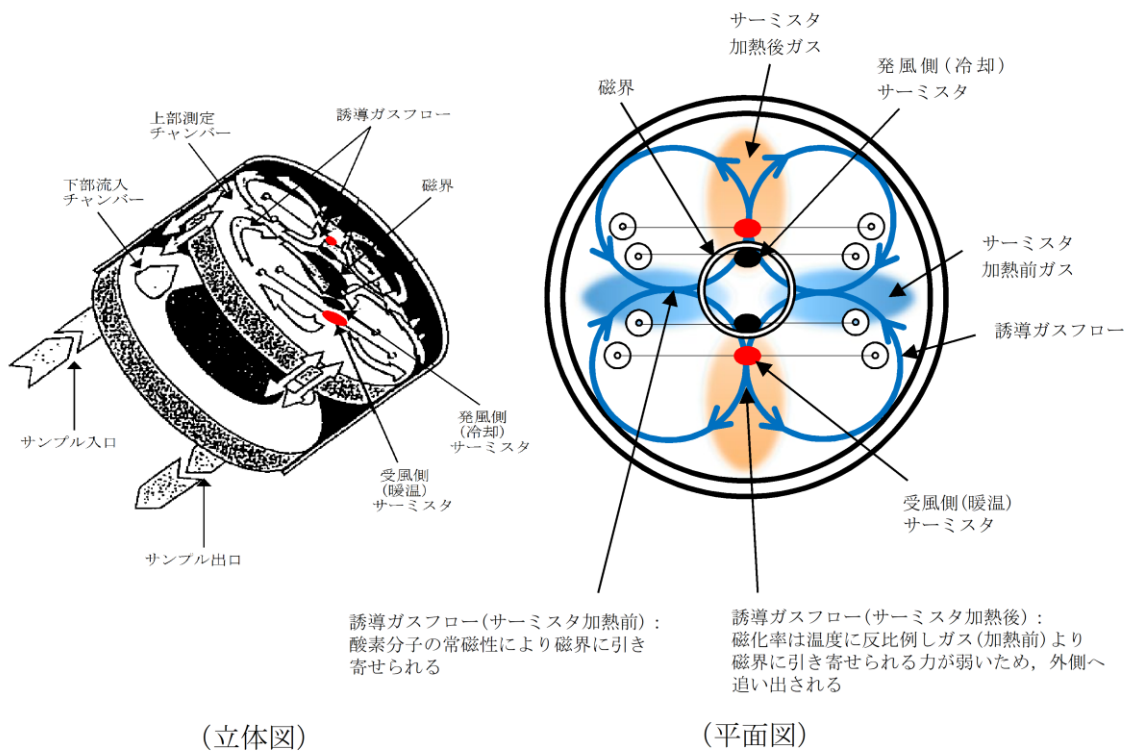


図 1-2 格納容器酸素濃度 (B系) の測定原理

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±0.64vol%/±3.2vol%（ウェット）、±0.50vol%/±2.5vol%（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。

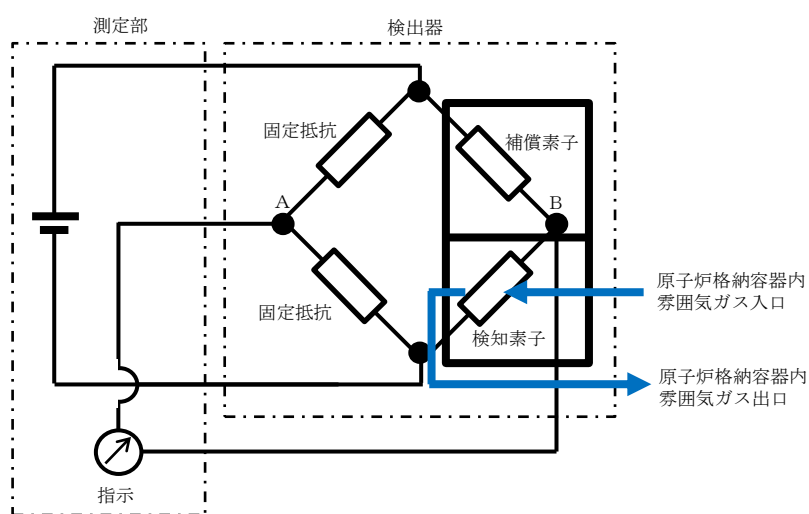


図1-3 水素濃度検出回路の概要図

### 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。

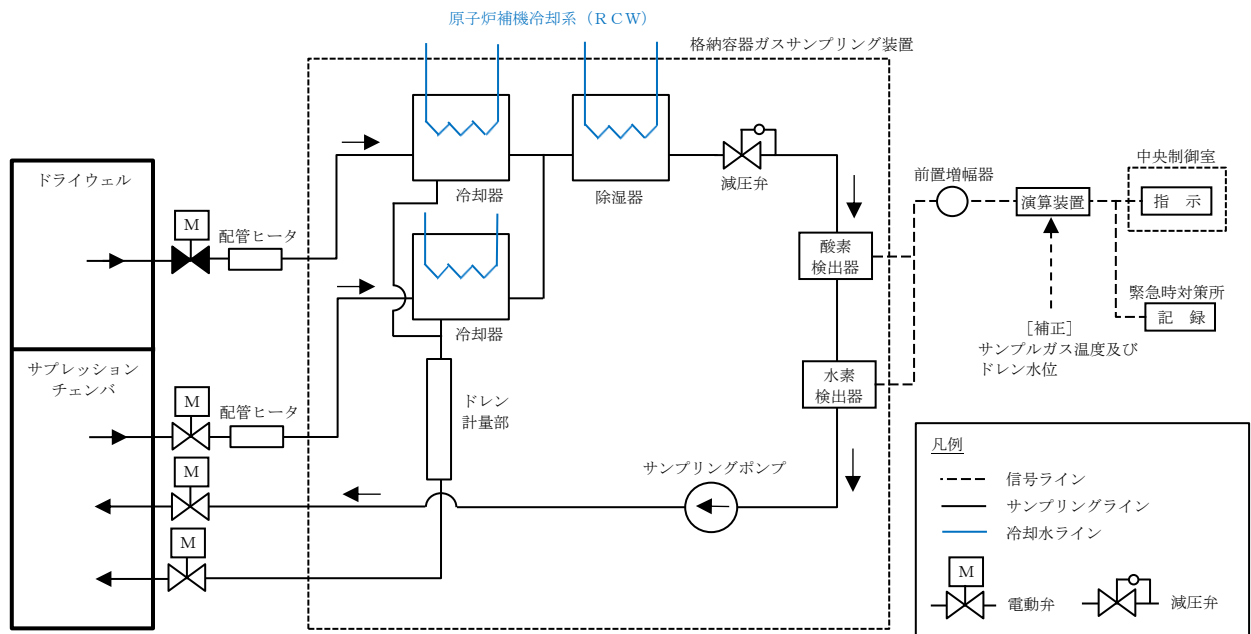


図 1-4 格納容器ガスサンプリング装置の構成

### 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。

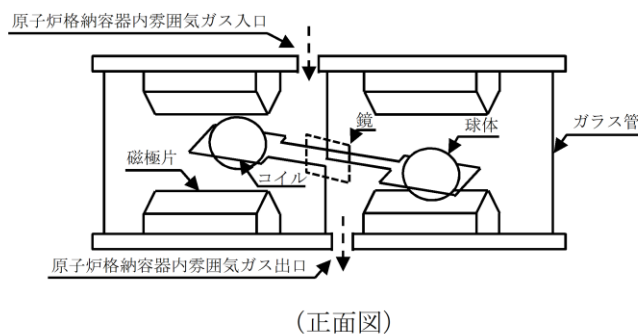
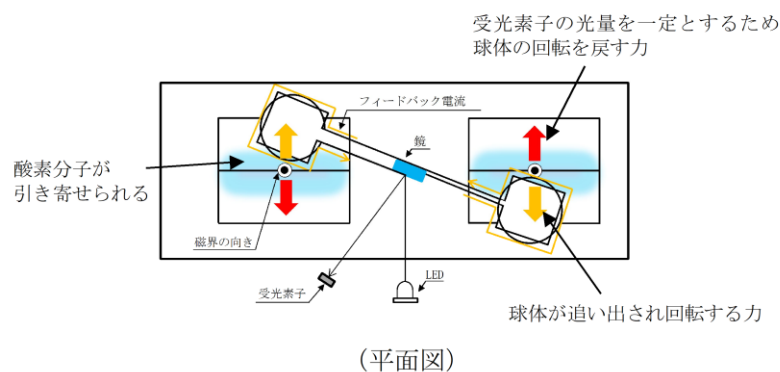


図1-5 格納容器酸素濃度（S A）の測定原理



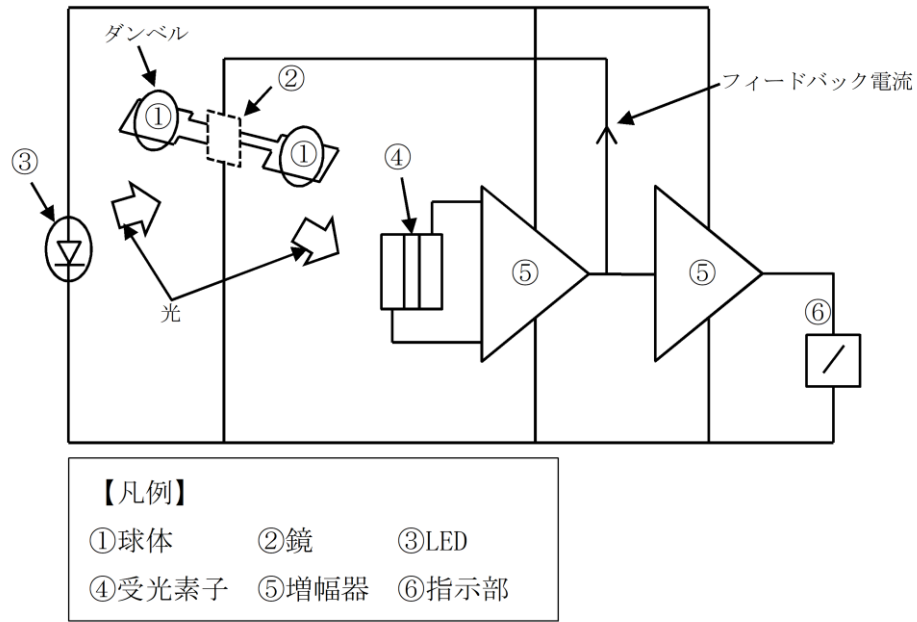


図 1-6 格納容器酸素濃度 (S A) の検出回路図

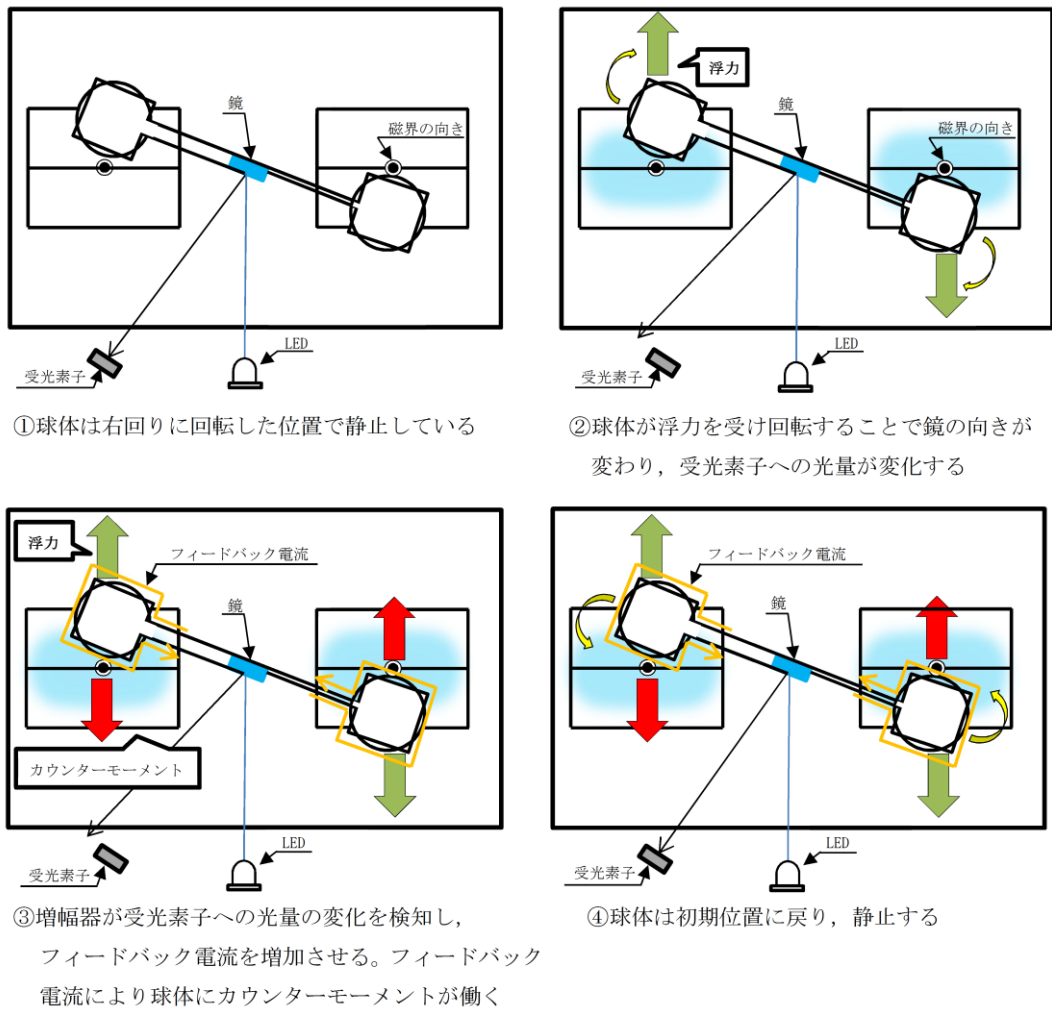


図 1-7 格納容器酸素濃度 (S A) の測定原理イメージ

## (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。

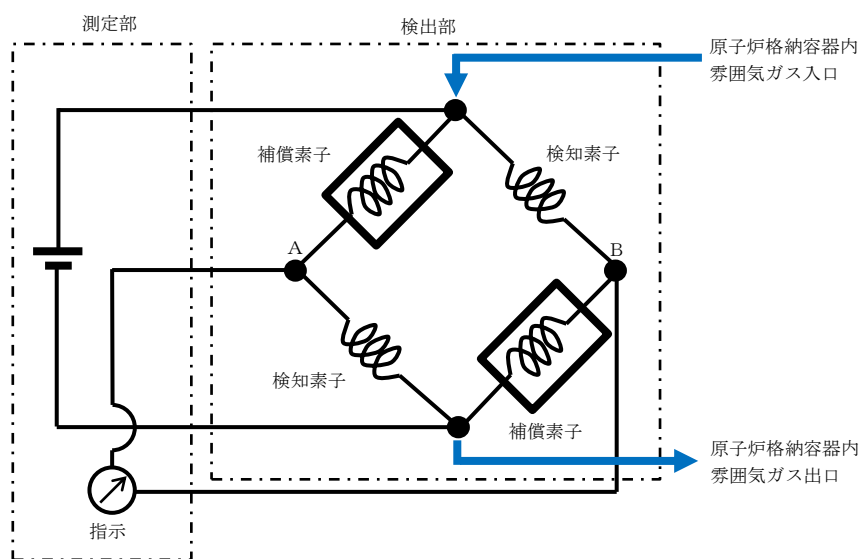


図 1-8 水素濃度検出回路の概要図

### 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) ガスサンプル

ガスサンプル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、ガスサンプル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。ガスサンプル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°C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に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°C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。

$$\begin{aligned} S_b &= \frac{P_1 - P_2}{P_N} \cdot V_b \\ &= \frac{14.7 - 1.2}{0.1013} \times 46.7 \\ &= 6224\ell/\text{個} \text{〔normal〕} \end{aligned}$$

$S_b$  : 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）

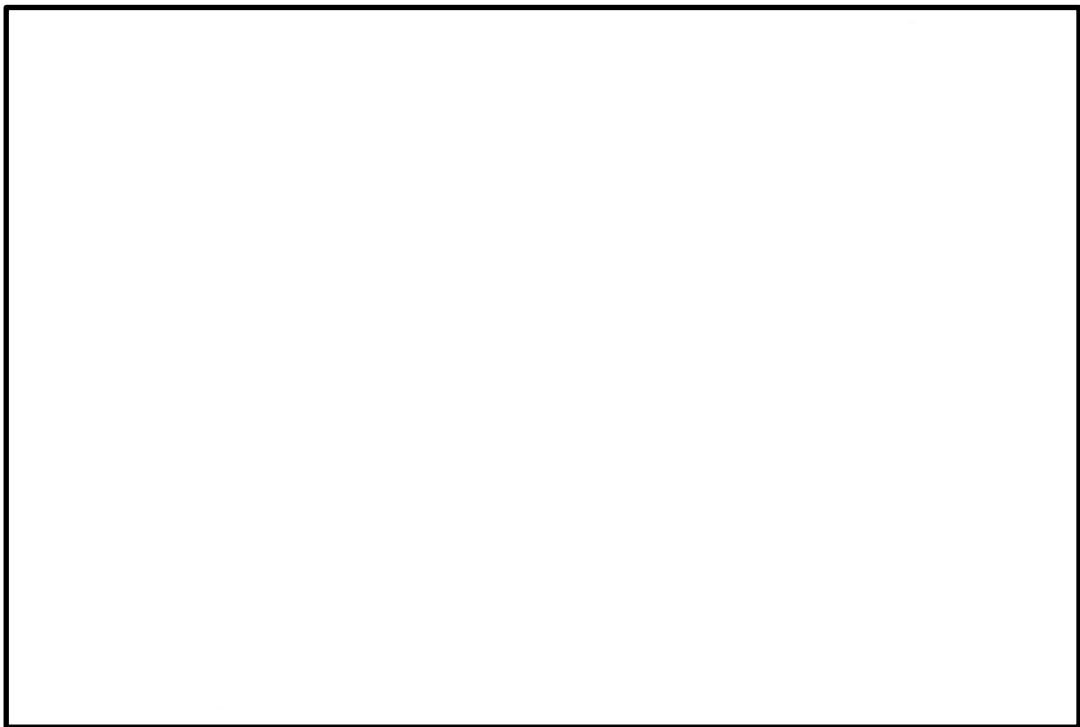


図 1-10 ガスサンプラの構造図

## 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バー内に10日間設置し、気候チャンバ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 text block containing multiple lines of blacked-out content]



[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>

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

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

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。

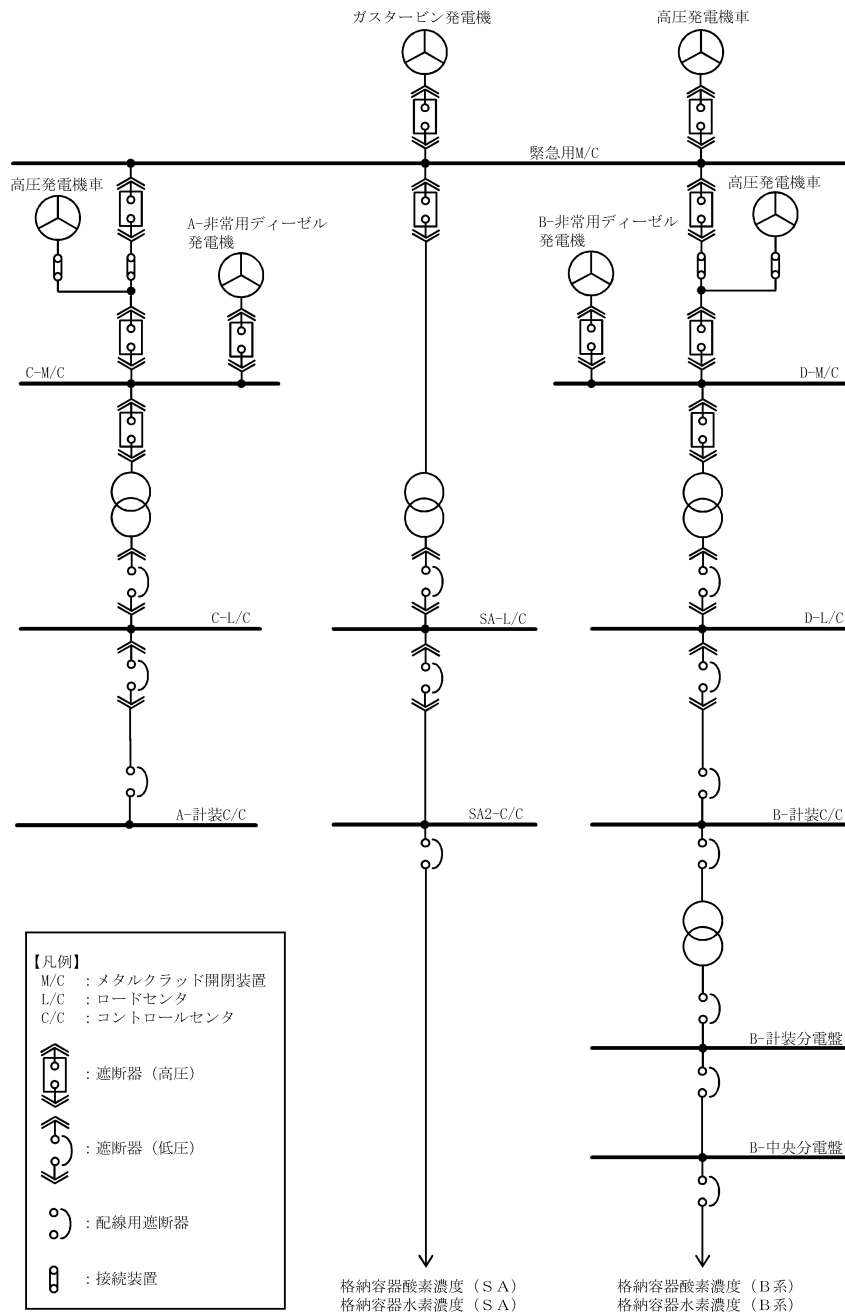


図1-11 格納容器酸素濃度（B系），格納容器水素濃度（B系），格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器水素濃度（SA）の電源概略構成図

## 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 21 vol%	～2.5 vol% (ドライ)	～4.3 vol%	～4.4vol% (ドライ)
水素濃度	0 vol%	0 vol%	～2.0 vol%	～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 ~ 25 vol%	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 ~ 10 vol%	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 ~ 100 vol%	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 ~ 20 vol%	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。

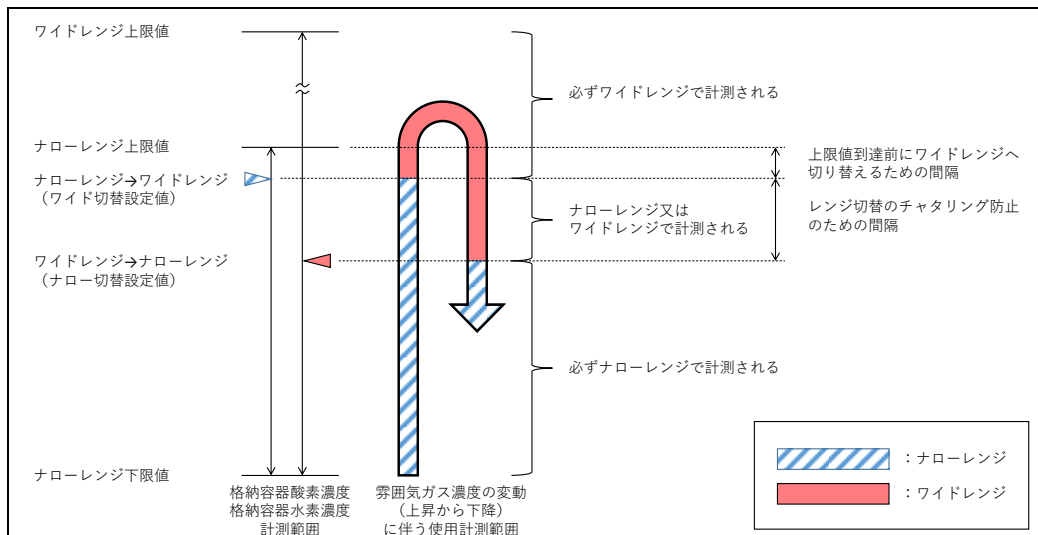


図 1-12 雰囲気ガス濃度変動に伴う使用計測範囲イメージ

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

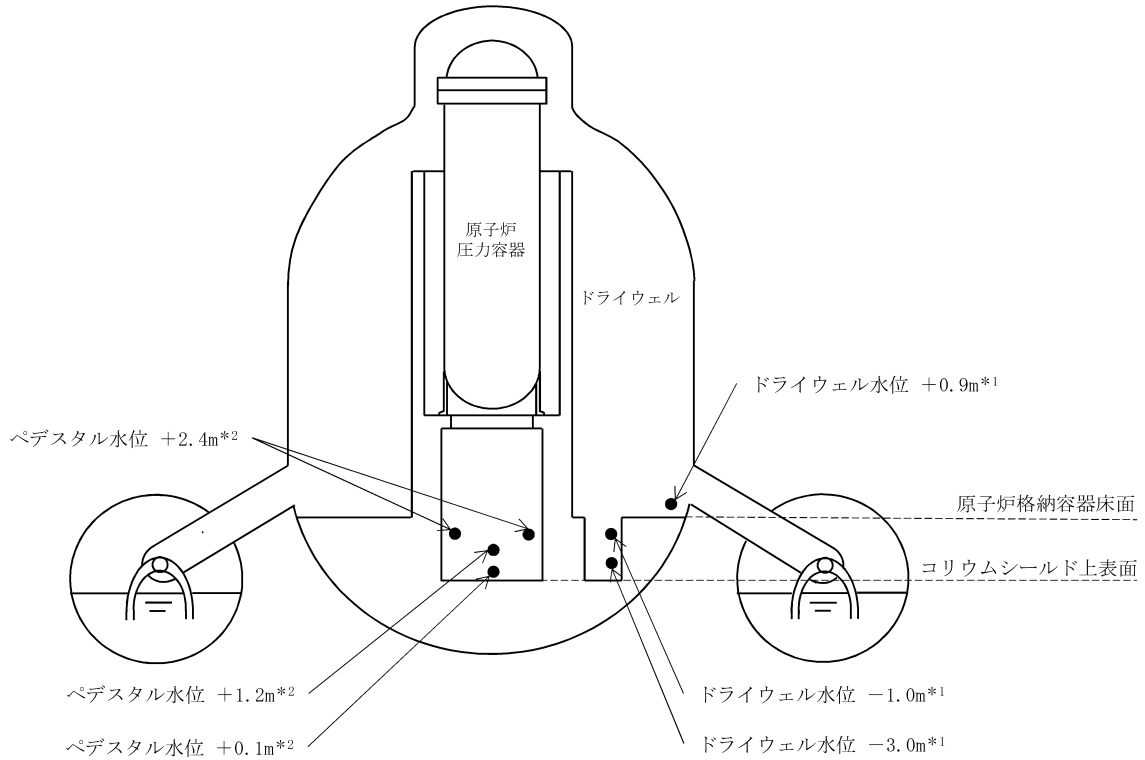
重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却し、熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制するためにペDESTAL代替注水系（常設）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を設置している。原子炉格納容器下部の水位を監視するためにドライウエル水位及びペDESTAL水位を設置する。

### 2.1 原子炉格納容器下部注水時の水位監視

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

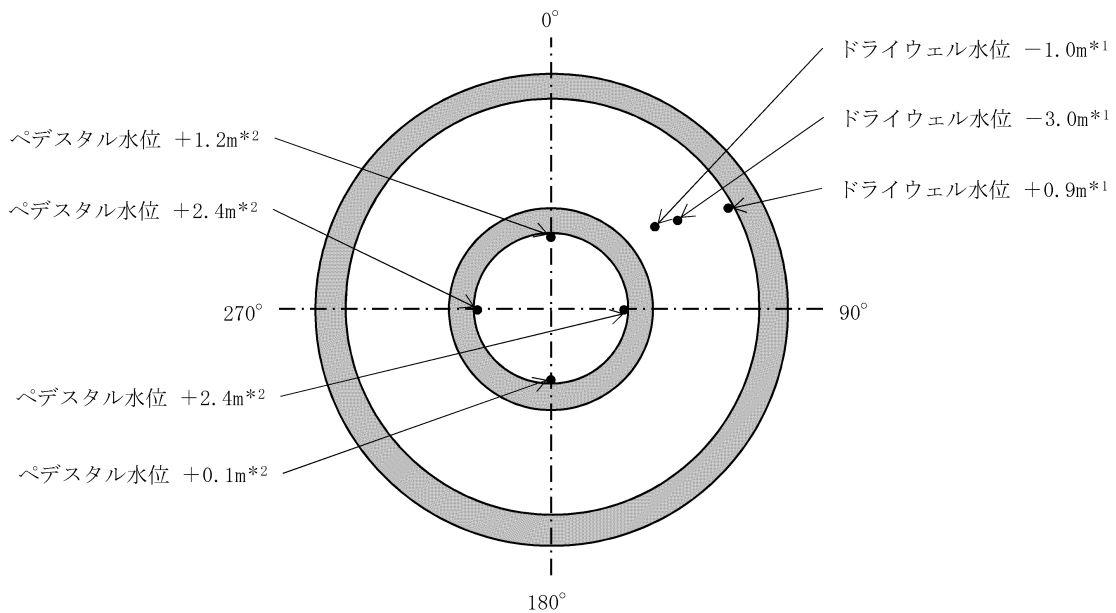
ドライウエル水位は、原子炉格納容器下部に熔融炉心の冷却に必要な水量を注水するドライウエルスプレイによるサンプルピットへの注水量を確認することができるよう電極式水位検出器を原子炉格納容器床面からの高さ-3.0m、-1.0mに各1個設置する。また、残留熱代替除去系による代替循環冷却実施時におけるペDESTAL代替注水系（可搬型）による注水の停止の判断基準を確認することができるよう電極式水位検出器を原子炉格納容器床面からの高さ+0.9mに1個設置する。

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+0.1m（初期）、+1.2m（中間）に各1個に設置し、+2.4m（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)

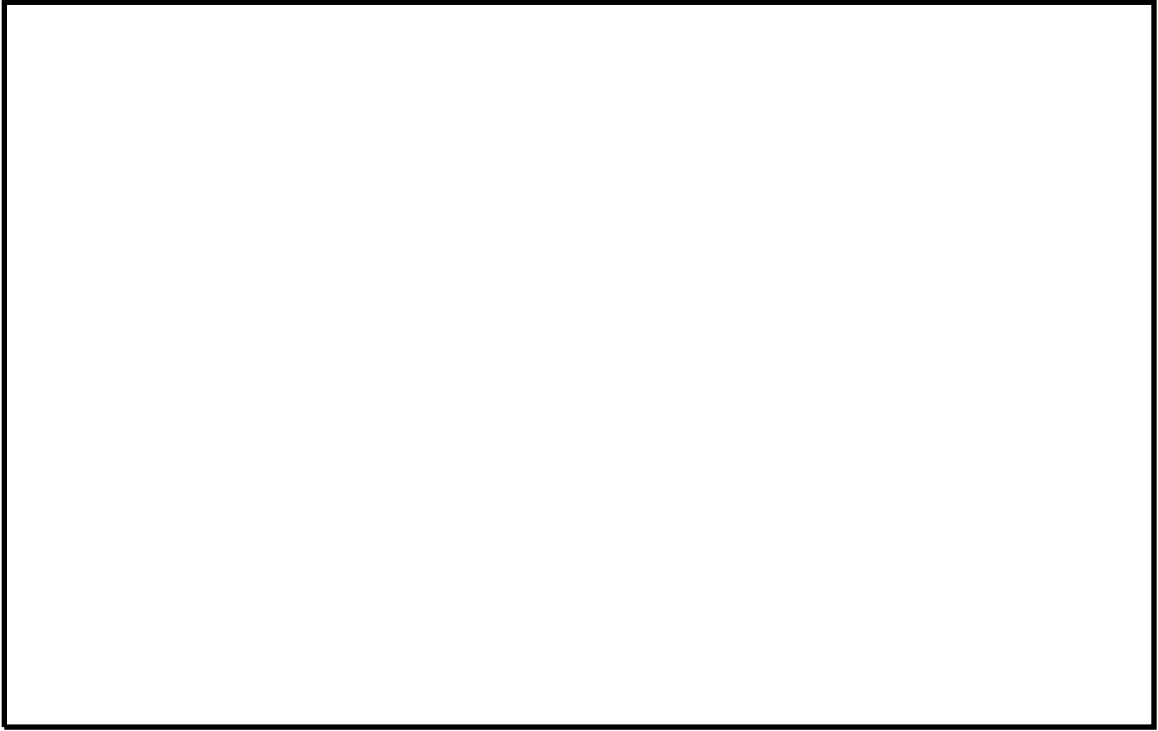


図 2-3 ドライウェル水位及びペデスタル水位取付図

## 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。

### (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) 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。

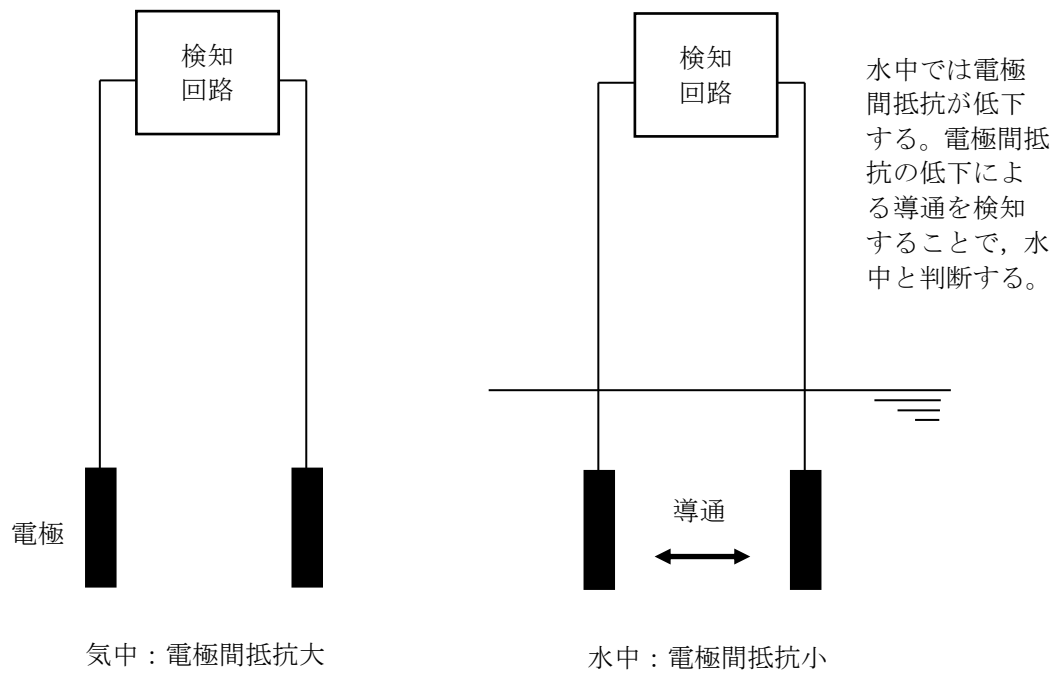


図 2-4 電極式水位検出器の測定原理

## 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出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。

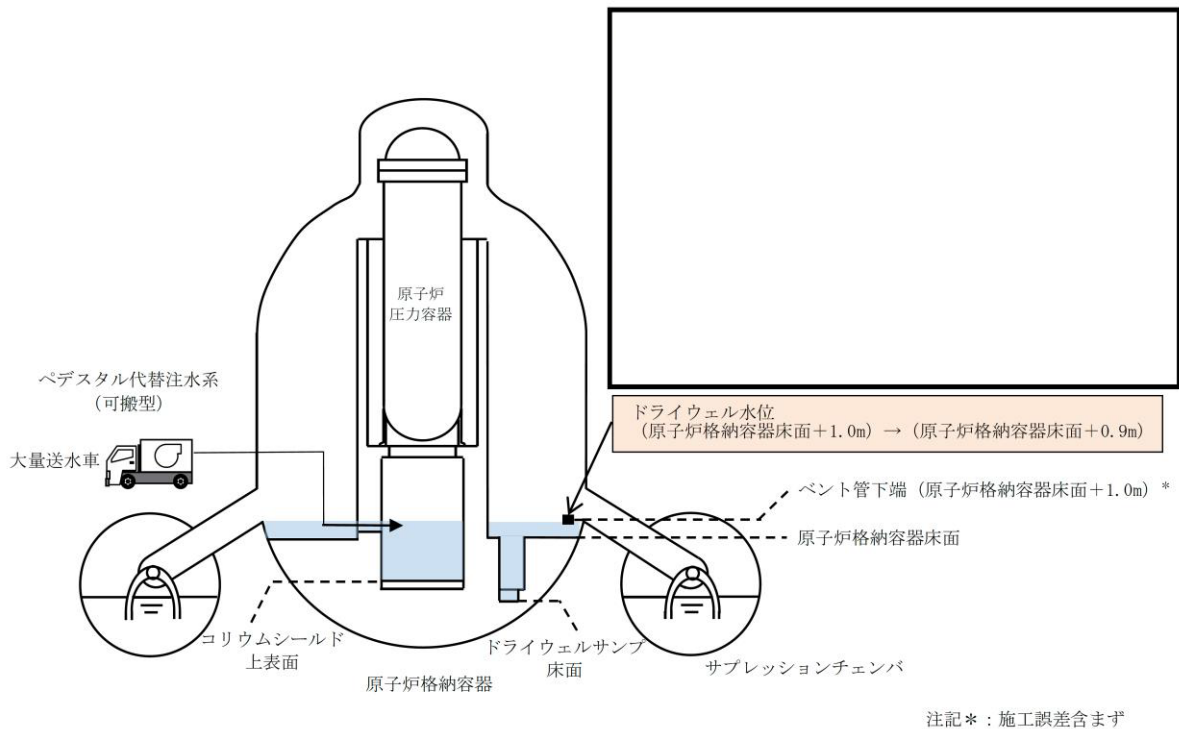


図2-5 ドライウェル水位とベント管下端の高さ関係概要図

### 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デスタル代替注水系（可搬型）によるペデスタル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。

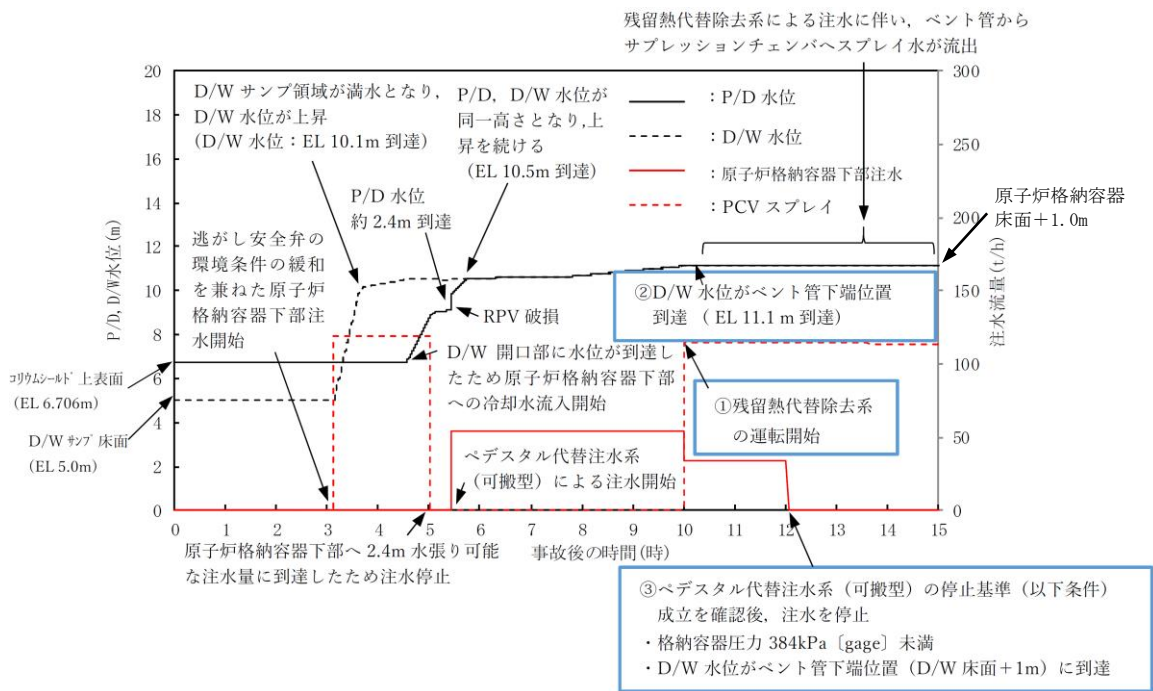


図 2-6 ペDESTAL/ドライウェル水位と注水流量の推移（その 1）

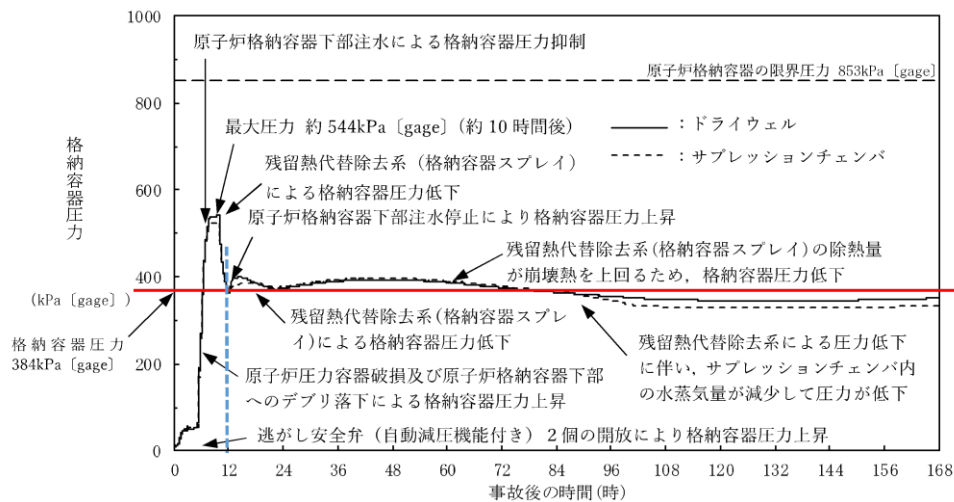


図 2-7 格納容器圧力の推移

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。

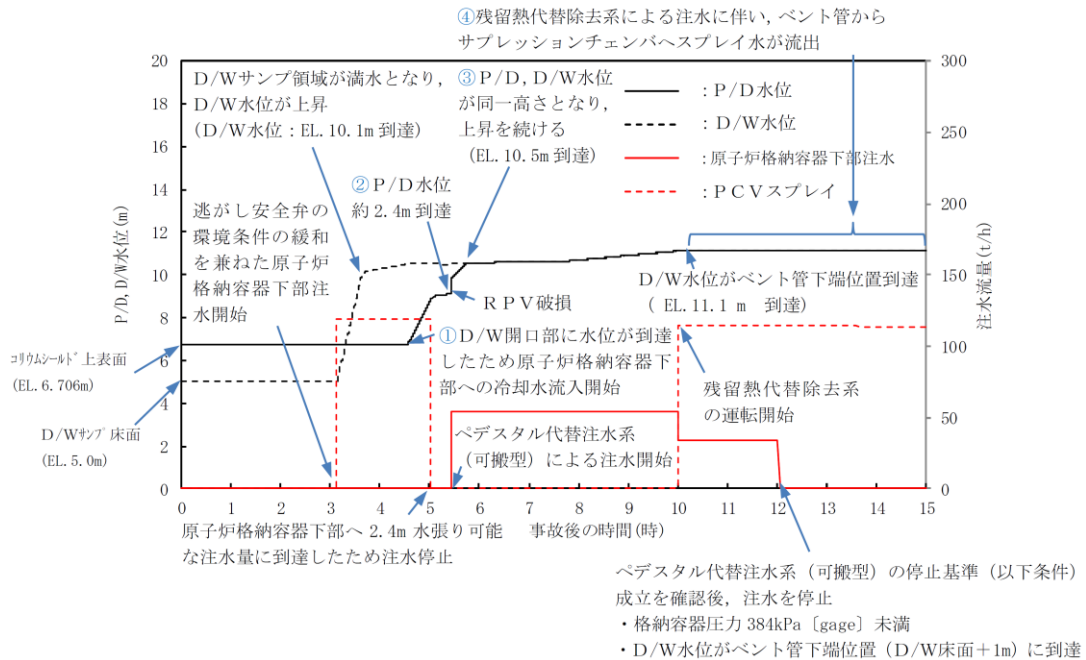


図 2-8 ペDESTAL/ドライウエル水位と注水流量の推移 (その 2)

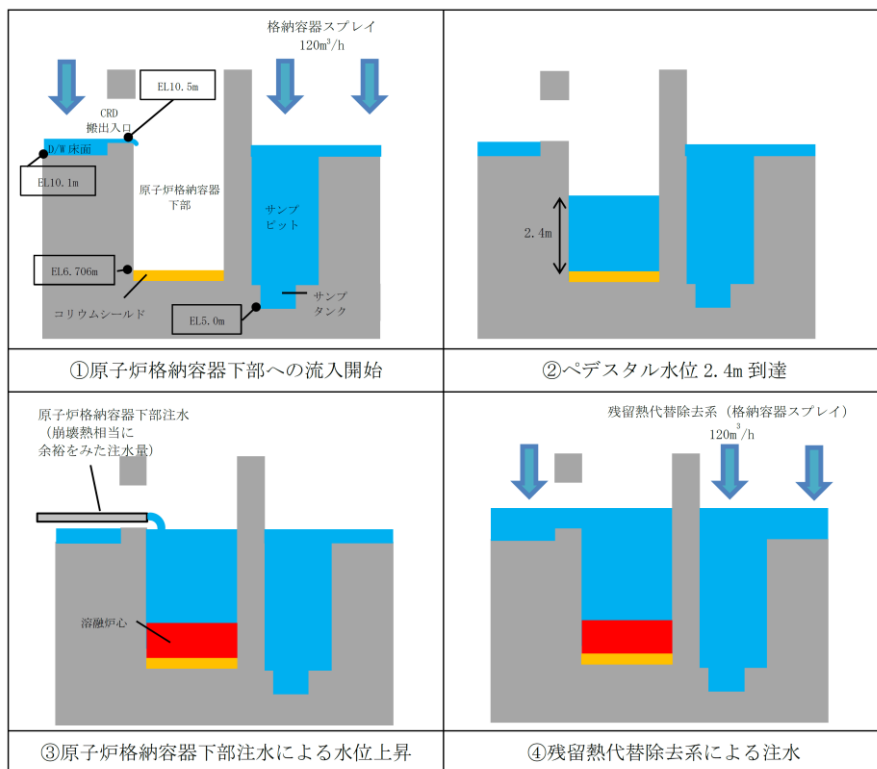


図 2-9 原子炉格納容器下部/ドライウエル底部の状態図



### 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運用であることから、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）

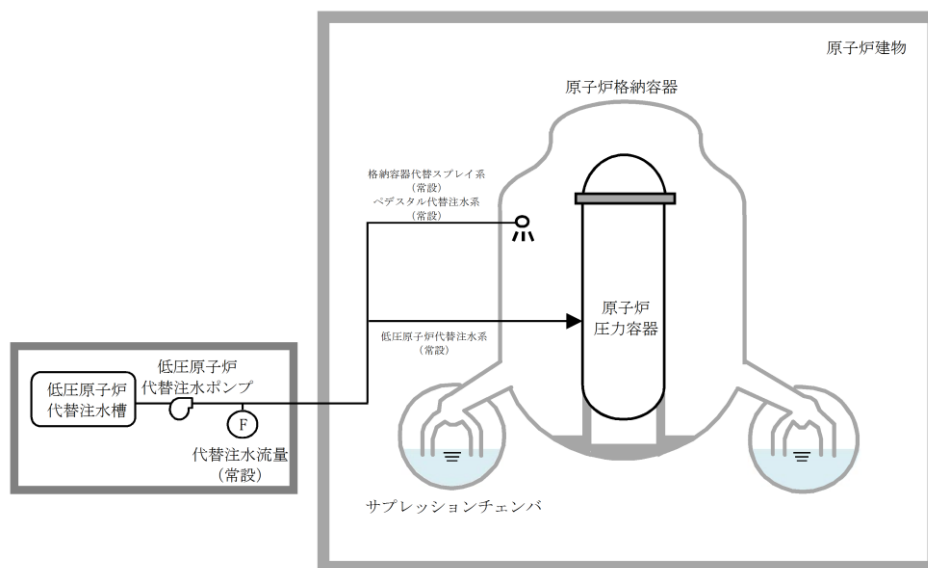


図 3-1 代替注水流量（常設）の系統図

### 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。

#### (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。

#### (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。

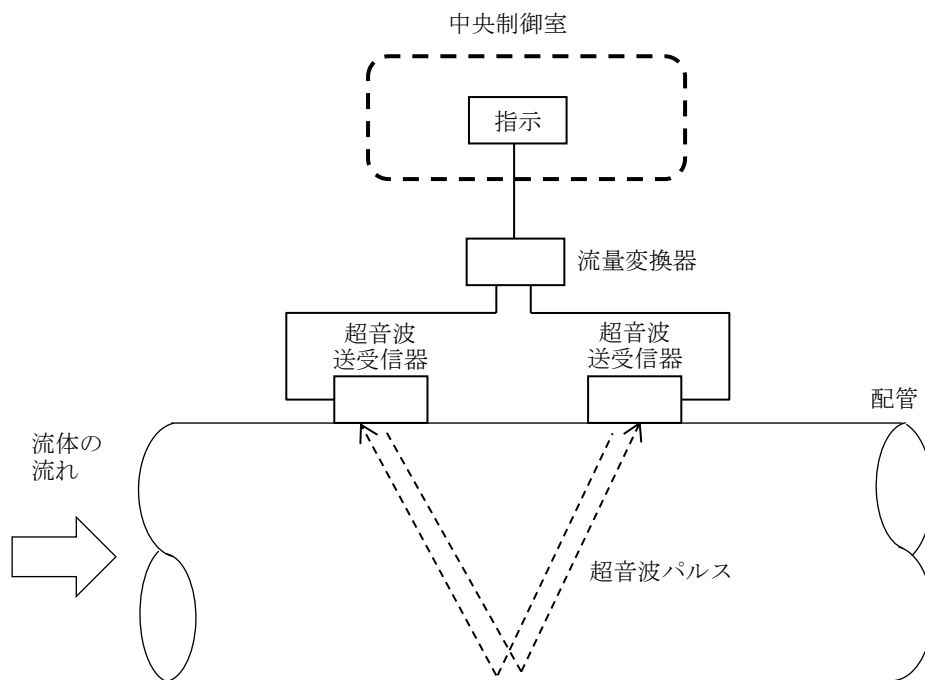


図 3-2 超音波式流量検出器の測定原理

#### 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。

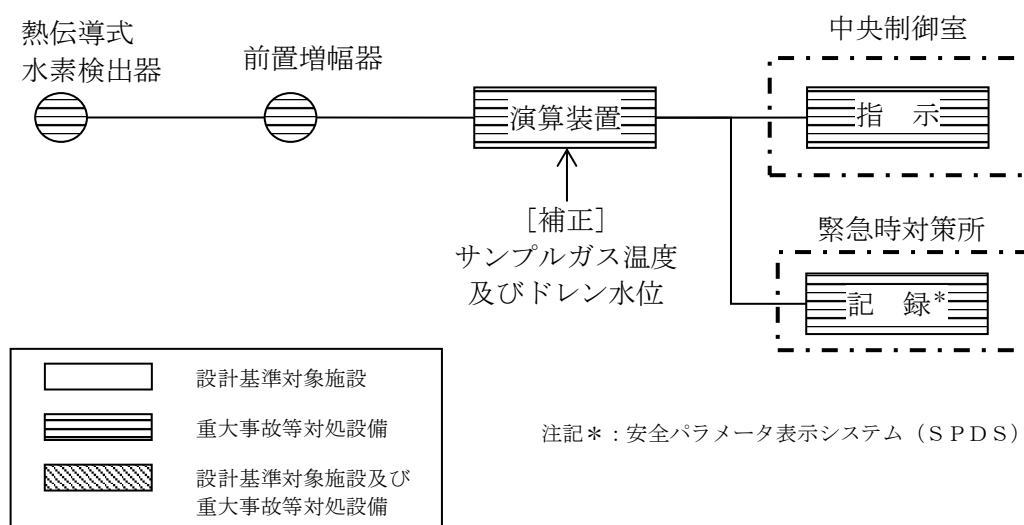


図4-1 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

##### 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。

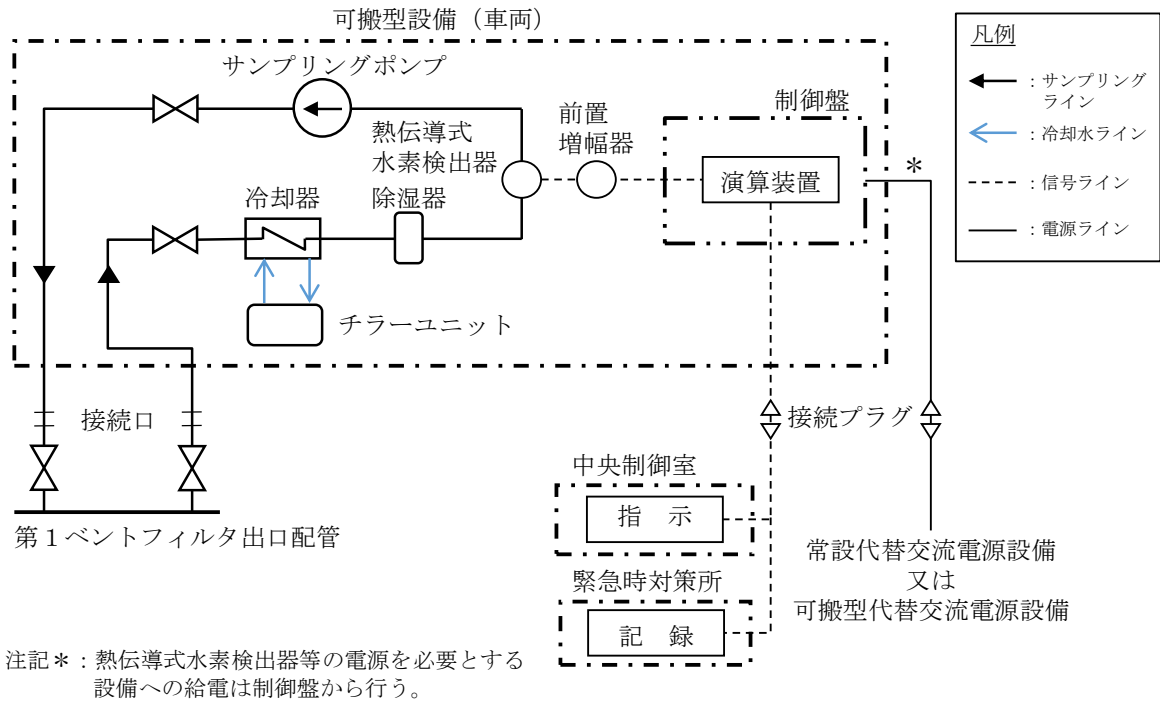


図 4-2 第 1 ベントフィルタ出口水素濃度システム概要図

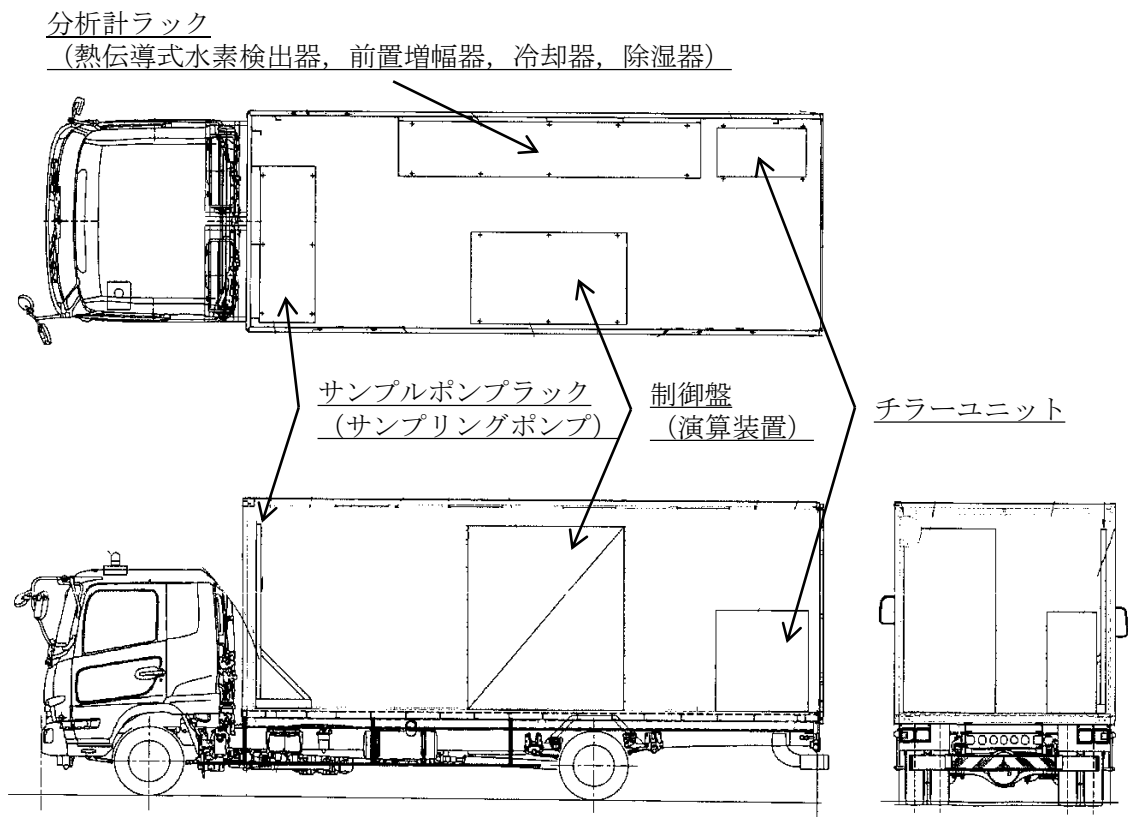


図 4-3 可搬型設備（車両）概要図

## 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（S A）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（S A）による推定。
- ・原子炉水位（S A）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（S A）及びサプレッションチェンバ圧力（S A）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（S A）	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（S A）	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。

### (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。

### (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。

### (3) 原子炉水位（S A）

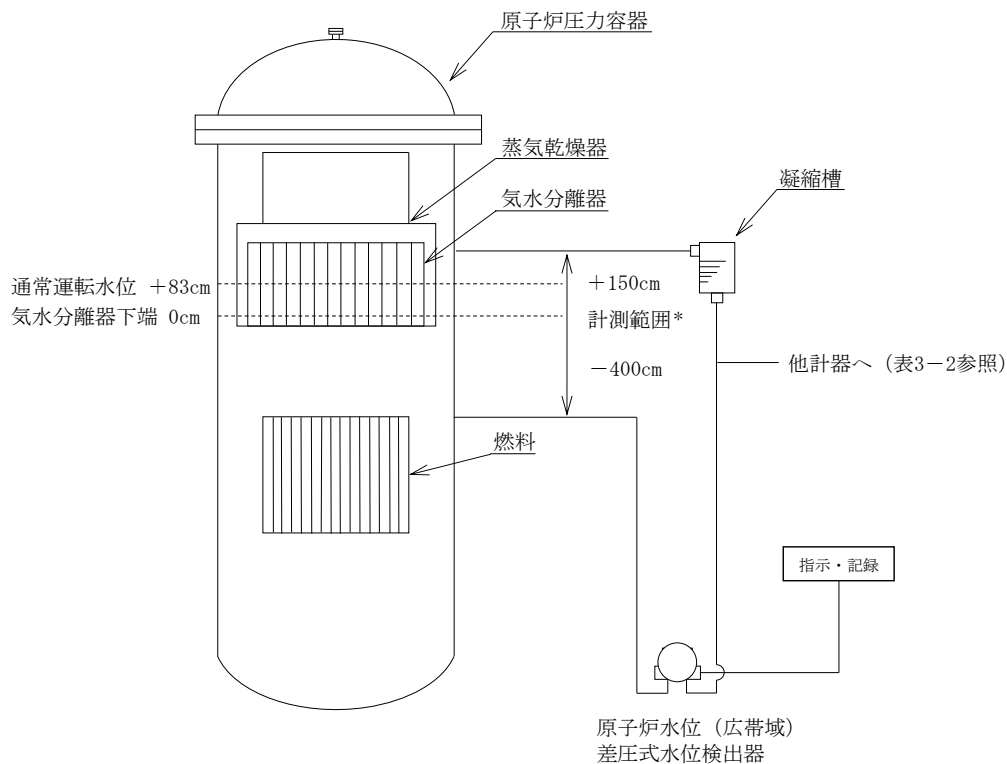
原子炉水位（S A）は気水分離器下端を基準とし， $-900\sim+150\text{cm}$  までの水位を計測することにより，原子炉圧力容器内の水位を確認する。

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。

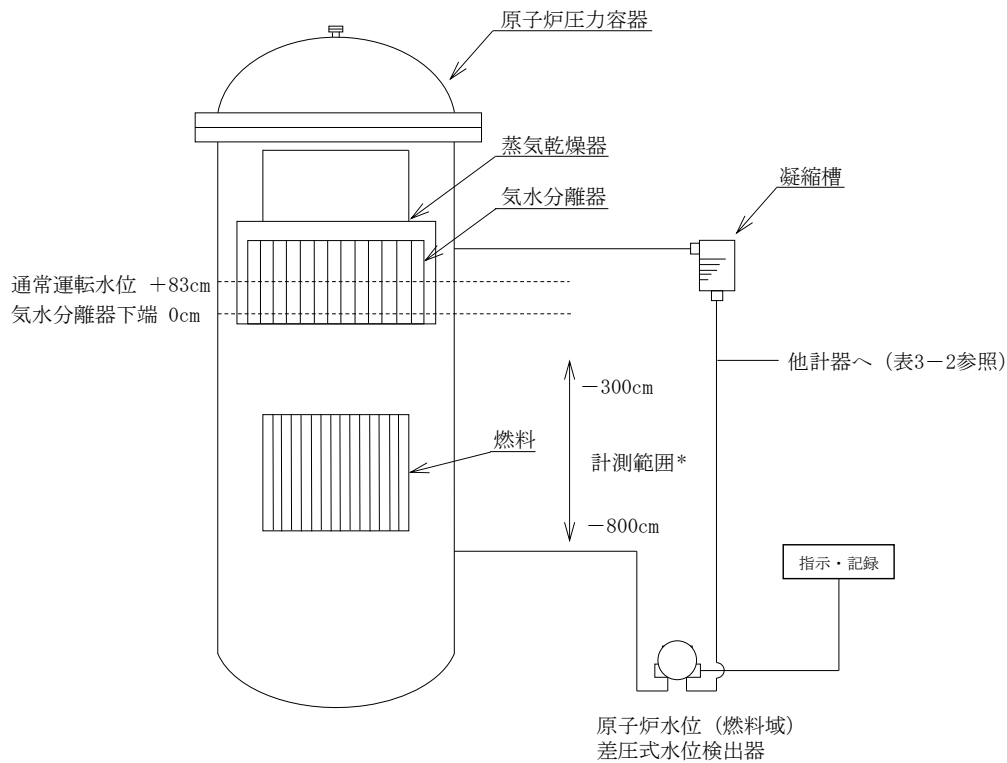


計器の概要については図5-1「原子炉水位（広帯域）の概要」、図5-2「原子炉水位（燃料域）の概要」及び図5-3「原子炉水位（SA）の概要」に、凝縮槽の配置については図5-4「凝縮槽の配置図」に、凝縮槽から計器までの配管ルートについては図5-5「凝縮槽から原子炉水位への配管ルート概略図」に示す。また、凝縮槽を兼用している計器については表5-2「凝縮槽を兼用している計器」に、計器の仕様については表5-3「原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）の仕様」及び表5-4「原子炉水位（SA）の仕様」に示す。



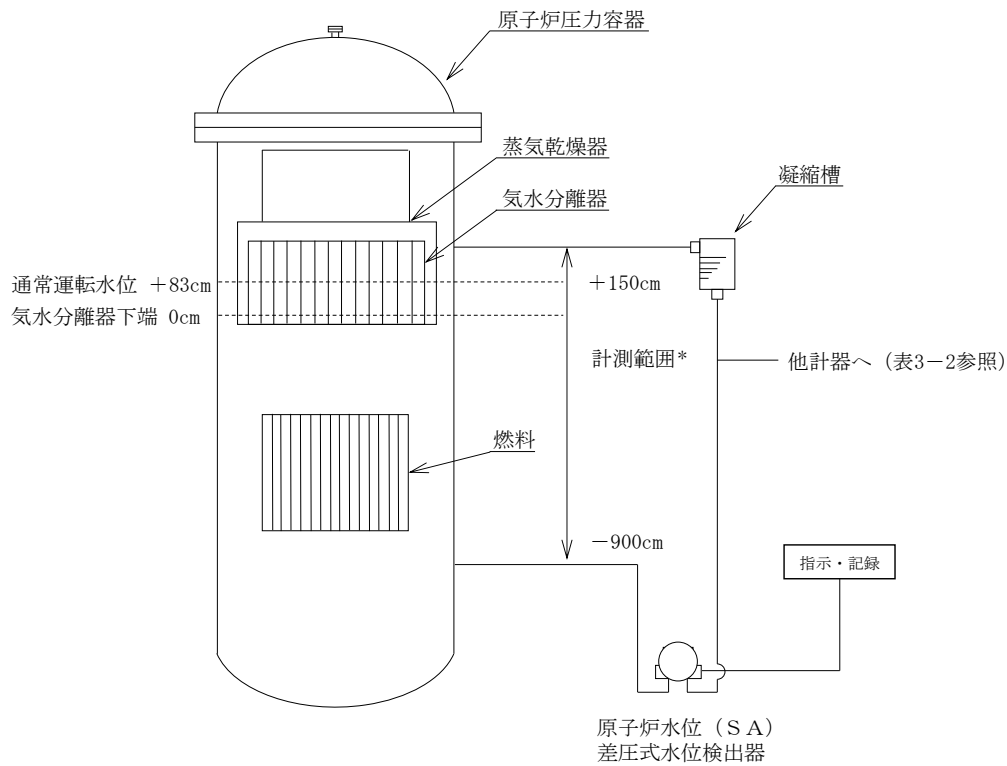
注記\*：計測範囲の零は、汽水分離器下端とする。

図5-1 原子炉水位（広帯域）の概要



注記\*：計測範囲の零は、気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、気水分離器下端とする。

図 5-3 原子炉水位（SA）の概要

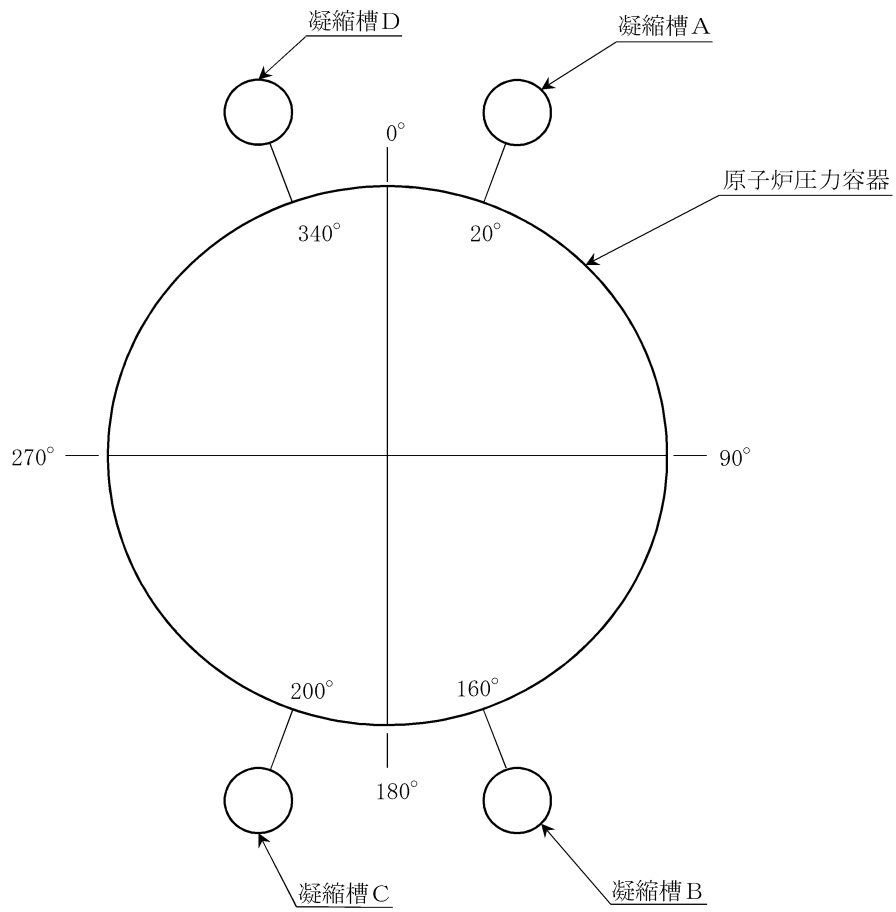


図 5-4 凝縮槽の配置図

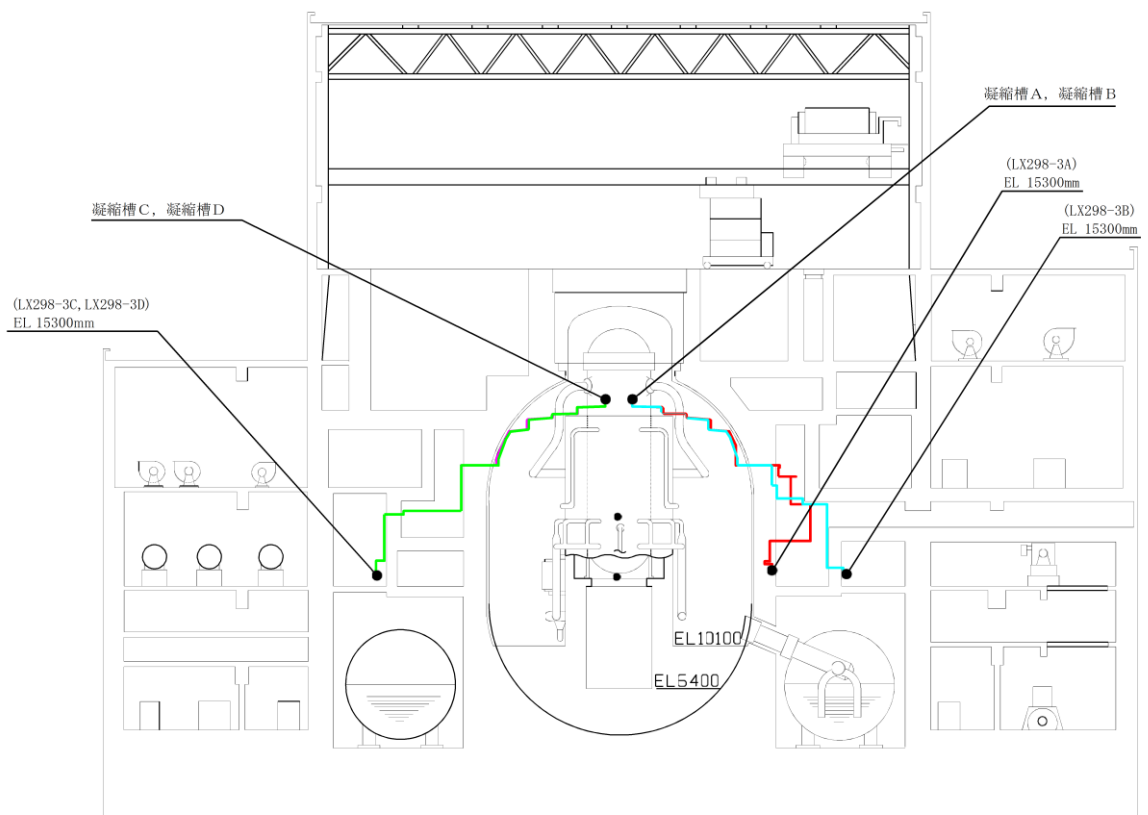
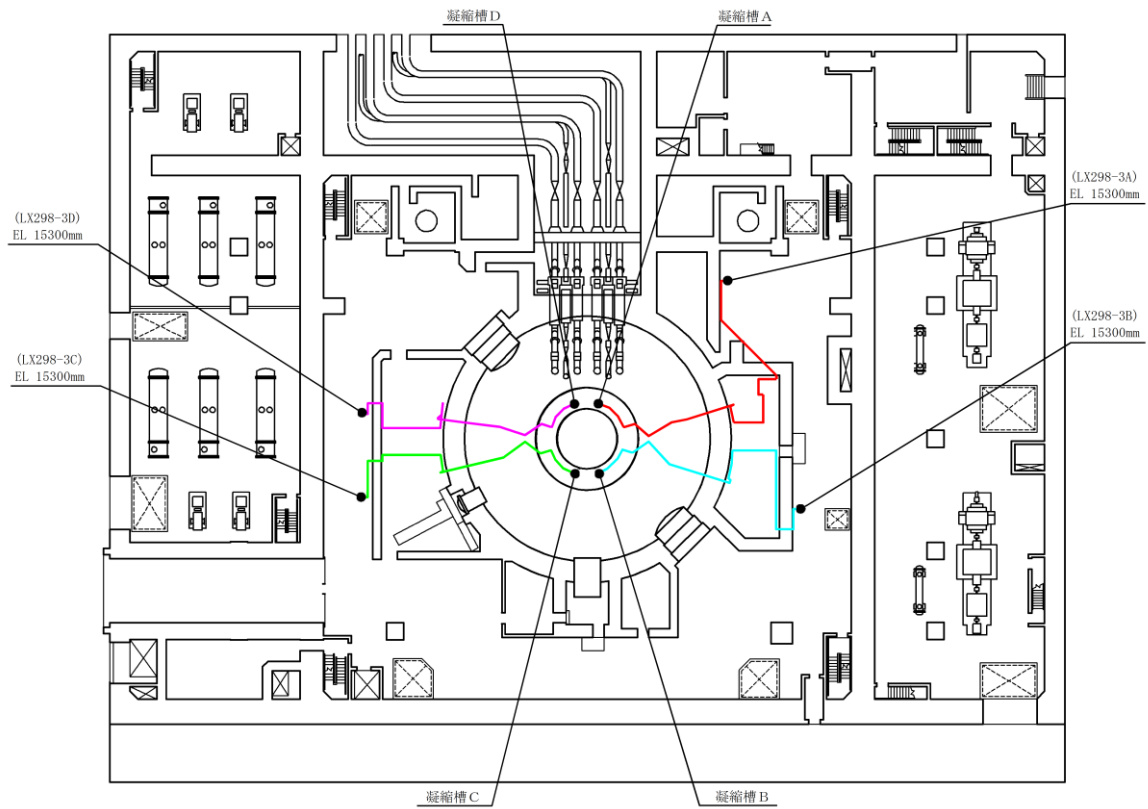


図 5-5 凝縮槽から原子炉水位への配管ルート概略図

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	
	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、水位不明となつ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つ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、水位不明となつた時点の崩壊熱除去に必要な注水量を下辺、水位不明となつ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つ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】

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

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

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

$$L_2 = L_1 + l$$

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

$V_2$  : 水位不明となつ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 ( $m^3/h$ )

$Q_{21}$  : 水位不明となつ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)



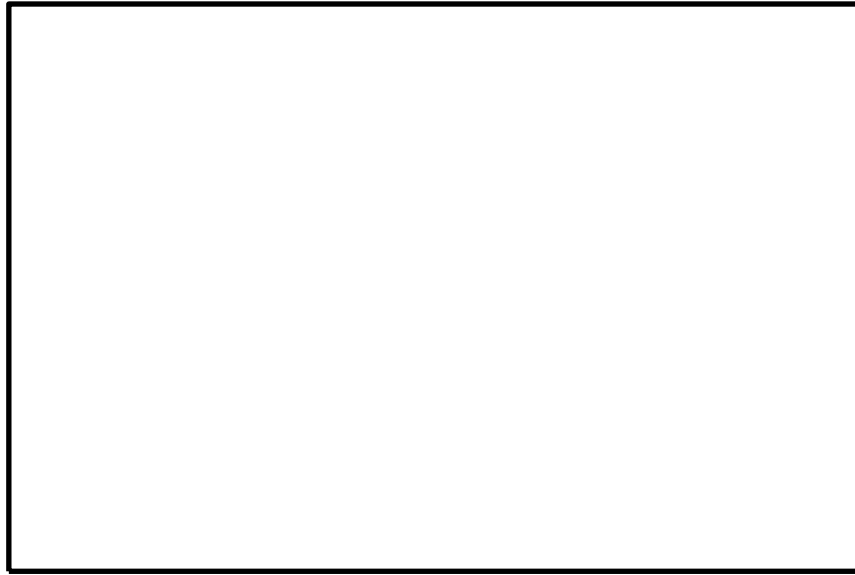


図 5-6 崩壊熱除去に必要な水量

**【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。

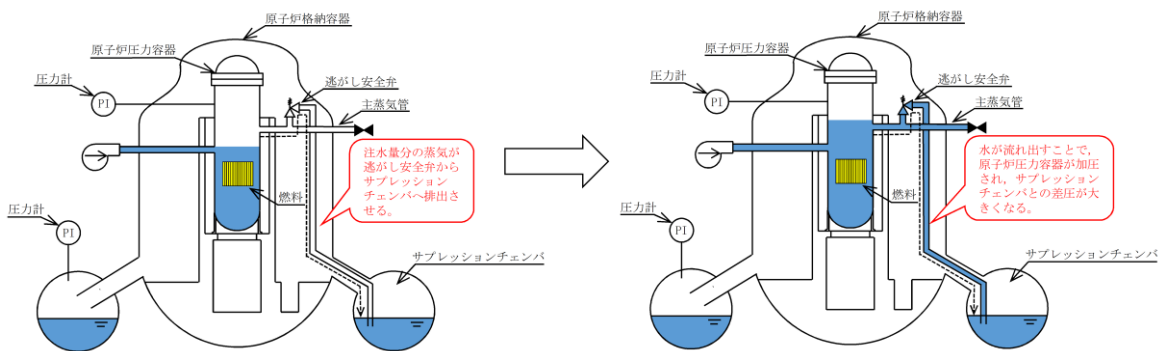


図 5-7 満水判断のイメージ

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。）

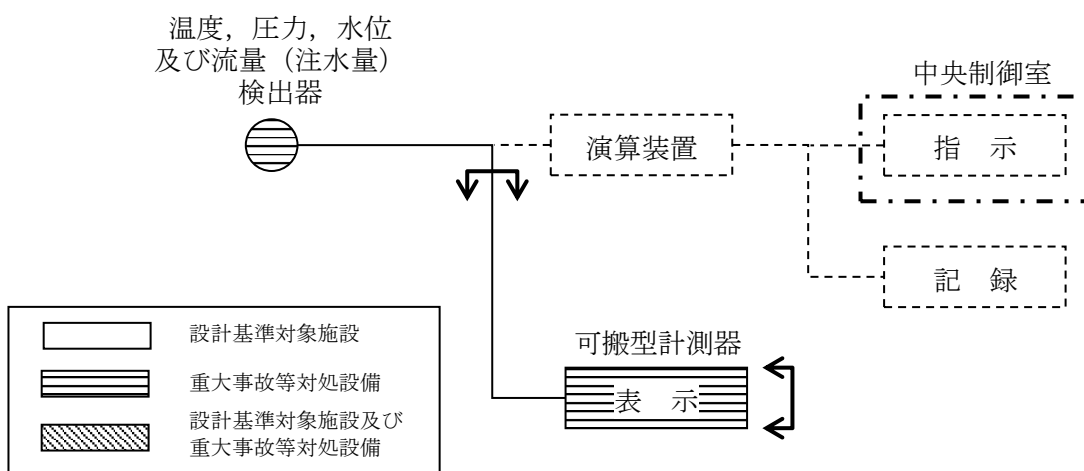


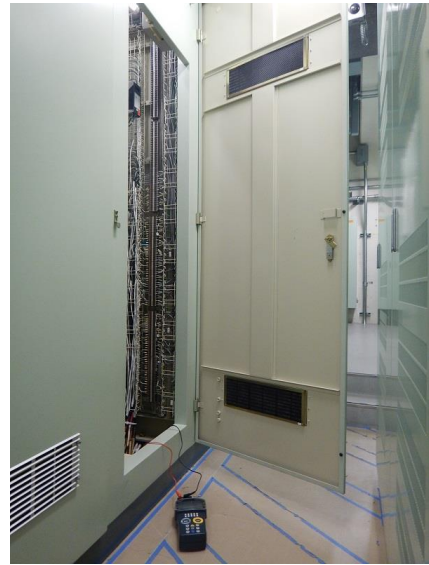
図 6-1 可搬型計測器の概略構成図

表 6-1 可搬型計測器の計測対象パラメータ

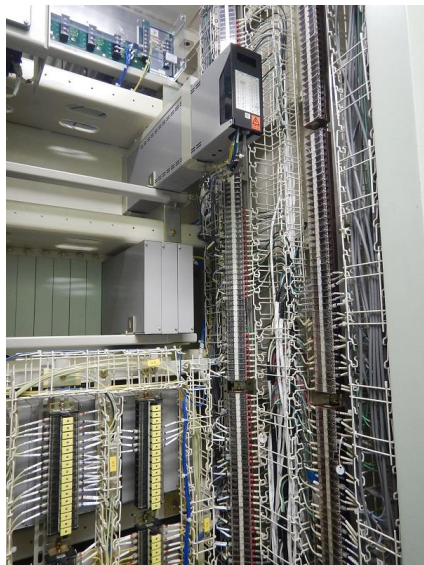
監視パラメータ	
残留熱除去ポンプ出口圧力	サブプレッションチェンバ温度 (S A)
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	サブプレッションプール水温度 (S A)
残留熱除去系熱交換器入口温度	低圧原子炉代替注水槽水位
残留熱除去系熱交換器出口温度	格納容器代替スプレイ流量
残留熱除去ポンプ出口流量	ペDESTAL代替注水流量
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	ドライウェル水位
高圧原子炉代替注水流量	サブプレッションプール水位 (S A)
低圧原子炉代替注水流量	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	
	高压炉心スプレィポンプ出口 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	
	低压炉心スプレィポンプ出口 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。

### (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。

### (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]

### (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]

### (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なっている。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。

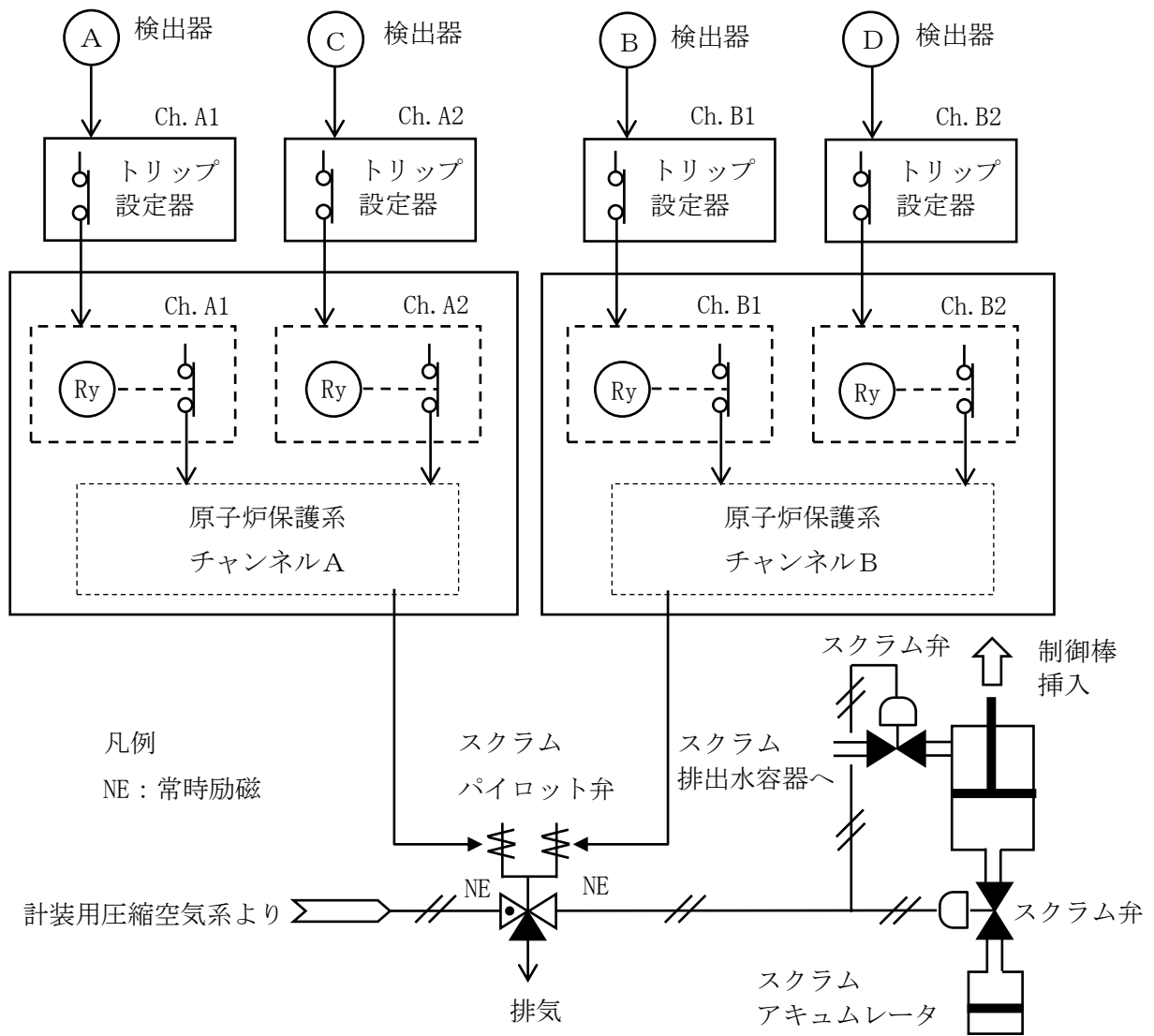


図7-1 原子炉保護系の構成例（通常状態）

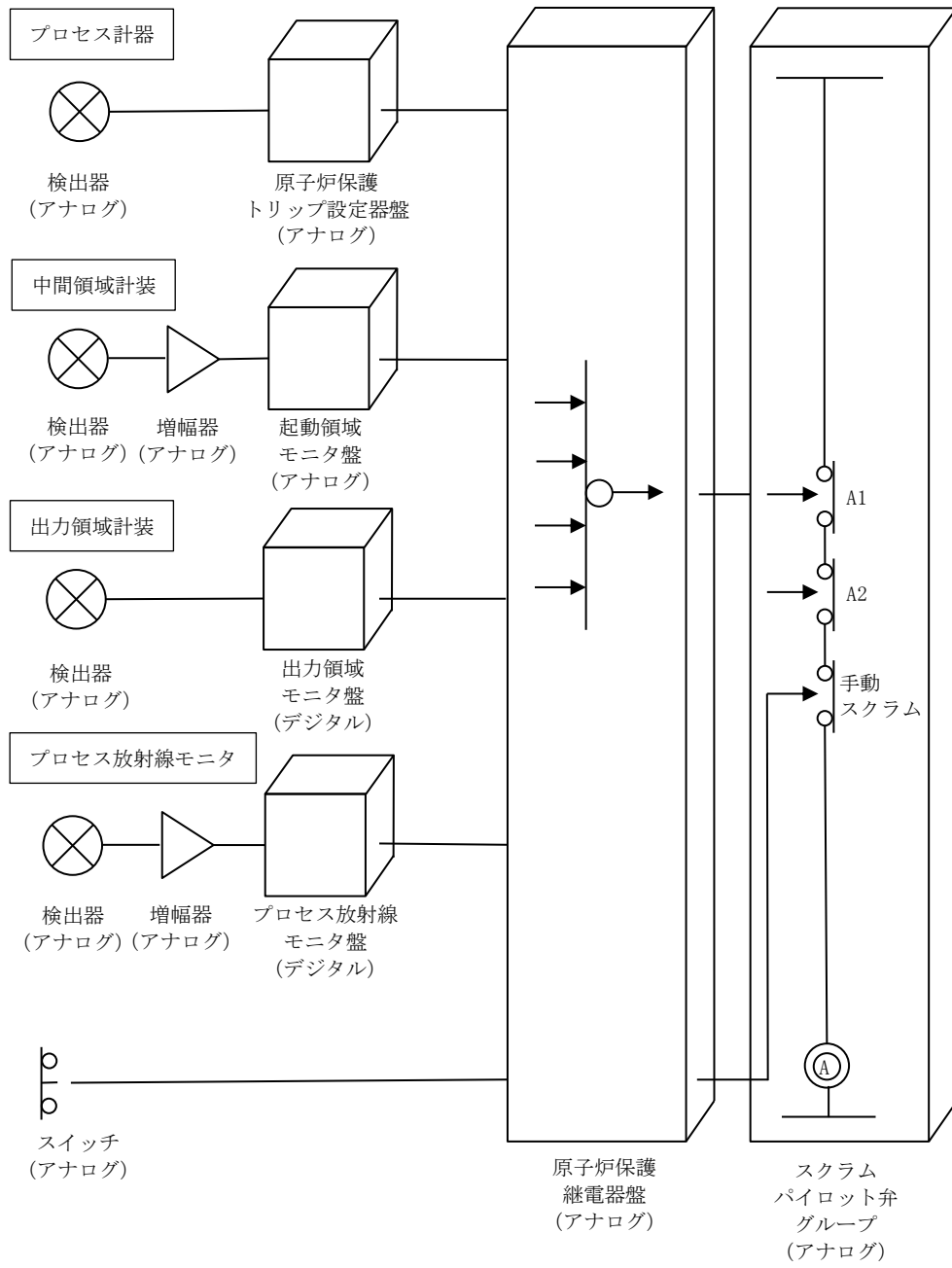


図 7-2 安全保護系構成概略図

## 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。)

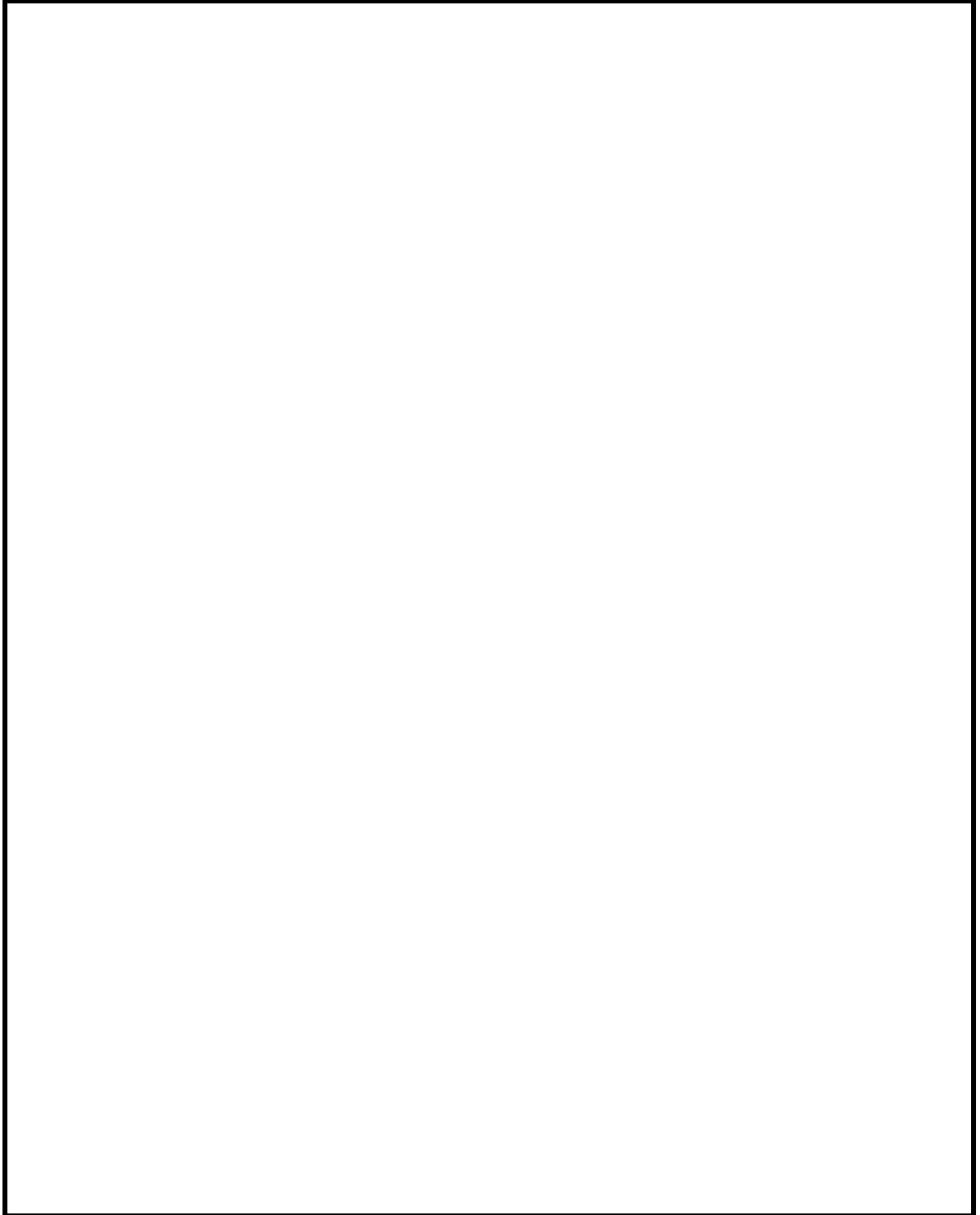


図 7-3 安全保護系盤及び保守ツール



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。）

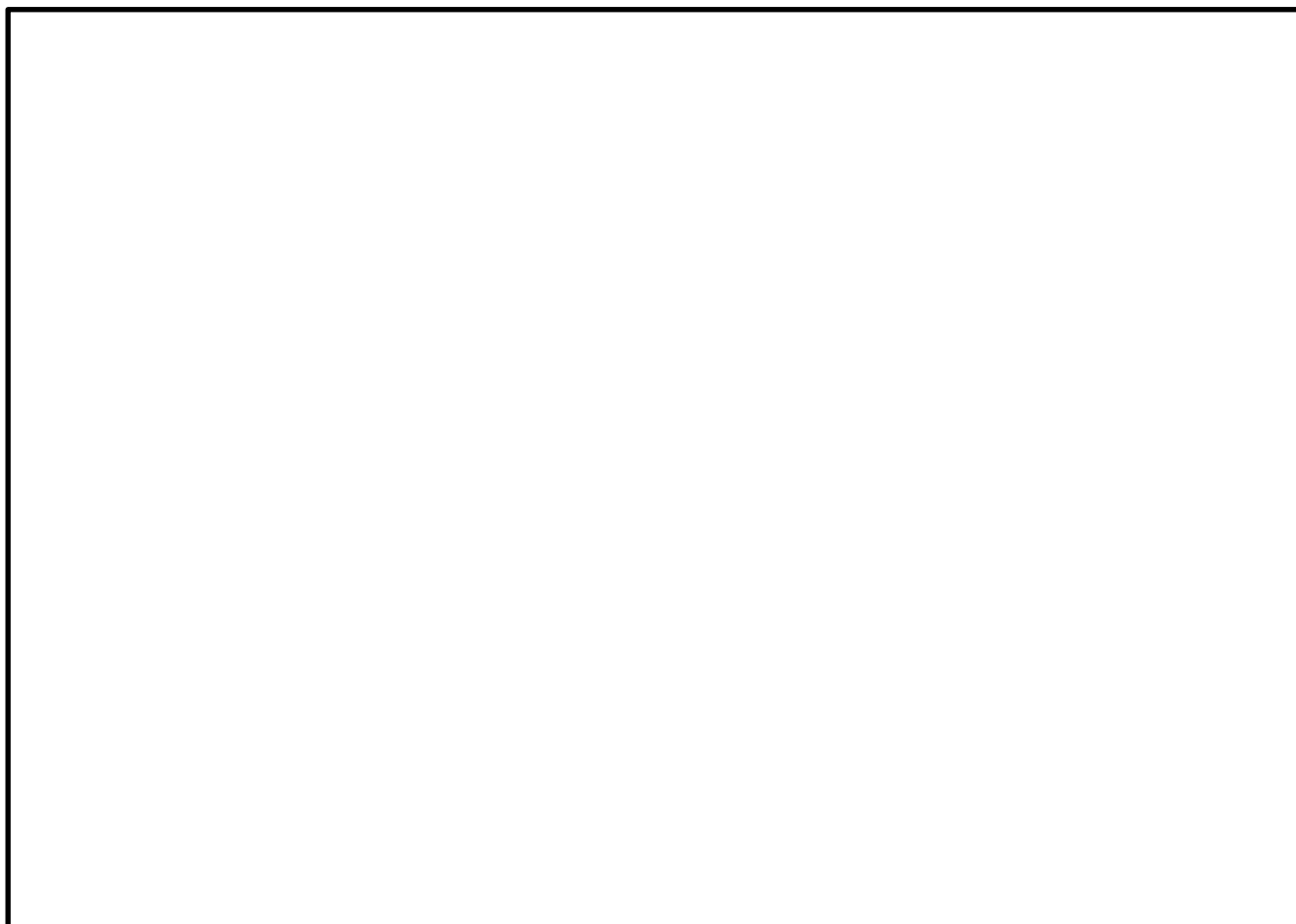


図7-4 外部ネットワークとの接続構成概要

#### 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、鋼製の管体に格納し、管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。

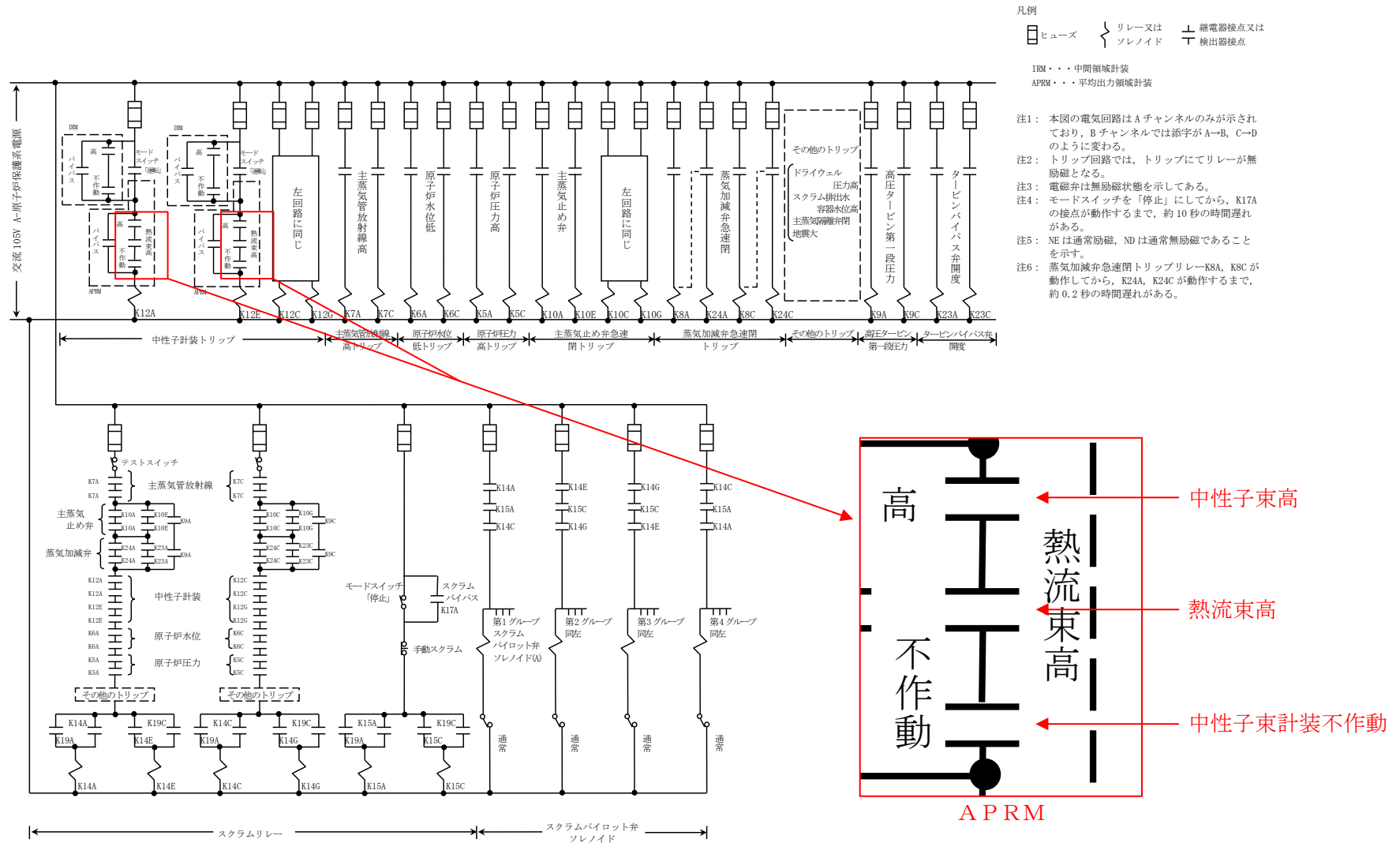


図 7-6 原子炉保護系の概略図

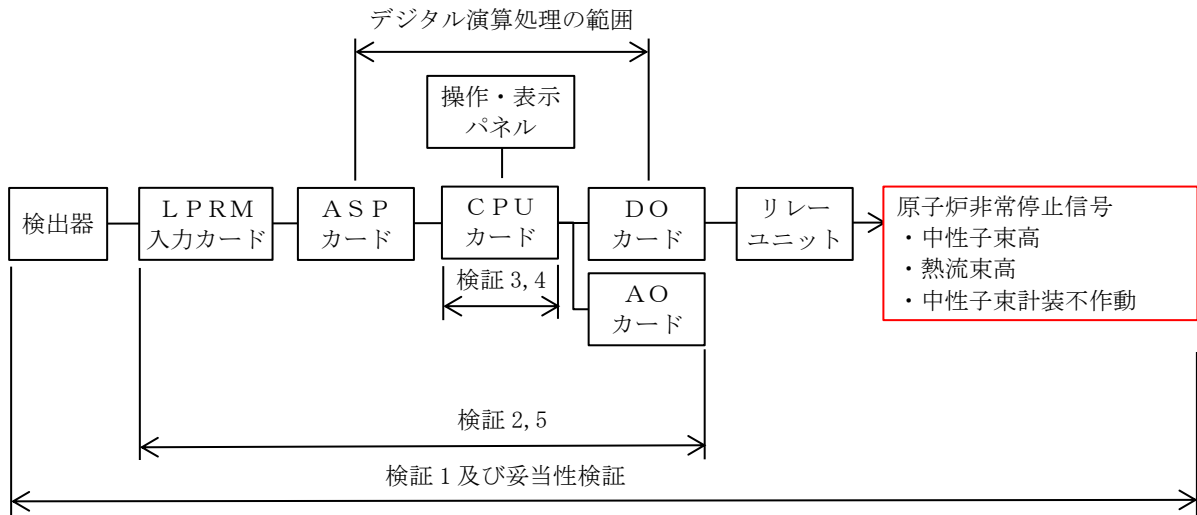


図 7-7 APRMの概略図

### 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
						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。 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
	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。 ③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。 ③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)	①サブプレッションチェンバ圧力 (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サブプレッションチェンバ圧力 (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、同じ仕様のドライウエル圧力 (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			

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	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。 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 (ドライウエル) 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ドライウエル圧力 (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ドライウエル圧力 (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 (ドライウエル) 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ドライウエル圧力 (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ドライウエル圧力 (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
ドライウェル水位	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 (ドライウェル)	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*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 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</p> <p>設計基準対象施設 重大事故等対処設備 設計基準対象施設及び 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 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*1</p> <p>設計基準対象施設 重大事故等対処設備 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）

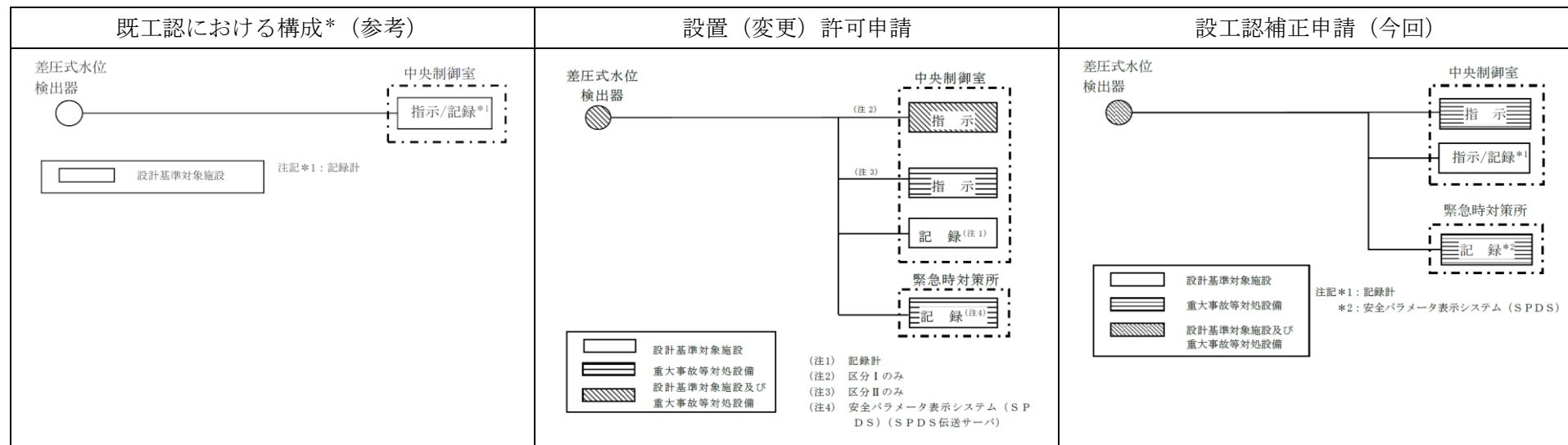
原子炉水位（広帯域）

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</p> <p>中央制御室 指示</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</p> <p>(注2)</p> <p>(注3)</p> <p>(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>(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>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）」とする。）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）」とする。）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。

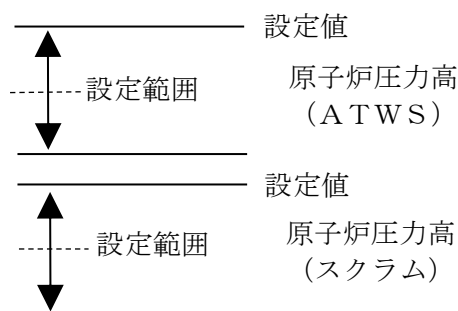


図1-1 設定値の相対関係

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(ATWS)の相対関係

ATWS時の事象緩和の観点から、原子炉圧力高(ATWS)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(ATWS)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(ATWS)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(ATWS)の下限值(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。

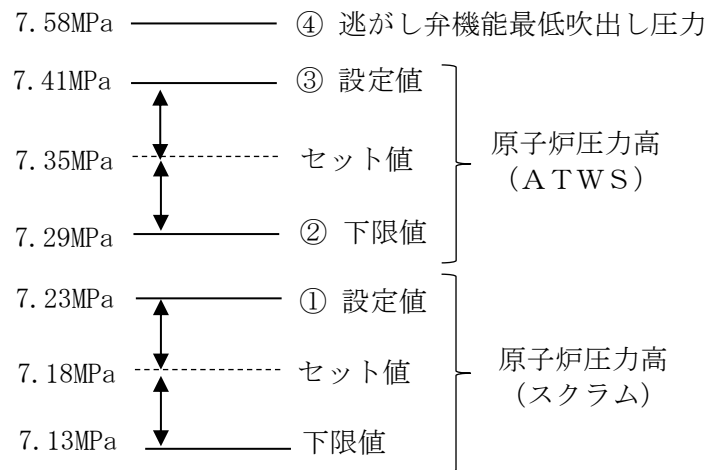


図1-2 原子炉圧力高(スクラム)と原子炉圧力高(ATWS)の相対関係

## 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。

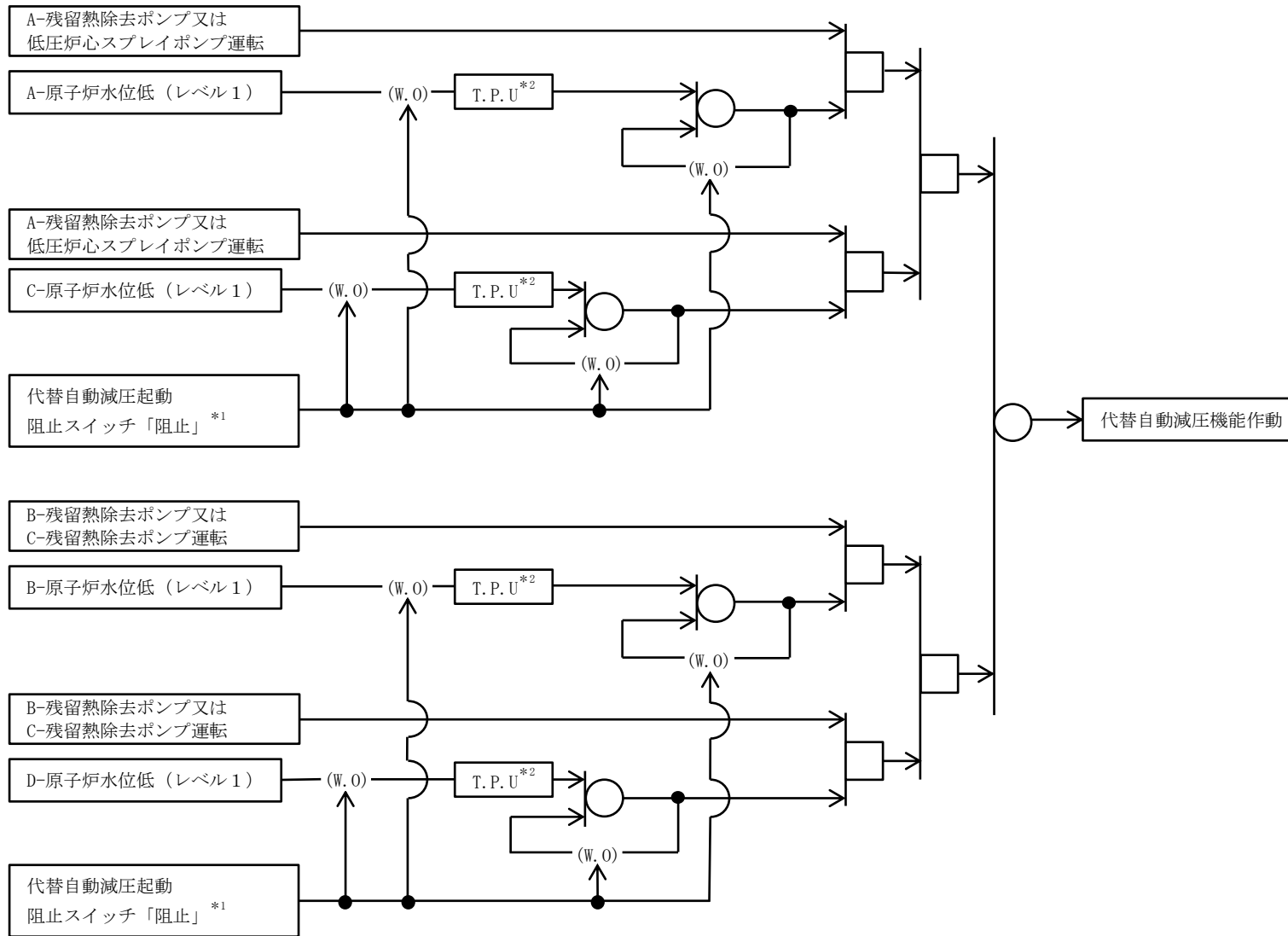
残留熱除去ポンプ運転信号及び低圧炉心スプレイポンプ運転信号は、各ポンプの遮断器閉信号としている。

### 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。



注記\*1：代替自動減圧起動阻止スイッチはA系論理回路及びB系論理回路で共用する。  
 \*2：10分の時間遅れがある。

注：記号説明

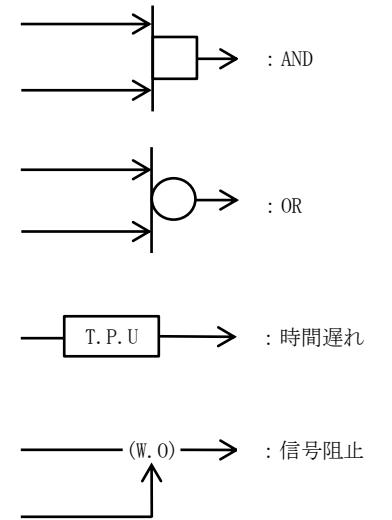


図2-1 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）作動回路の概略図

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。

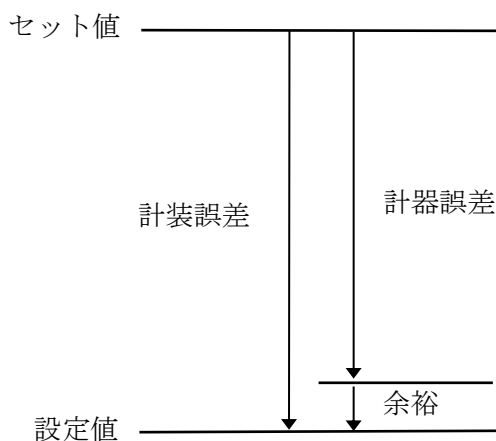


図 3-1 計装誤差の概念

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。

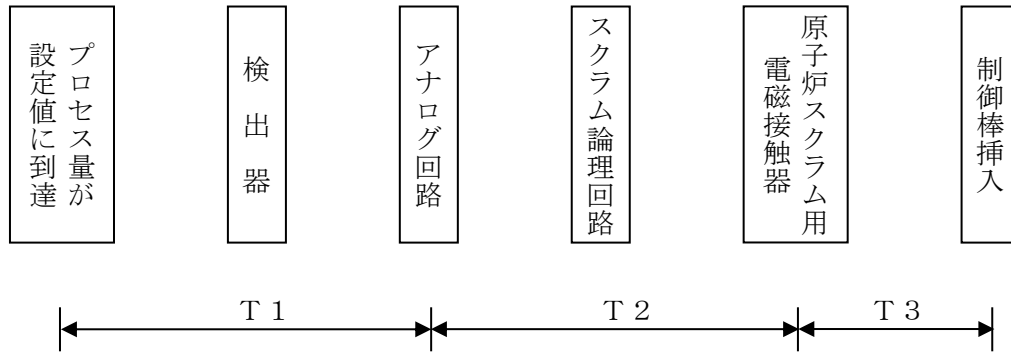
これらのうち、設置（変更）許可の安全評価の条件として使用している原子炉保護系の応答時間、工学的安全施設の起動信号（主蒸気隔離弁）の応答時間及びその他の工学的安全施設等としてA T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の応答時間について説明する。



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

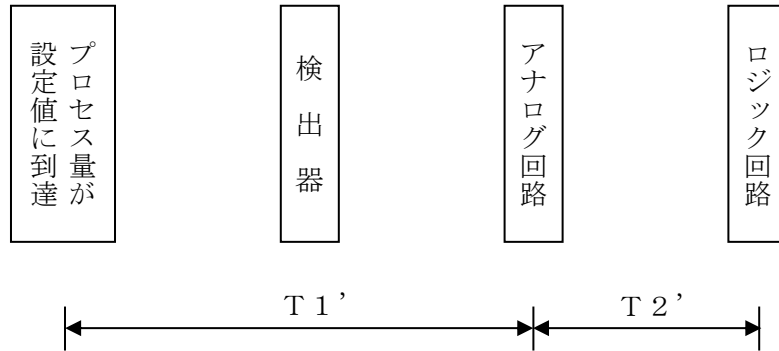
原子炉非常停止信号の応答時間

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 TWS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。	—

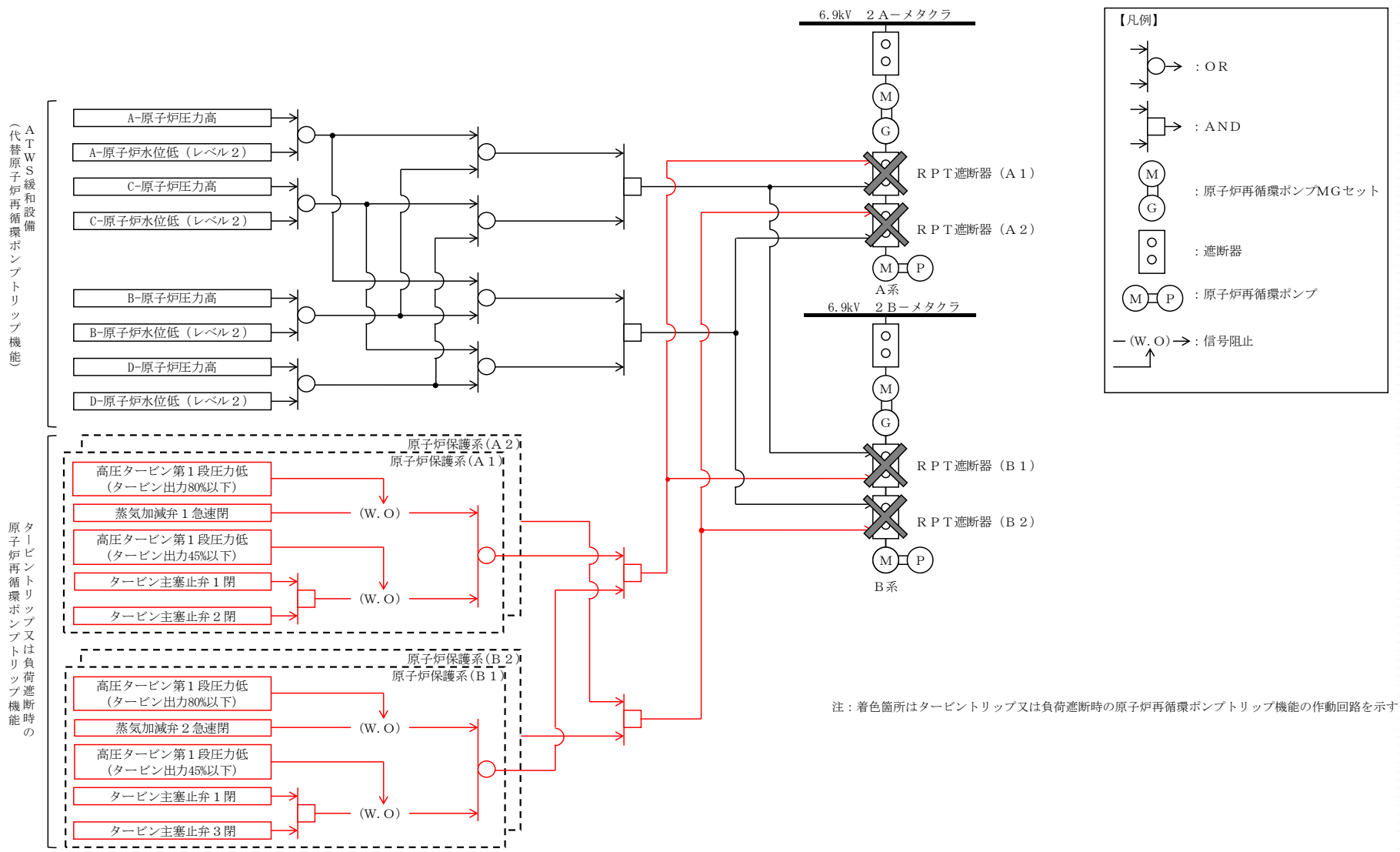


図 2-1 原子炉再循環ポンプトリップ回路 (タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプトリップ機能)

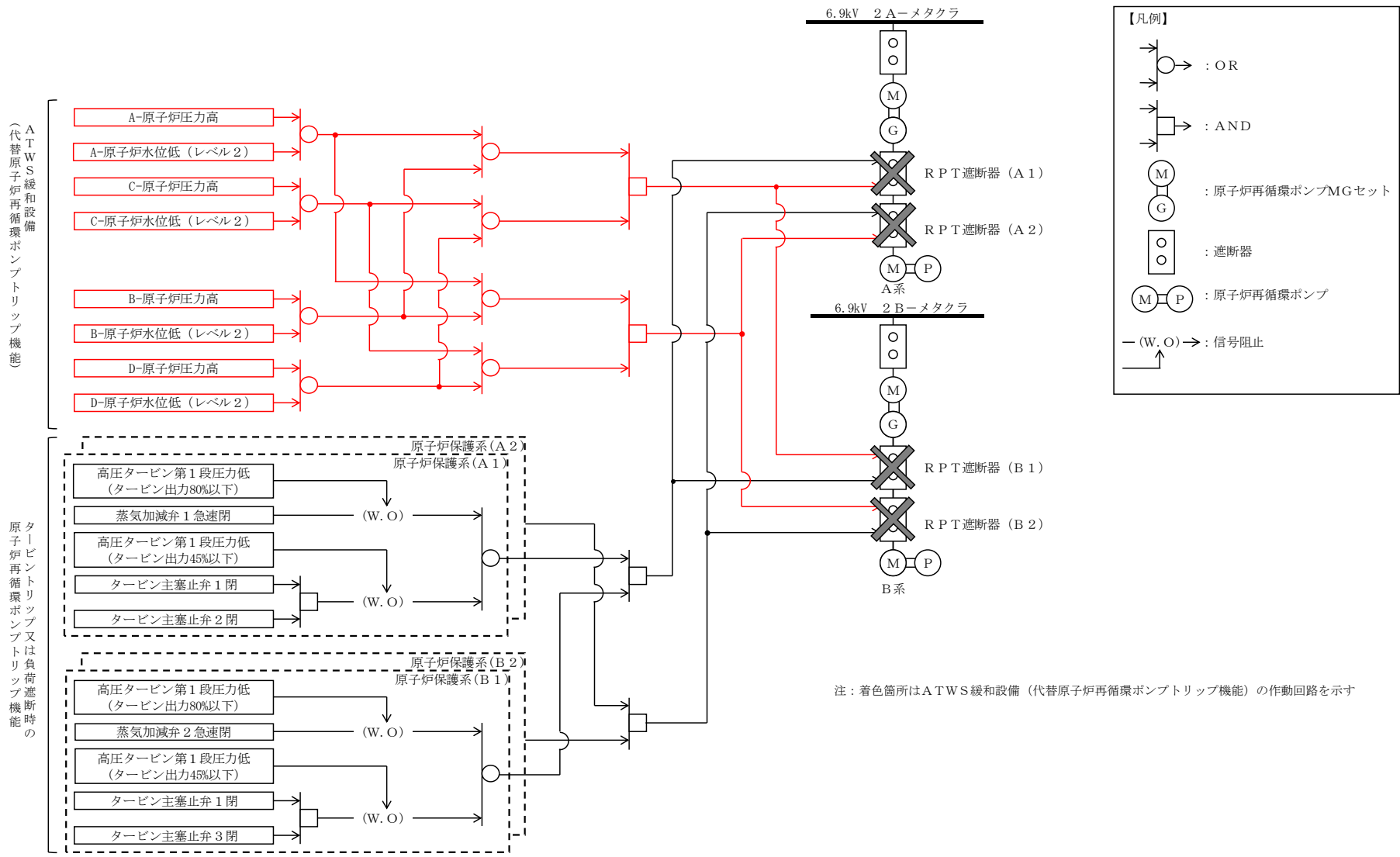


図 2-2 原子炉再循環ポンプトリップ回路 (ATWS緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能))

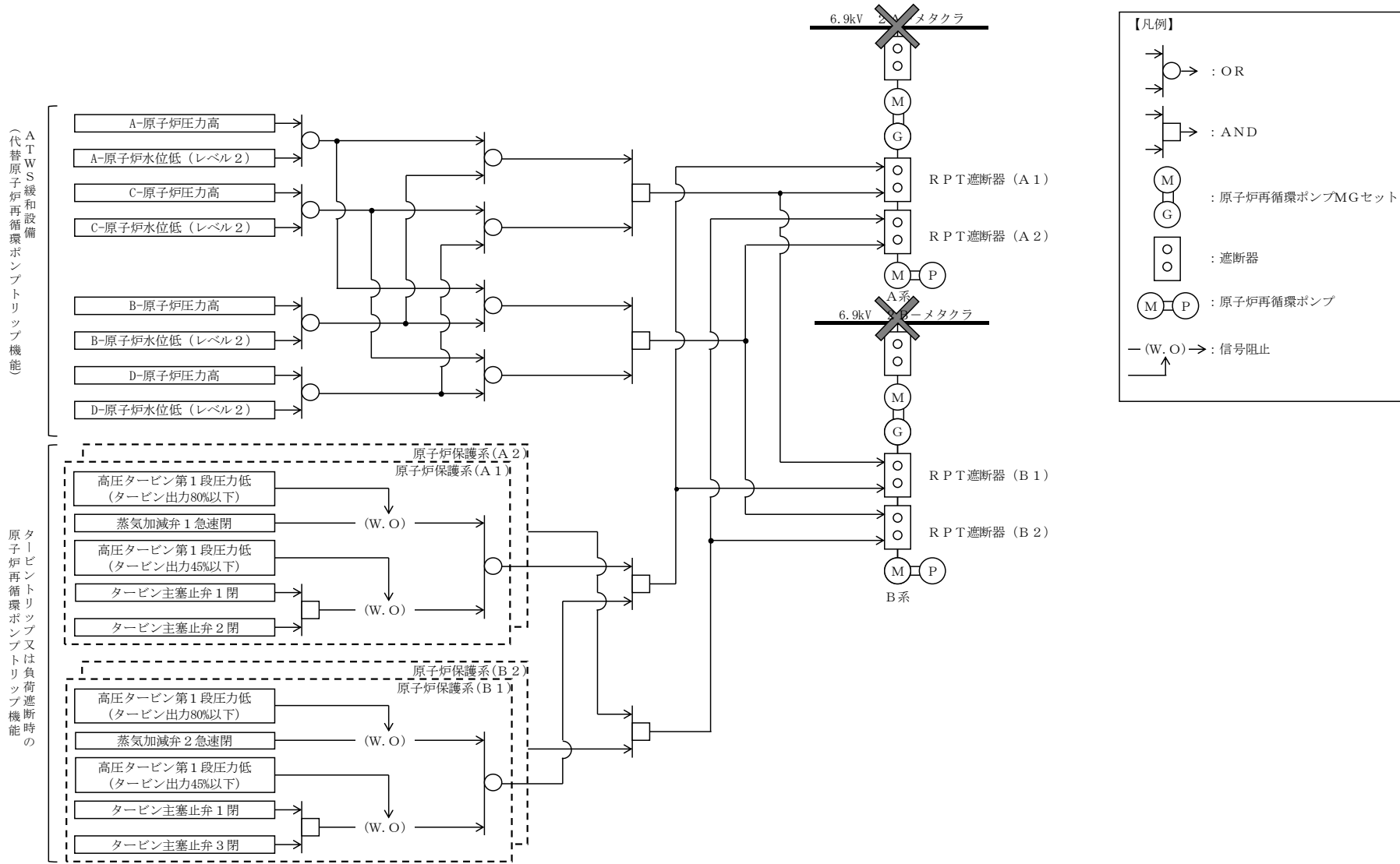


図 2-3 原子炉再循環ポンプトリップ回路 (常用電源喪失時)

### 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説明する。

##### 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、燃料の熱的な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 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 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。

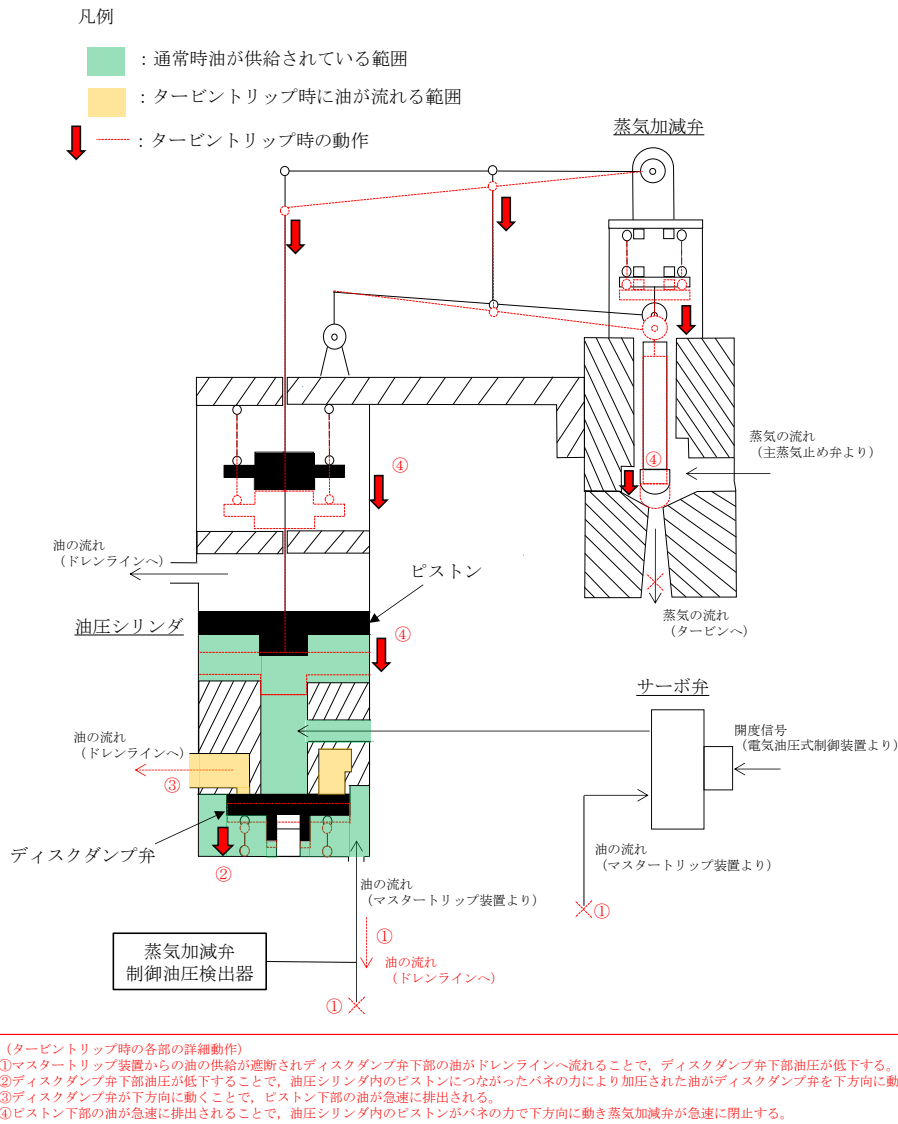


図5-1 蒸気加減弁の動作概要

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）を下回ることで「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%以下の場合は、タービンバイパス弁が不作動であっても燃料の熱的健康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、ディーゼル発電機から給電され*、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。
火山		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。
		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		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\*：ディーゼル発電機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、ディーゼル発電機から給電され*、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ディーゼル発電機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（50%RH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。

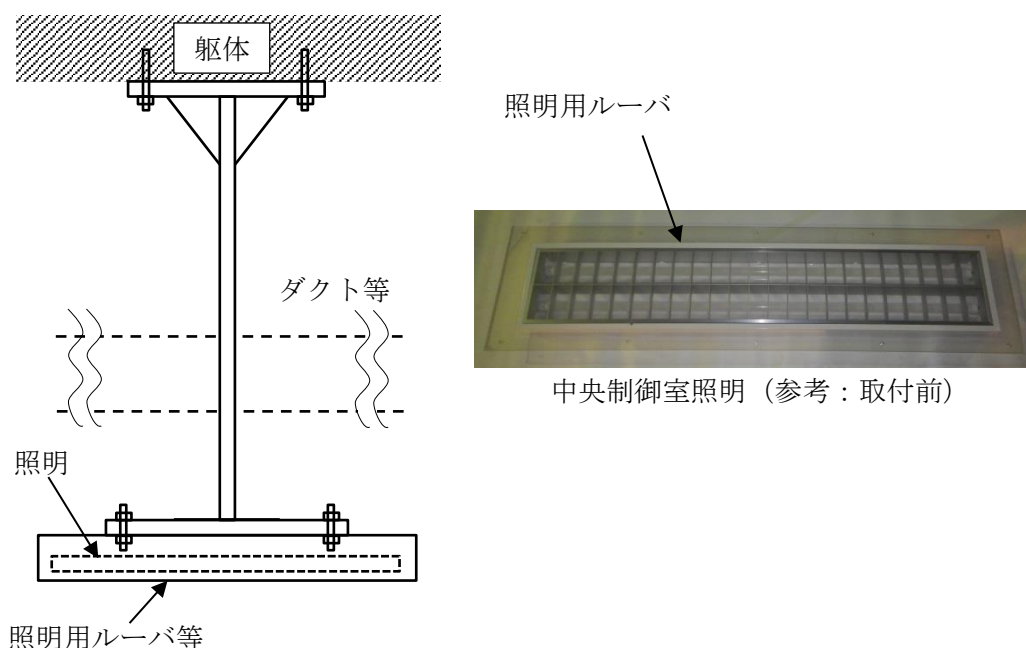


図 1-1 中央制御室照明の落下防止措置

##### (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

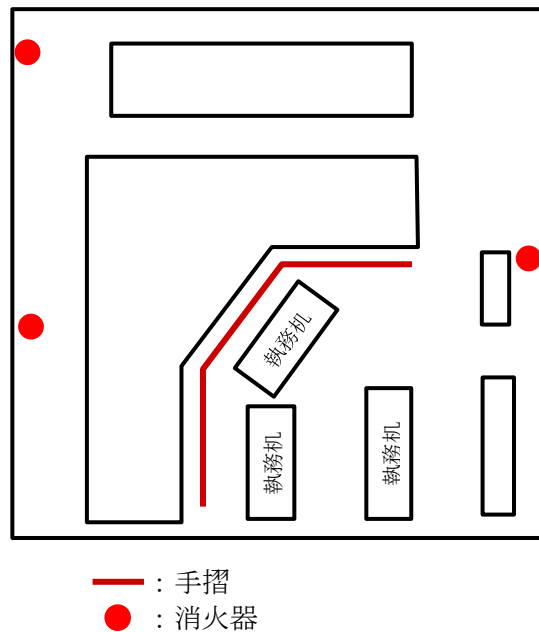


図 1-2 中央制御室における消火器及び手摺の設置状況

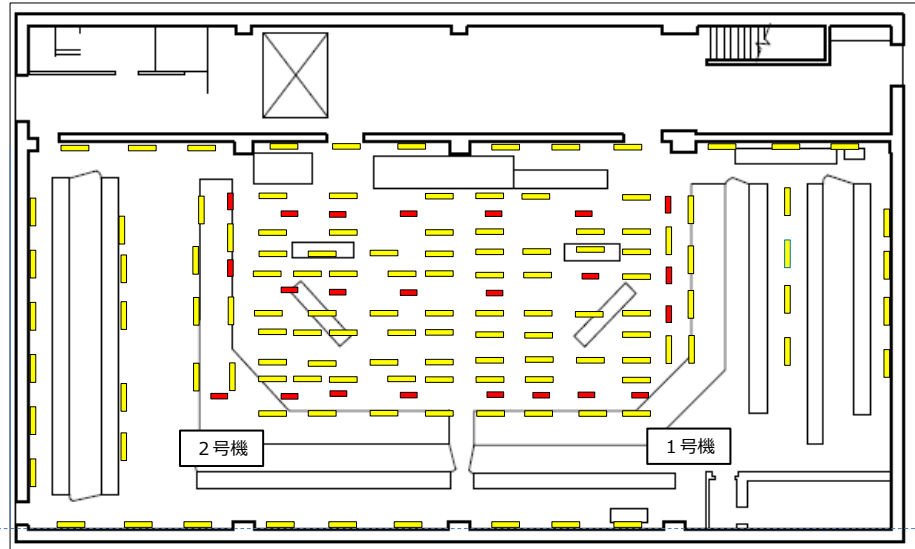
(c) 外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失

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機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

(通常時及び外部電源喪失時)



直流非常灯点灯時

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。

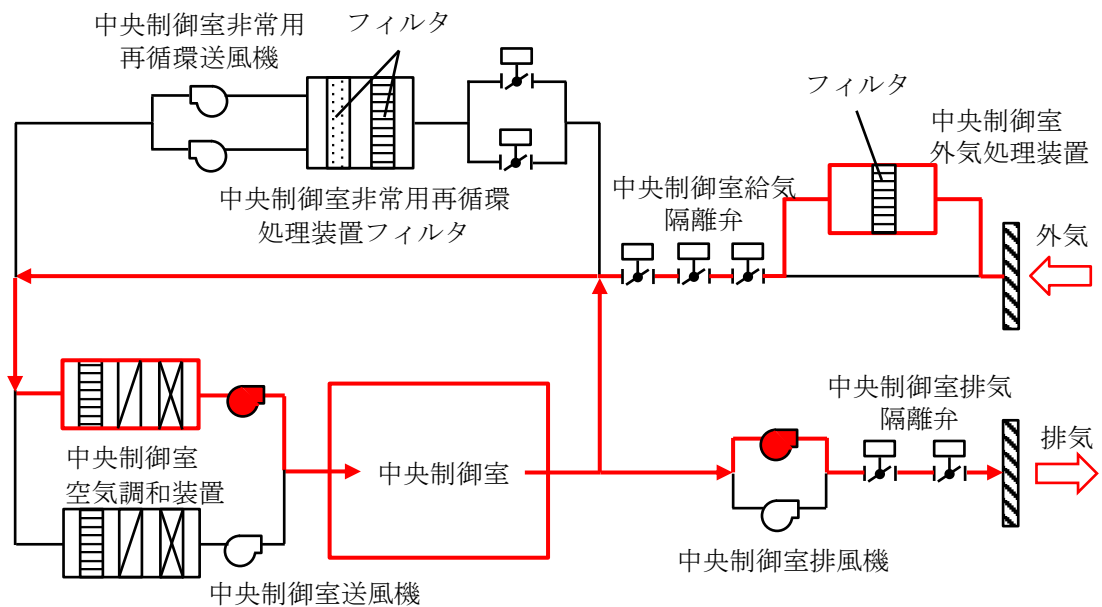


図1-5 中央制御室空調換気系の概要図（通常運転時）

- 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。

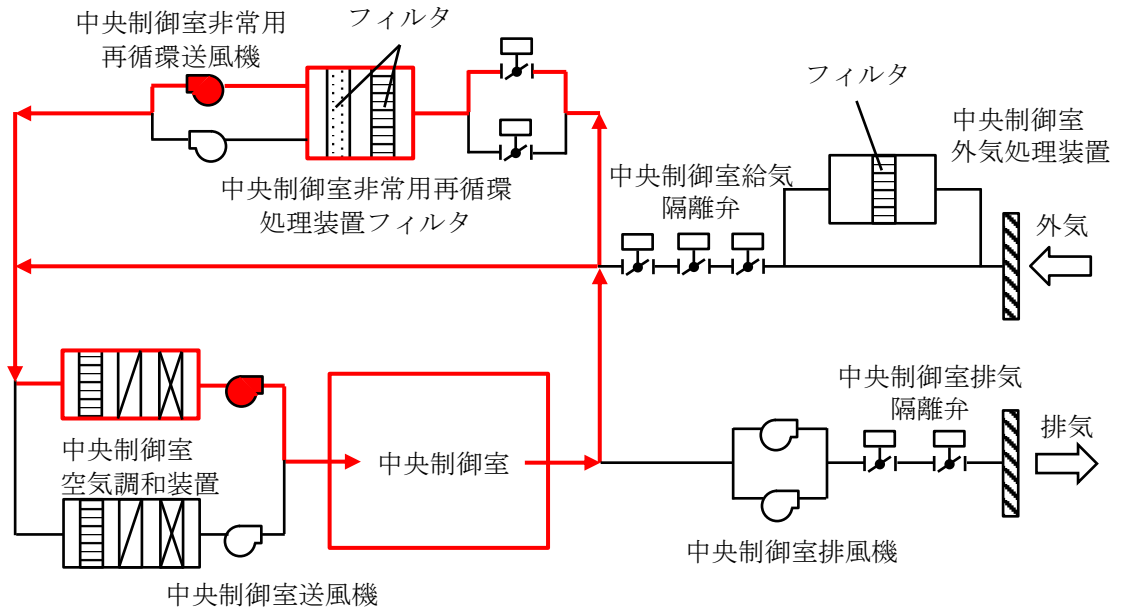


図 1-6 中央制御室空調換気系の概要図（系統隔離運転時）

- ・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、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。

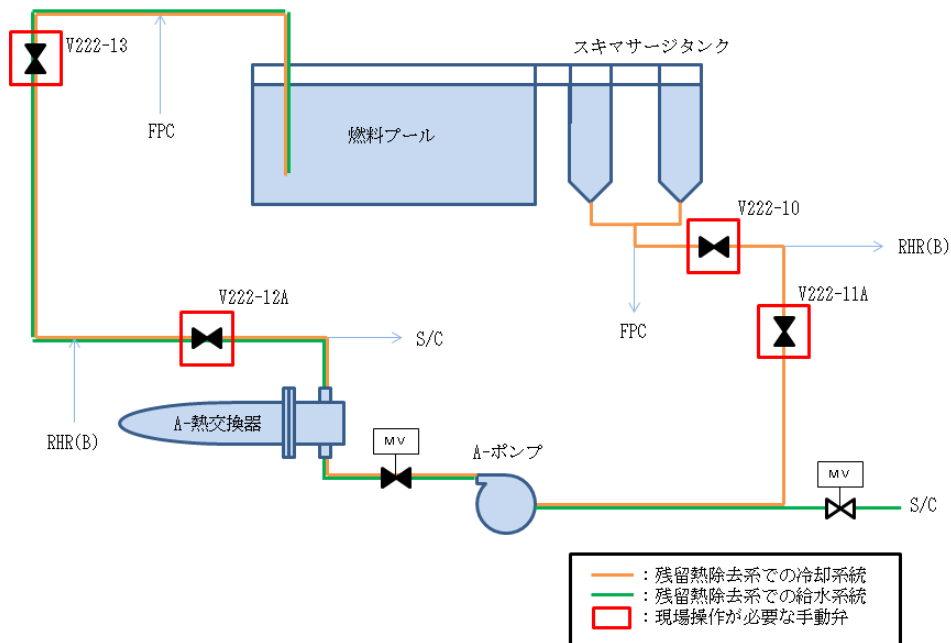


図 1-7 残留熱除去系による燃料プール冷却時の系統

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機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機の起動失敗確認。
- 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、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。

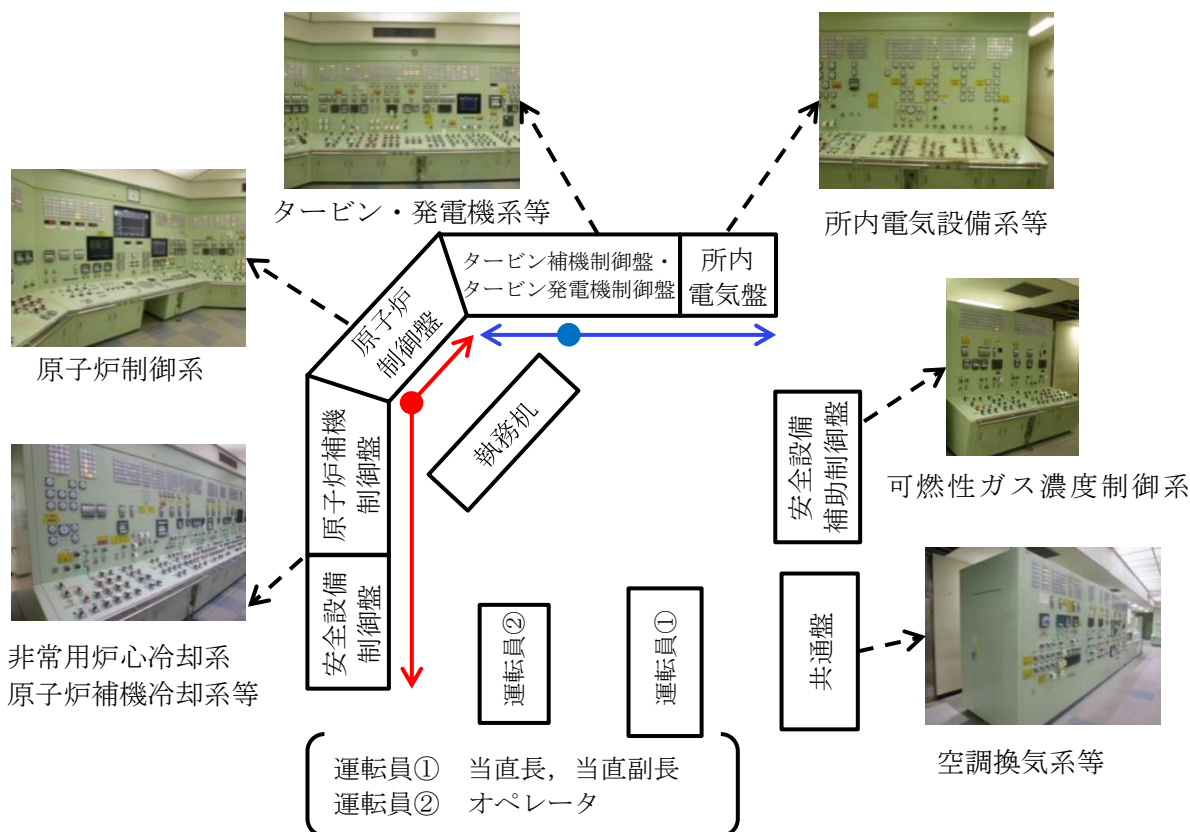
また、中央制御室の制御盤は、盤面機器（操作器、指示計、警報表示、記録計、表示装置）を系統ごとにグループ化して配置し、操作方法に統一性を持たせ、中央監視操作盤により運転員同士の情報共有及びプラント設備全体の情報把握を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに、容易に操作ができる設計とする。

#### (1) 視認性

##### a. 中央制御室の制御盤の配置

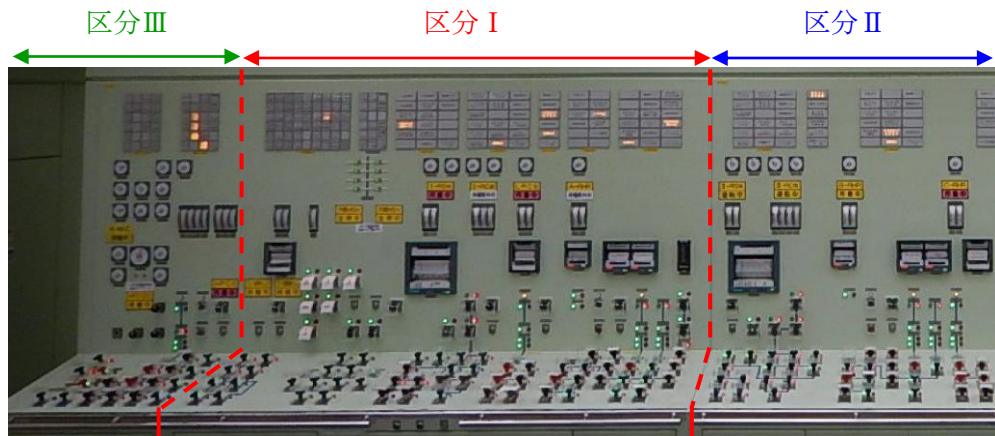
中央制御室の制御盤は、中央監視操作盤及びその他制御盤から構成されており、プラントの起動、停止及び通常運転時の監視・操作が必要なものに加え、監視・操作頻度が高いもの、また、プラントの異常時にプラントを安全に保つために必要なものについては、中央監視操作盤に配置する。中央監視操作盤は、左側から安全系、原子炉系、タービン・所内電源系の順で配置し、それぞれの盤面器具を集約して配列する。上記以外で中央制御室に配置することで運転上のメリットが高いものについては、その他制御盤に配置する。

中央制御室の制御盤配置を図 2-1 に示す。



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。

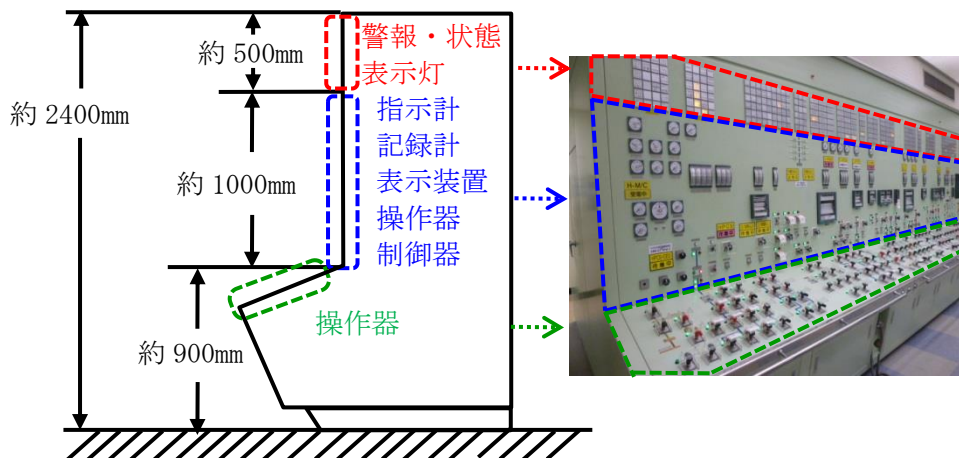


図 2-3 制御盤の盤面器具配列

- ・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）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

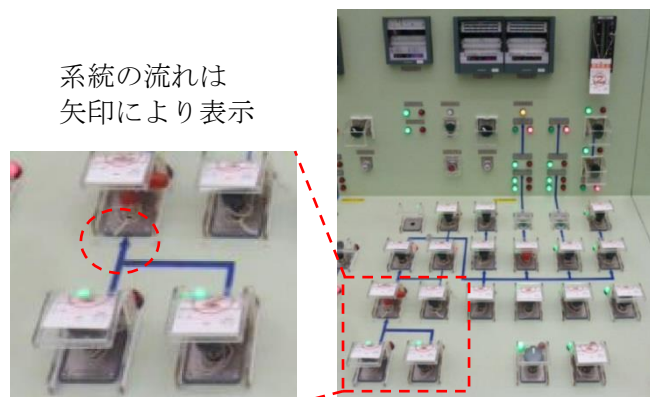


図 2-5 系統ミミック配置例

- ・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。

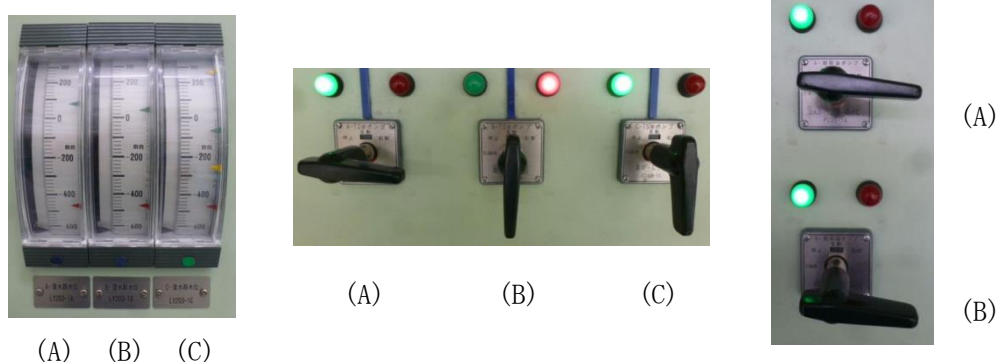


図 2-6 指示計及び操作器の配置例

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）

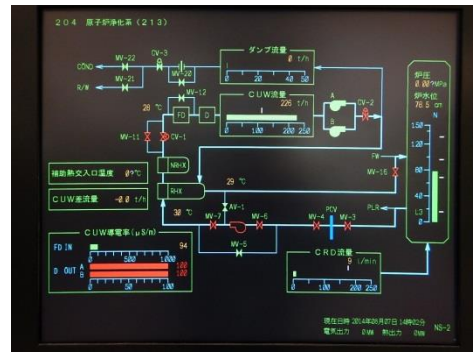
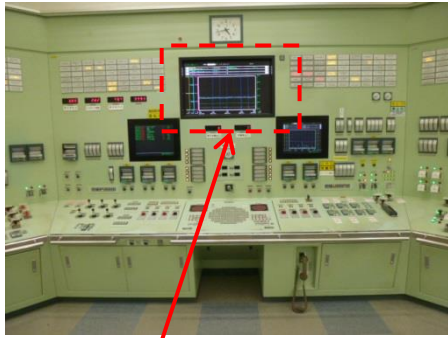
赤 色：プラントトリップ等に関する警報（スクラム，タービントリップ等）  
 乳白色：上記以外の警報

図 2-8 警報表示灯の識別例

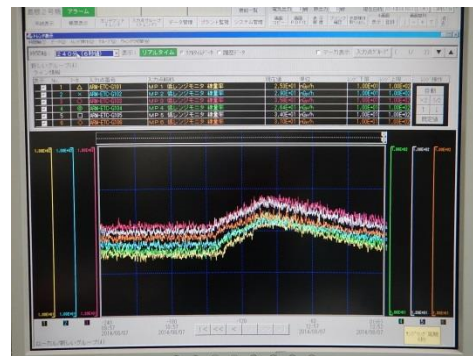
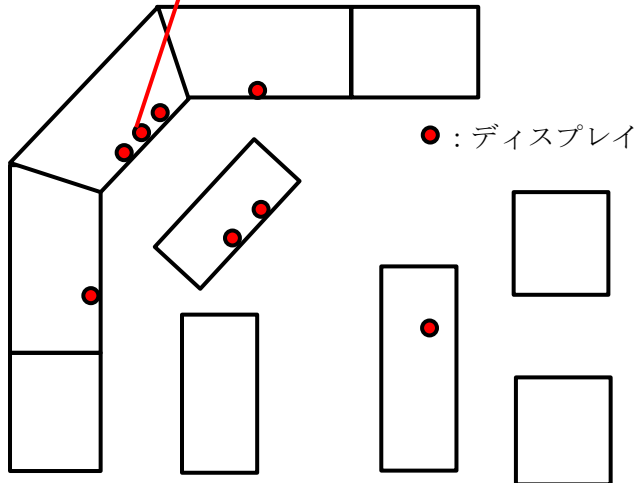
運転員に通常運転時や異常発生時の原子炉施設のプラント情報を提供するため，ディスプレイを設置している。ディスプレイにより，系統の状態やパラメータの指示及びトレンドを監視できる設計とする。

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）。

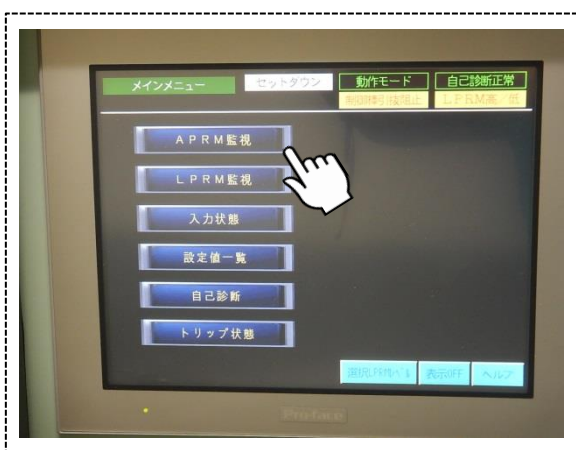
なお、設定値変更時は、キースイッチを“OP”位置から“TEST-CAL”位置にする必要があり、キーの引き抜きは“OP”位置でのみ可能としている。

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。

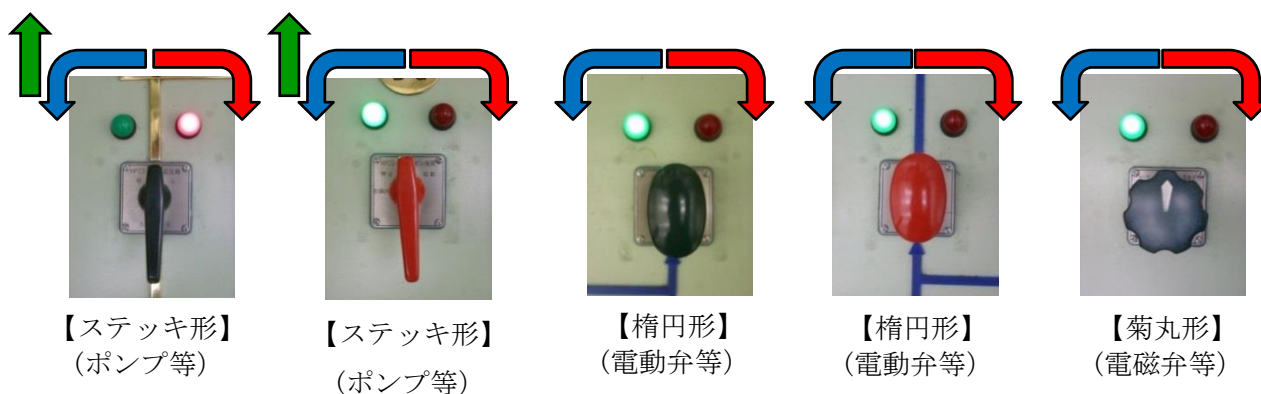


保護カバー

キー付きスイッチ

押釦スイッチ  
(選択+押し込み)

図 2-11 操作器の例



【ステッキ形】  
(ポンプ等)

【ステッキ形】  
(ポンプ等)

【楕円形】  
(電動弁等)

【楕円形】  
(電動弁等)

【菊丸形】  
(電磁弁等)

<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

操作器の操作方法

- ← 時計回り方向 : 起動・開弁
- ← 反時計回り方向 : 停止・閉弁
- ← 引き抜き方向 : ロック

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

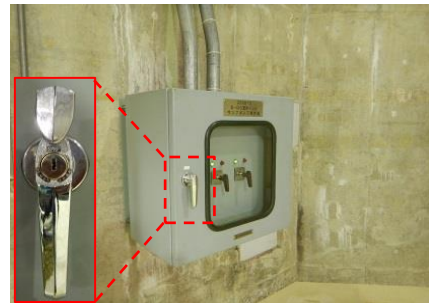
誤操作によりプラントの安全上重要な機能に支障をきたす可能性のある機器や弁等に対して施錠管理を行う。

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

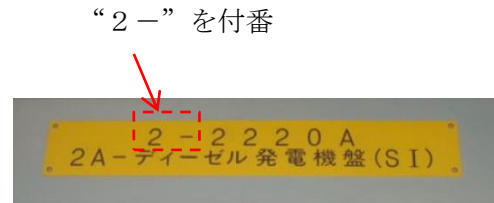


図 2-15 制御盤の識別例

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
	<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>弁</p> <p>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</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>計器弁</p> <p>赤色：差圧計の高圧側 青色：テスト弁</p> </div> </div>		

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。

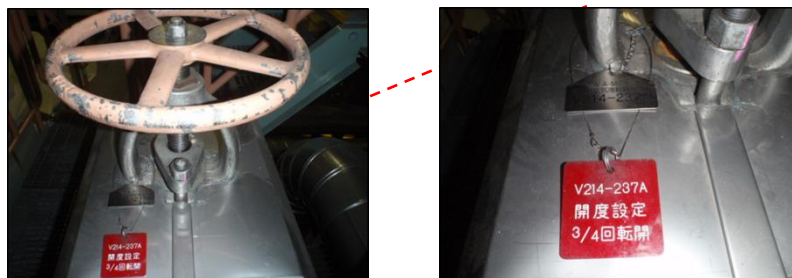


図 2-17 弁開度表示例

#### (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。

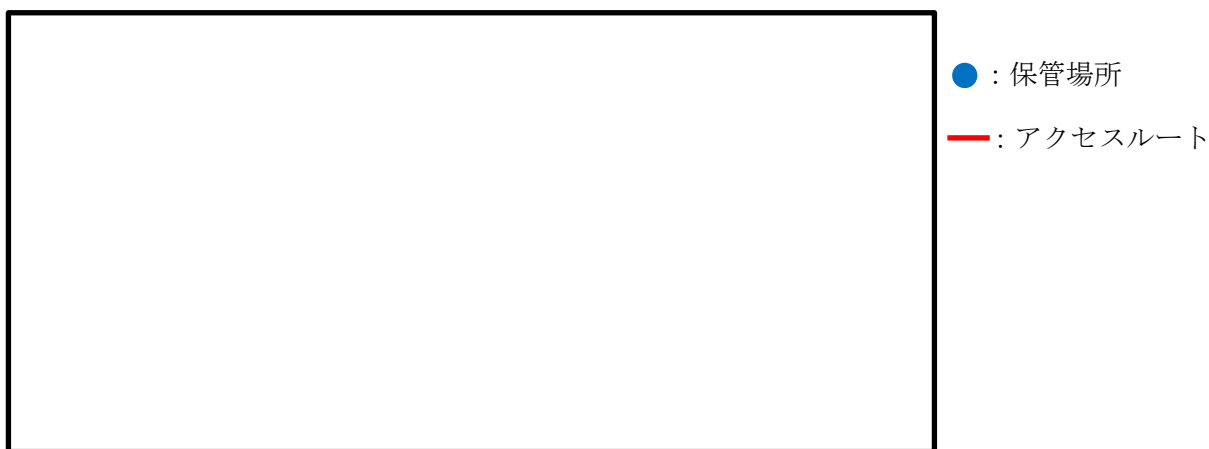


図 2-18 弁操作工具の保管場所



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。

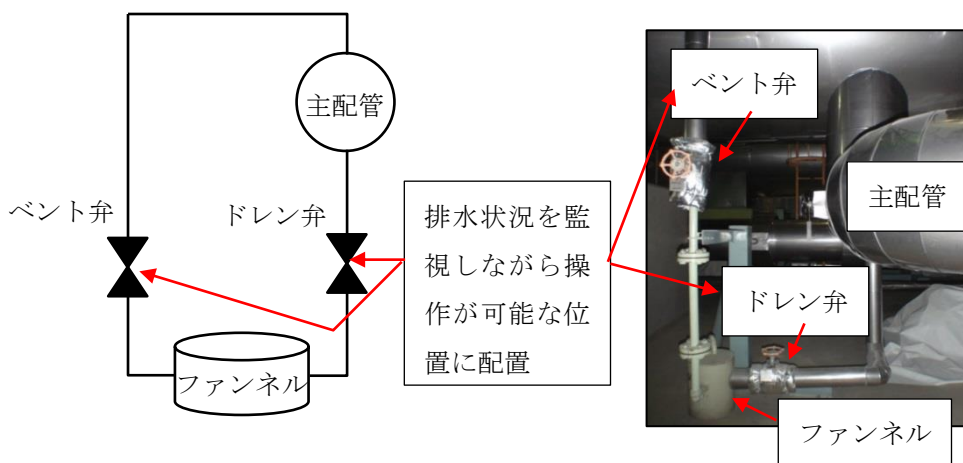


図 2-21 現場弁やファンネルの配置例

## 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。

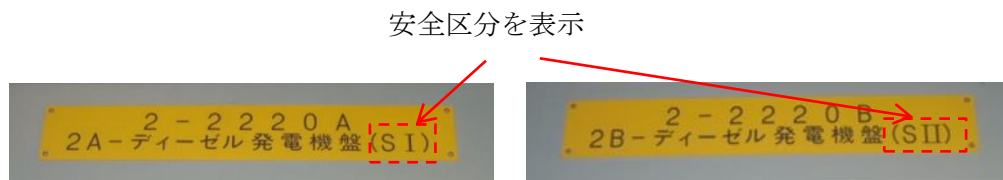


図 2-22 制御盤の銘板管理例

### (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。

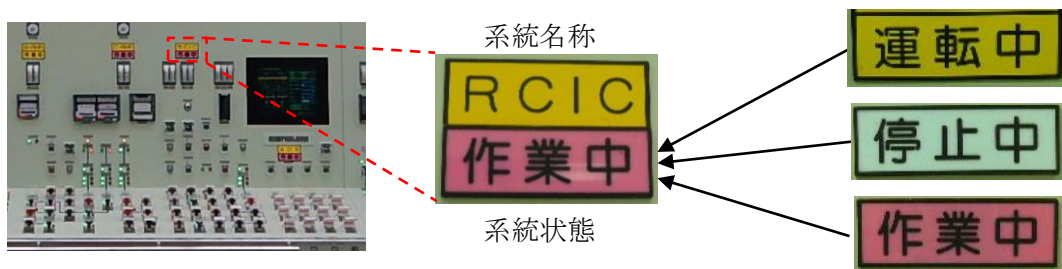


図 2-26 系統状態の識別例

(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。

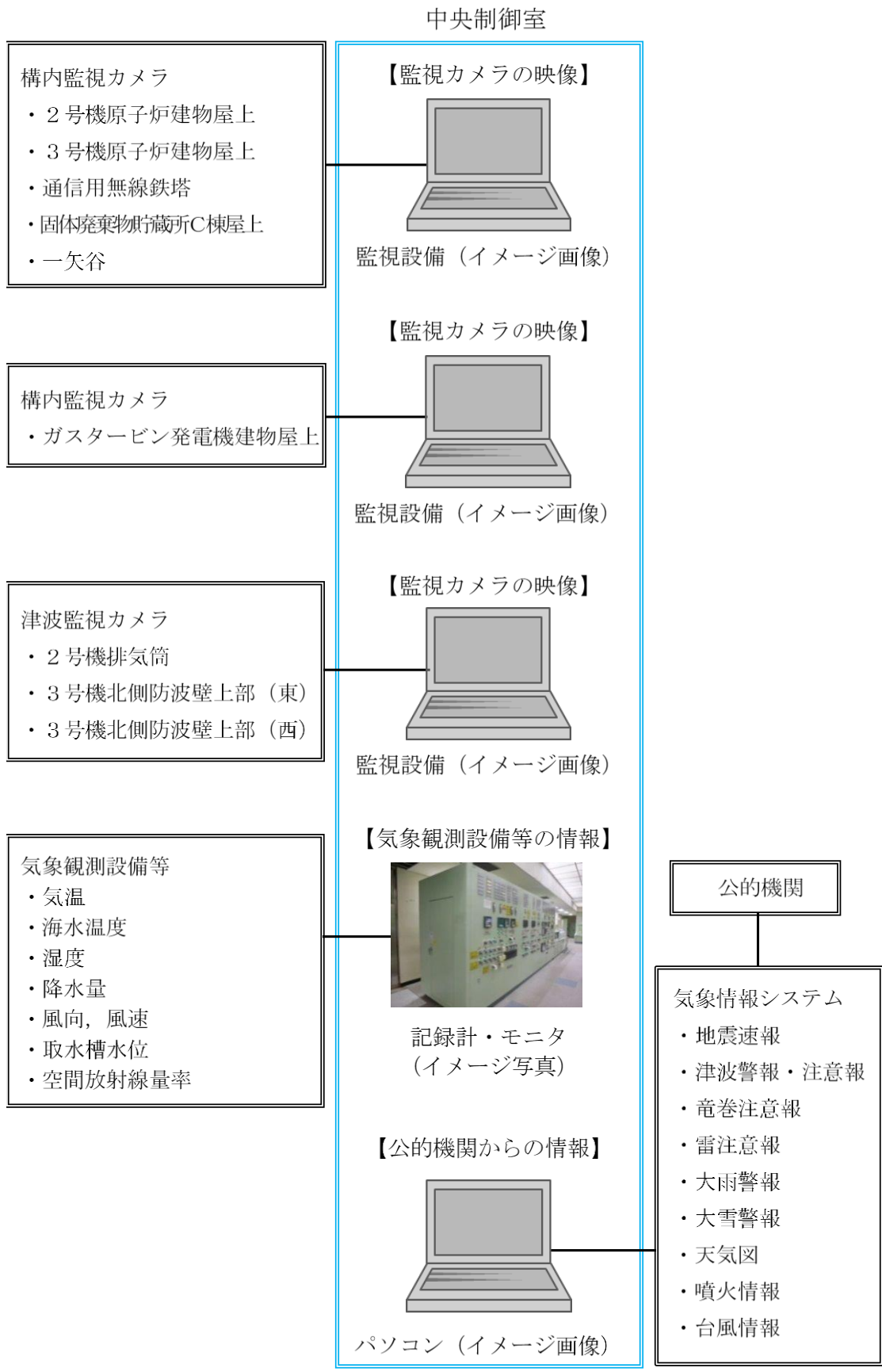


図 3-1 中央制御室における外部状況把握のイメージ



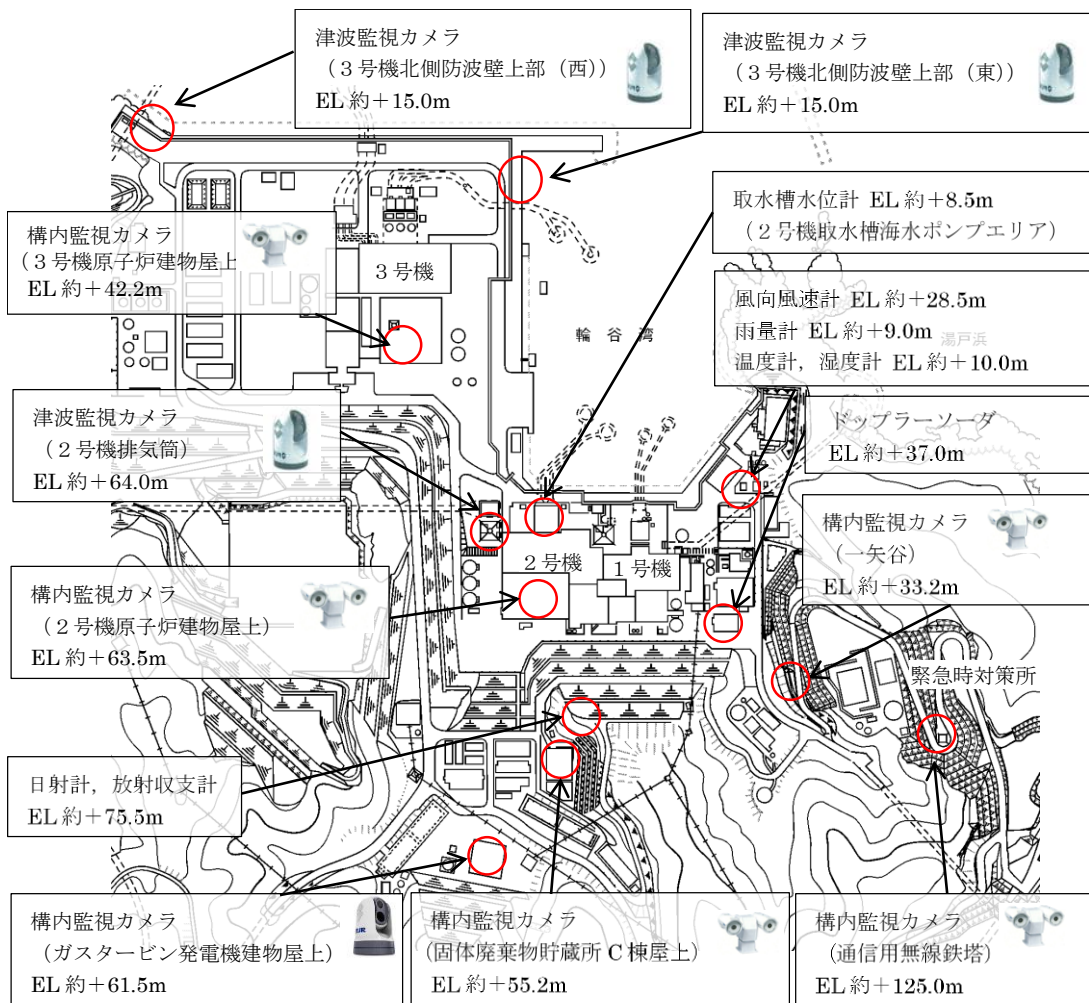


図 3-2 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

### 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 border="0"> <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

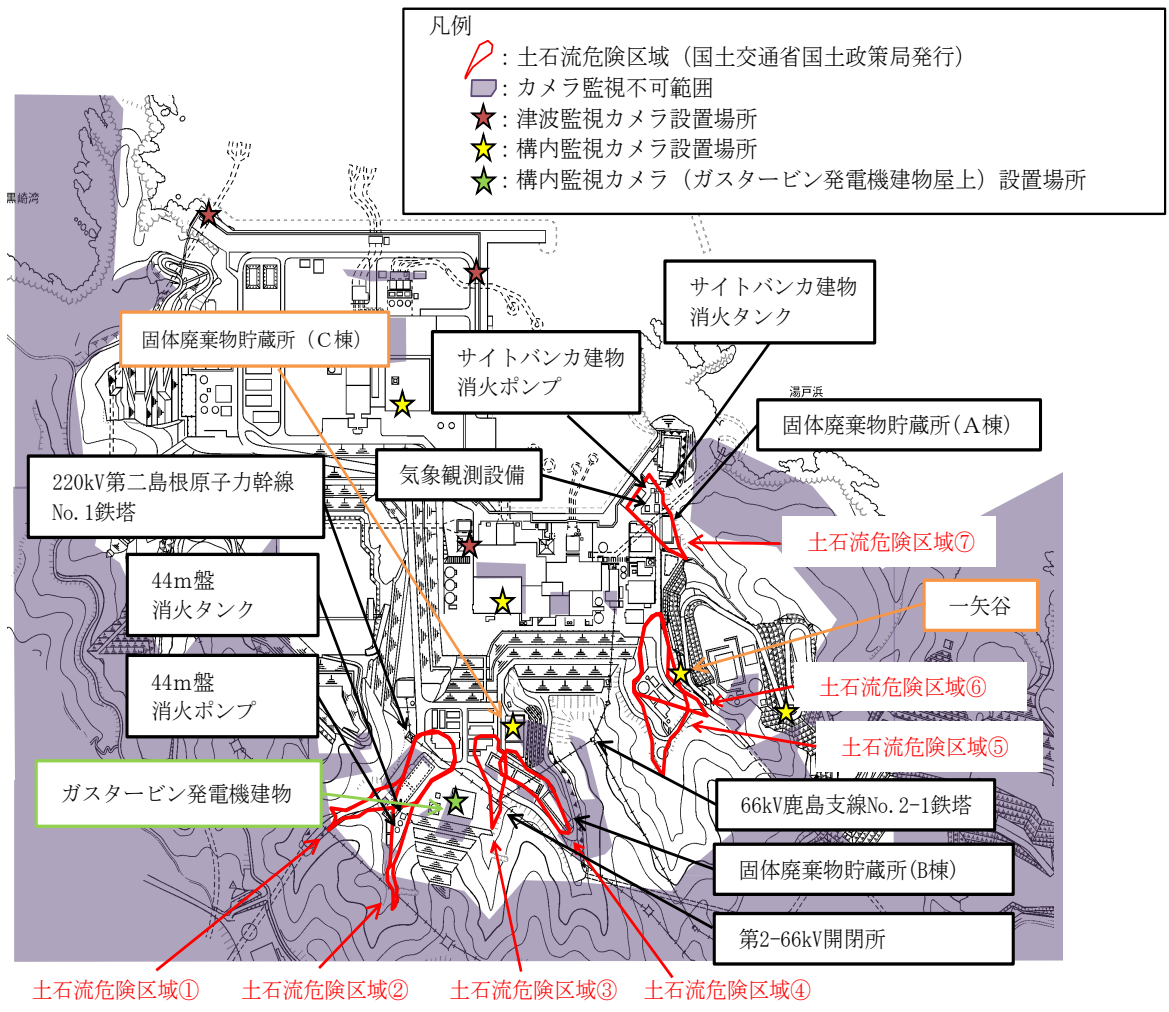


図 3-3 監視カメラの監視可能な範囲

### 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



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)

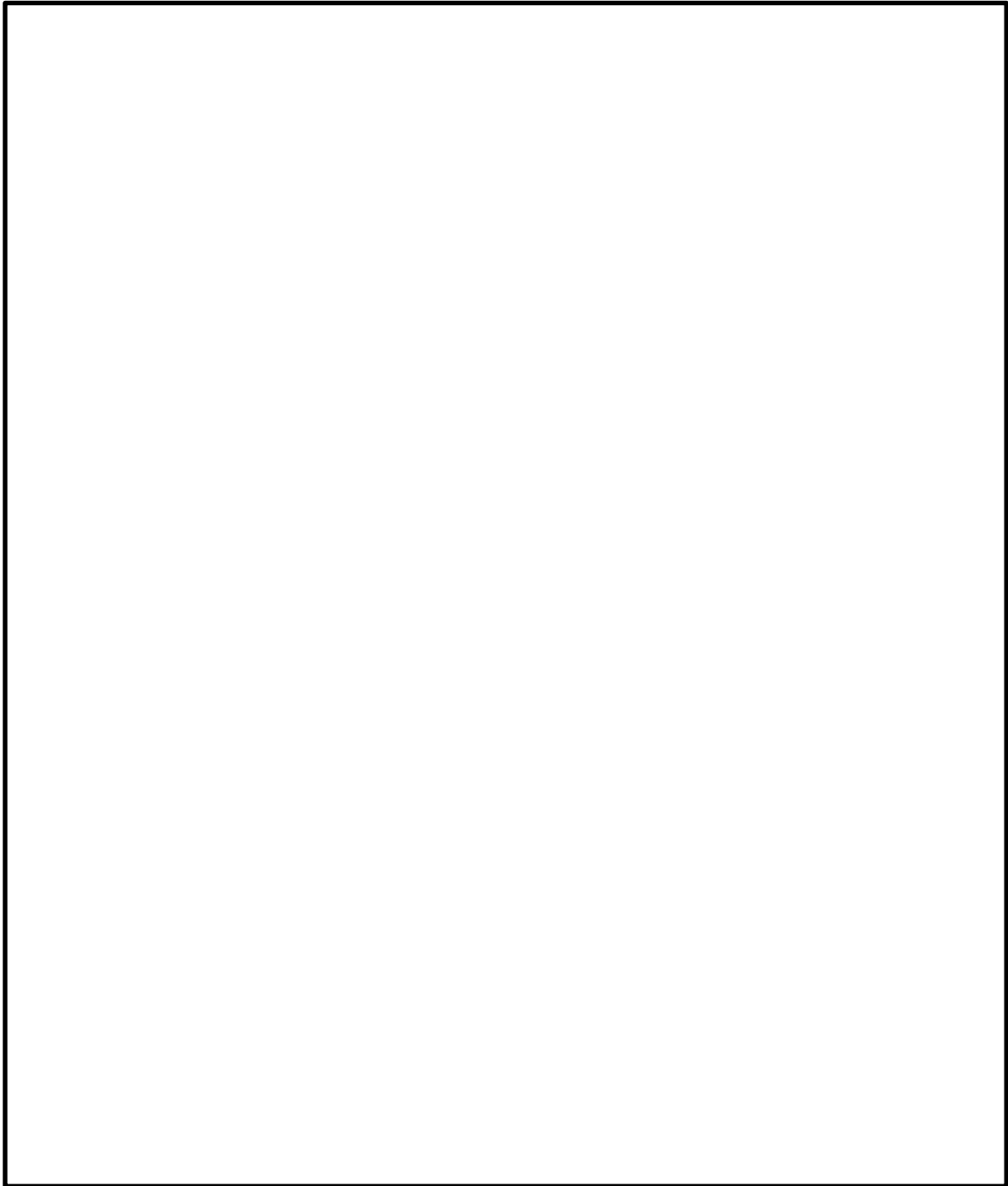


図 3-4 中央制御室からの外部の状況把握イメージ  
(津波監視カメラの映像サンプル) (2 / 2)

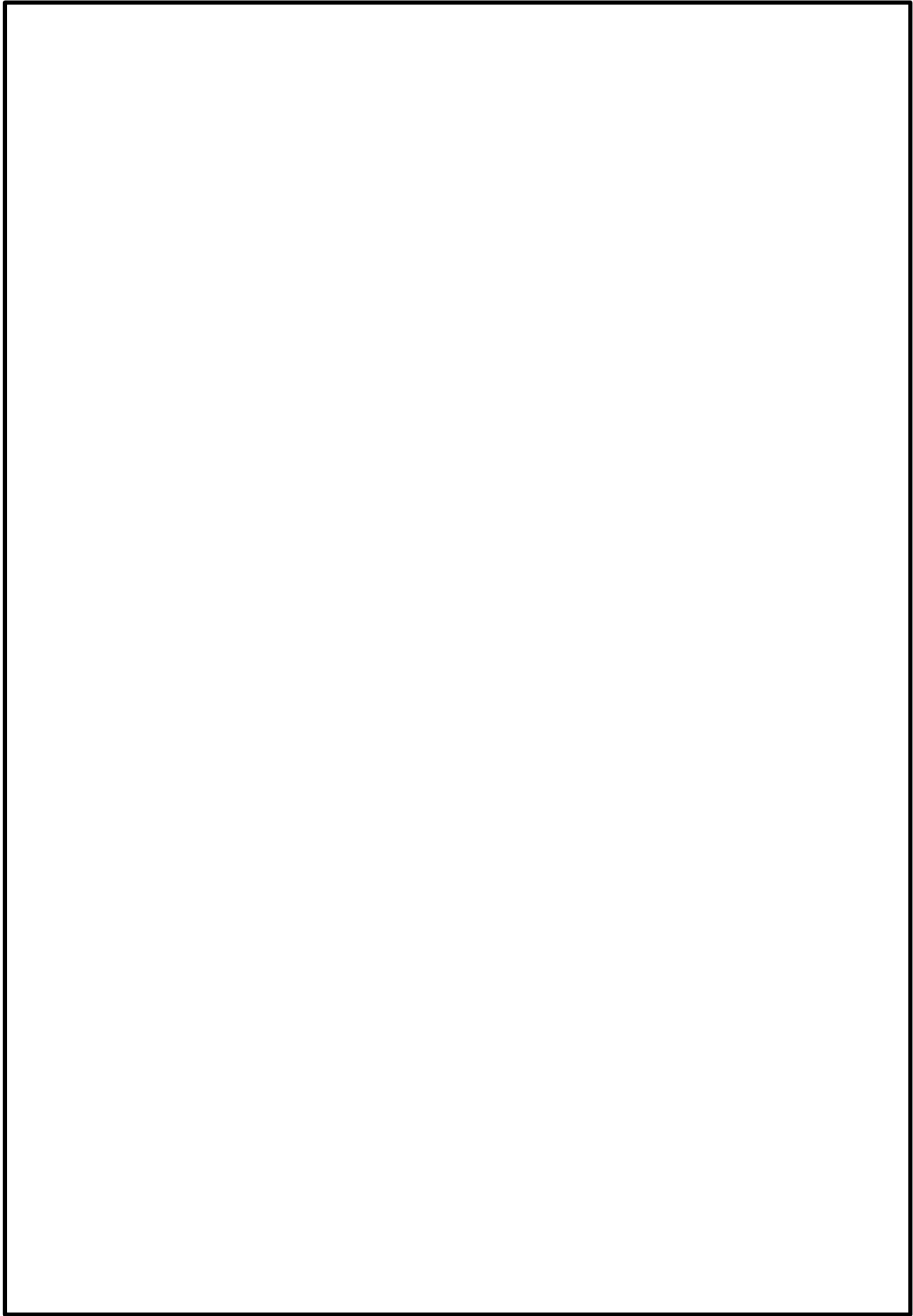


図 3-5 中央制御室からの外部の状況把握イメージ  
(構内監視カメラの映像サンプル) (1 / 2)



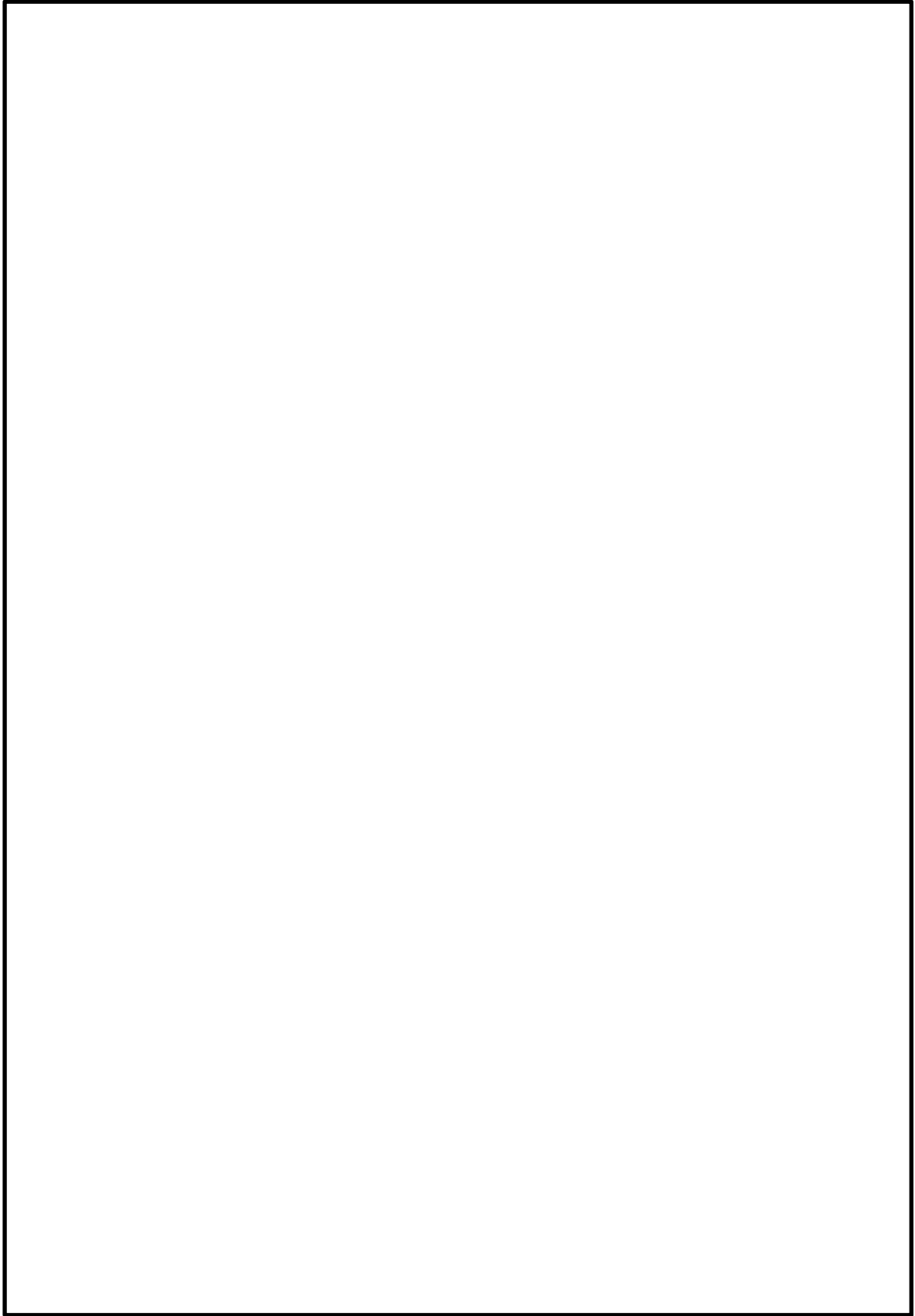


図 3-5 中央制御室からの外部の状況把握イメージ  
(構内監視カメラの映像サンプル) (2 / 2)



(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)

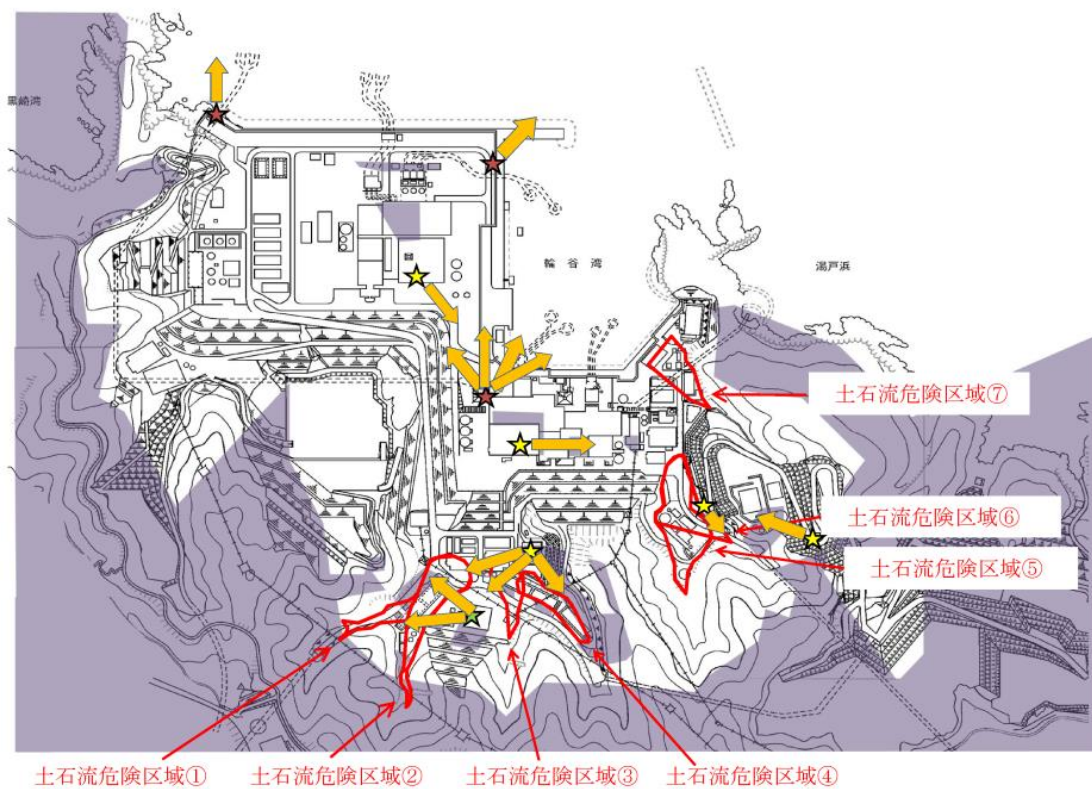


図 3-7 監視カメラの撮影方向

### 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℃	設計基準温度（低外気温）である-8.7℃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は表 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%	通常の空気状態
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」とする。）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」とする。）の制御盤（以下、「SA用制御盤」とする。）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) 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 設備の補機操作および 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。

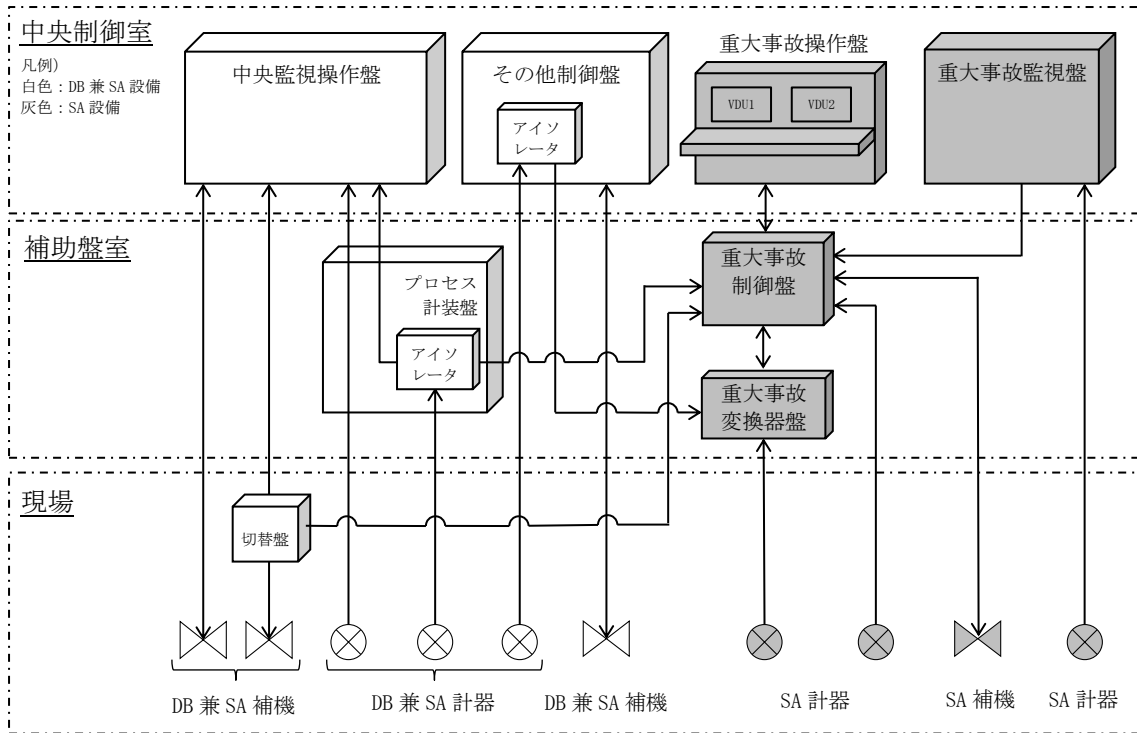


図 1-1 重大事故等時における中央制御室の監視操作設備の構成概略

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から考慮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）



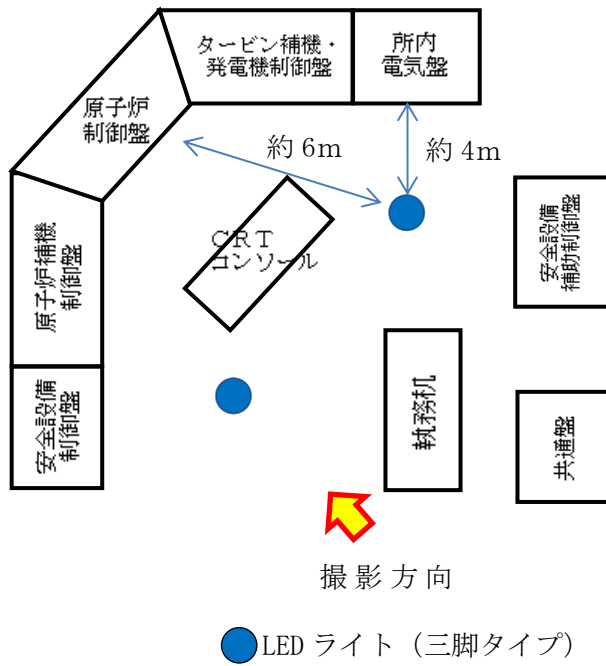
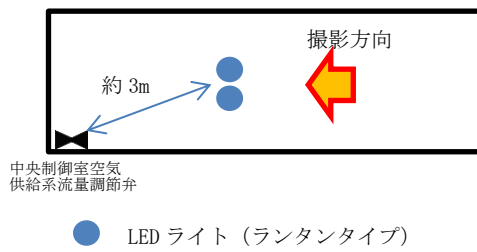


図 1-2 シミュレーション施設における LED ライト (三脚タイプ) 確認状況



(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。

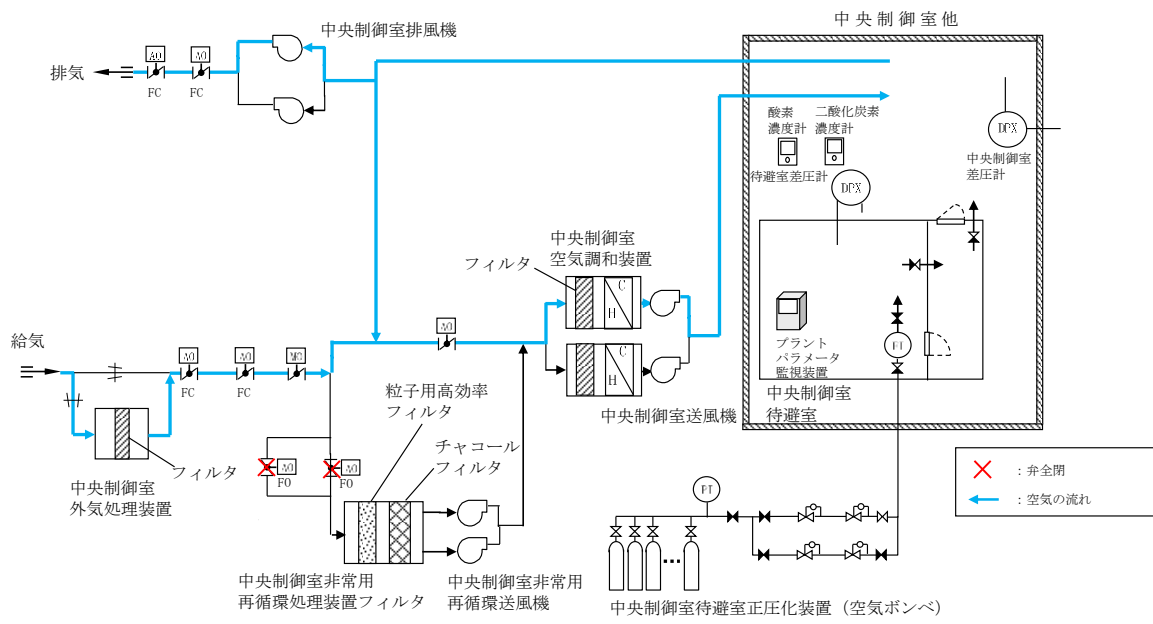


図1-4 中央制御室空調換気系の概要図 (通常時)

- ・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りモードとすることが可能である。

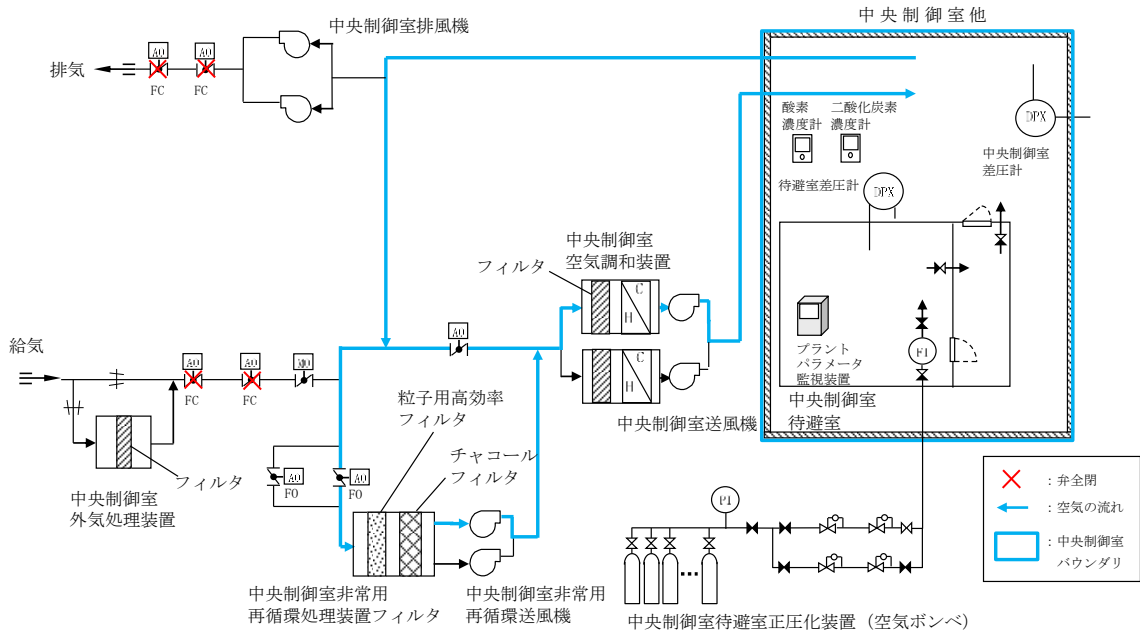


図1-5 中央制御室空調換気系の概要図（系統隔離運転）

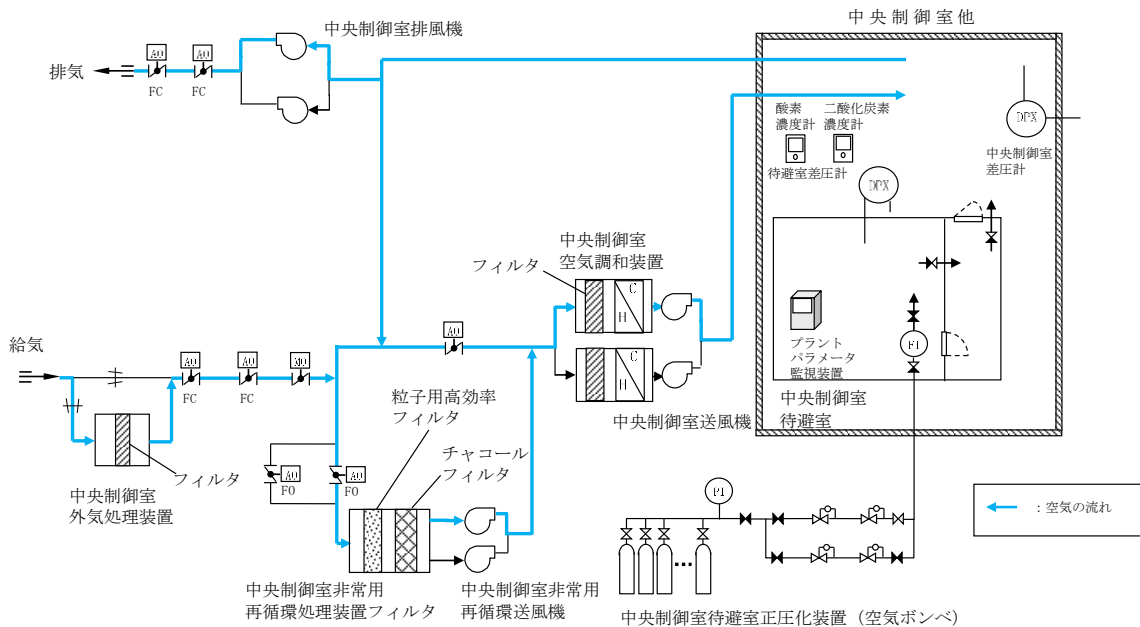


図1-6 中央制御室空調換気系の概要図（外気連続少量取りモード）

- ・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。

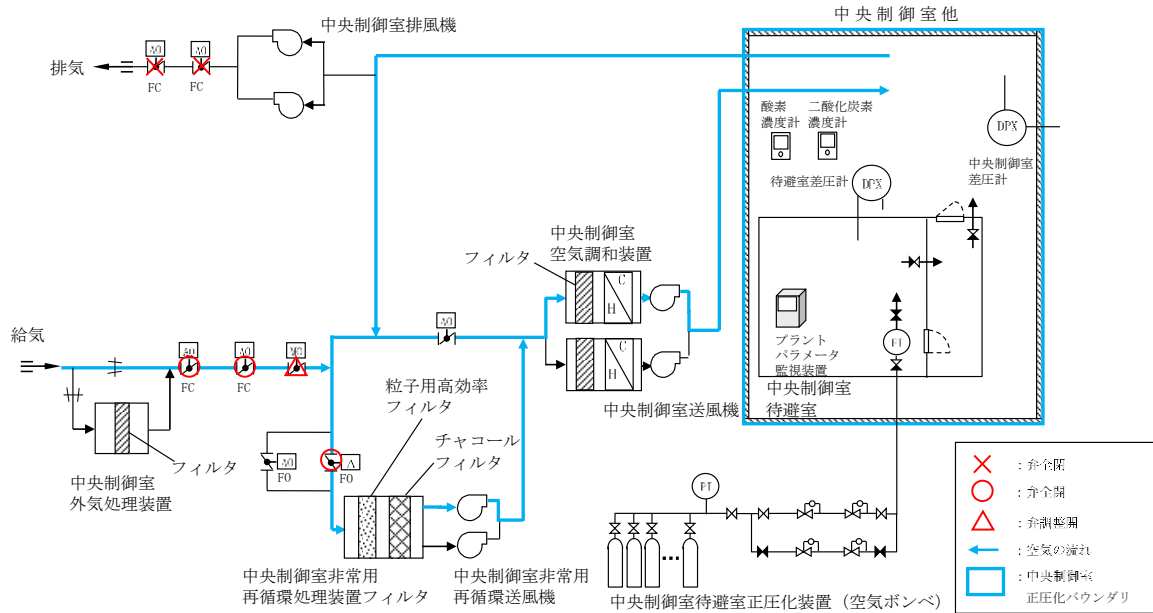


図1-7 中央制御室空調換気系の概要図（加圧運転（プルーム通過前及びプルーム通過後））

- ・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。

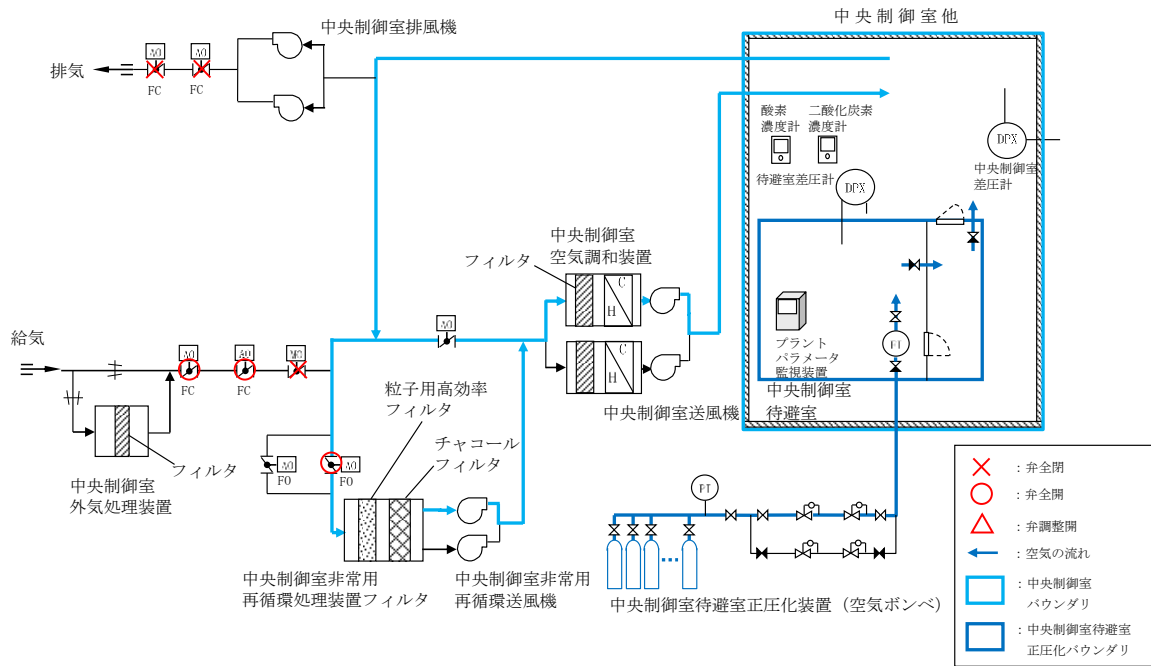


図1-8 中央制御室空調換気系の概要図（系統隔離運転（プルーム通過時））

【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、想定される起回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 (SA)	-	-	○	
	2	原子炉圧力	-	-	○	
	3	原子炉圧力 (SA)	-	-	○	
	4	原子炉水位 (広帯域)	-	-	○	
	5	原子炉水位 (燃料域)	-	-	○	
	6	原子炉水位 (SA)	-	-	○	
	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 (SA)	-	-	○	
	3	原子炉水位 (広帯域)	-	-	○	
	4	原子炉水位 (燃料域)	-	-	○	
	5	原子炉水位 (SA)	-	-	○	
	6	原子炉圧力容器温度 (SA)	-	-	○	
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 (SA)	-	-	○	
	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	高压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	低压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 (SA)	-	-	○		
	15	サブレシジョンチェンバ圧力 (SA)	-	-	○		
	原子炉圧力容器への注水量	1	高压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	高压炉心スプレイポンプ出口流量	○	-	-	
		4	代替注水流量 (常設)	-	-	○	
		5	低压原子炉代替注水流量	-	-	○	
		6	低压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	低压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		サブレシジョンプール水位 (SA)	-	-	○		
原子炉圧力容器内の水位	11	低压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 (SA)	-	-	○		

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	ペデスタル代替注水流量	-	-	○	
	4	ペデスタル代替注水流量 (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 (SA)	-	-	○	
	8	サブレーションチェンバ圧力 (SA)	-	-	○	
	9	ドライウエル水位	-	-	○	
	10	サブレーションプール水位 (SA)	-	-	○	
	11	ペデスタル水位	-	-	○	
	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 (SA)	-	-	○	
	2	ペデスタル温度 (SA)	-	-	○	
	3	ペデスタル水温度 (SA)	-	-	○	
	4	サブレーションチェンバ温度 (SA)	-	-	○	
	5	サブレーションプール水温度 (SA)	-	-	○	
	6	ドライウエル圧力 (SA)	-	-	○	
	7	サブレーションチェンバ圧力 (SA)	-	-	○	

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 (SA)	-	-	○	
	2	サブレーションチェンバ圧力 (SA)	-	-	○	
	3	ドライウエル温度 (SA)	-	-	○	
	4	ペデスタル温度 (SA)	-	-	○	
	5	サブレーションチェンバ温度 (SA)	-	-	○	
原子炉格納容器内の水位	1	ドライウエル水位	-	-	○	
	2	サブレーションプール水位 (SA)	-	-	○	
	3	ペデスタル水位	-	-	○	
	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	ペデスタル代替注水流量	-	-	○	
	9	ペデスタル代替注水流量 (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 (SA)	-	-	○	
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 (サブレーションチェンバ)	-	○	○	
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	サブレーションプール水温度 (SA)	-	-	○	
	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	サブレーションプール水位 (SA)	-	-	○	
	6	原子炉水位 (広帯域)	-	-	○	
	7	原子炉水位 (燃料域)	-	-	○	
	8	原子炉水位 (SA)	-	-	○	
	9	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	-	-	○	
	10	サブレーションチェンバ温度 (SA)	-	-	○	
	11	ドライウエル温度 (SA)	-	-	○	
	12	原子炉圧力容器温度 (SA)	-	-	○	
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	ドライウエル圧力 (SA)	-	-	○	
	8	サブレーションチェンバ圧力 (SA)	-	-	○	
	9	格納容器水素濃度 (B系)	-	-	○	
	10	格納容器水素濃度 (SA)	-	-	○	

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 (SA)	-	-	○	
	5	サブレーションプール水温度 (SA)	-	-	○	
	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 (SA)	-	-	○	
	4	原子炉圧力	-	-	○	
	5	原子炉圧力 (SA)	-	-	○	
	6	原子炉圧力容器温度 (SA)	-	-	○	
	1	ドライウェル温度 (SA)	-	-	○	
格納容器バイパスの監視 (原子炉格納容器内の状態)	2	ドライウェル圧力 (SA)	-	-	○	
	3	サブレーションチェンバ圧力 (SA)	-	-	○	
	1	残留熱除去ポンプ出口圧力	-	-	○	
格納容器バイパスの監視 (原子炉建物内の状態)	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 (SA)	-	-	○	

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	サブレーションプール水位 (SA)	—	—	○	
	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 (SA)	—	—	○	
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 (サブレシジョンチェンバ)	-	○	○	
	5	ドライウエル圧力 (SA)	-	-	○	
	6	サブレシジョンチェンバ圧力 (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。

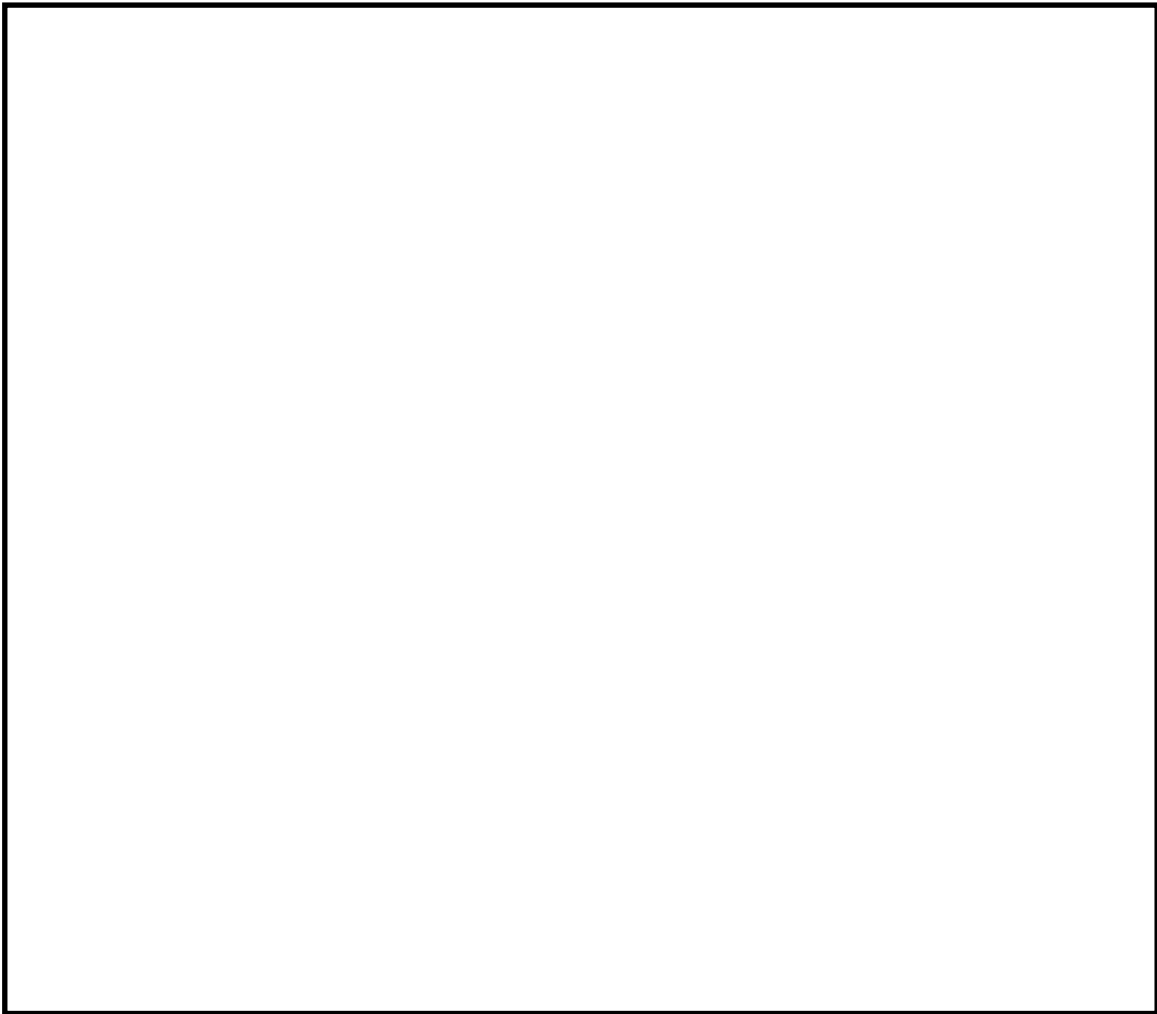
（例）機器を上からA/B/Cの順に表示

(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

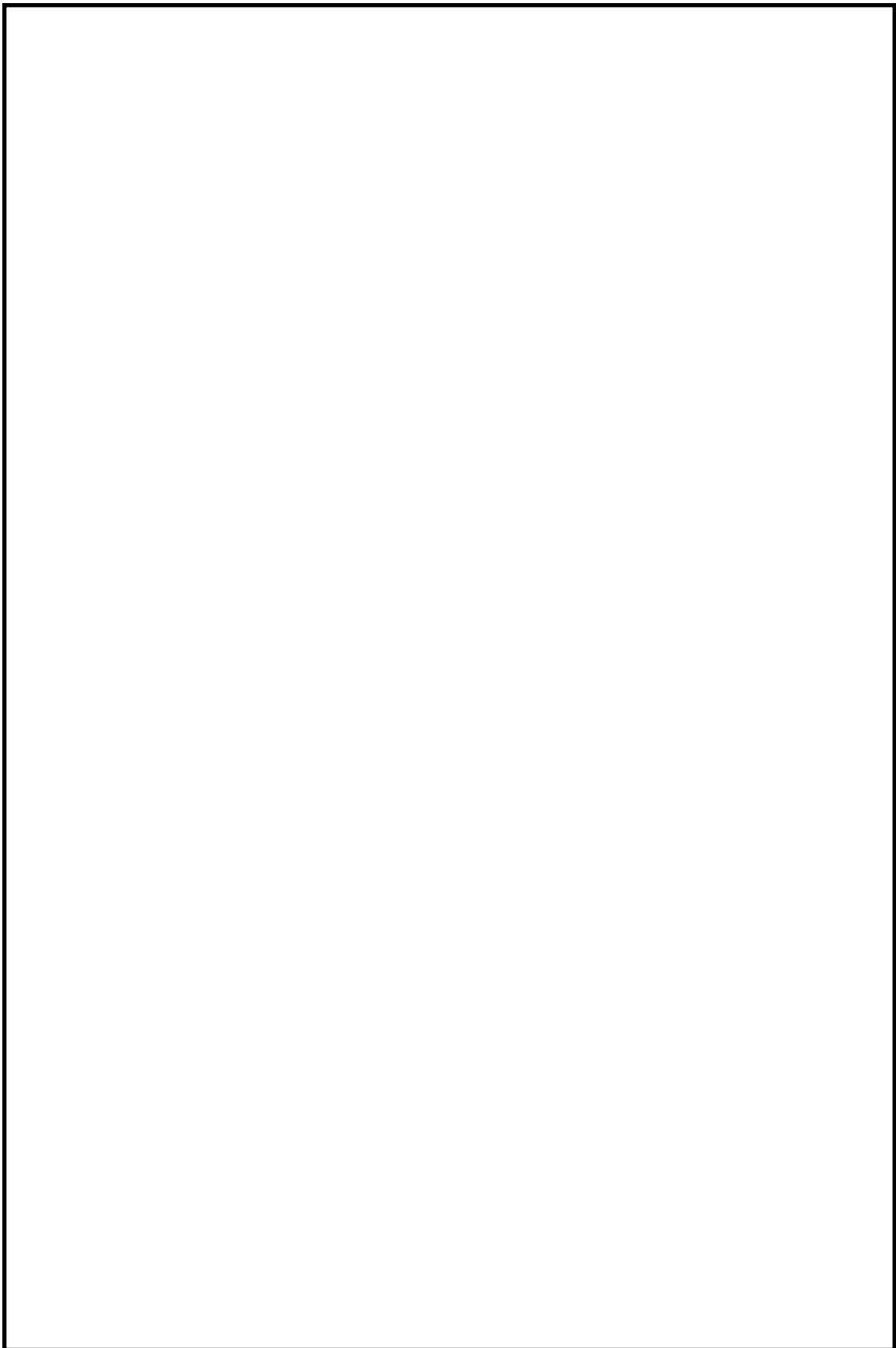


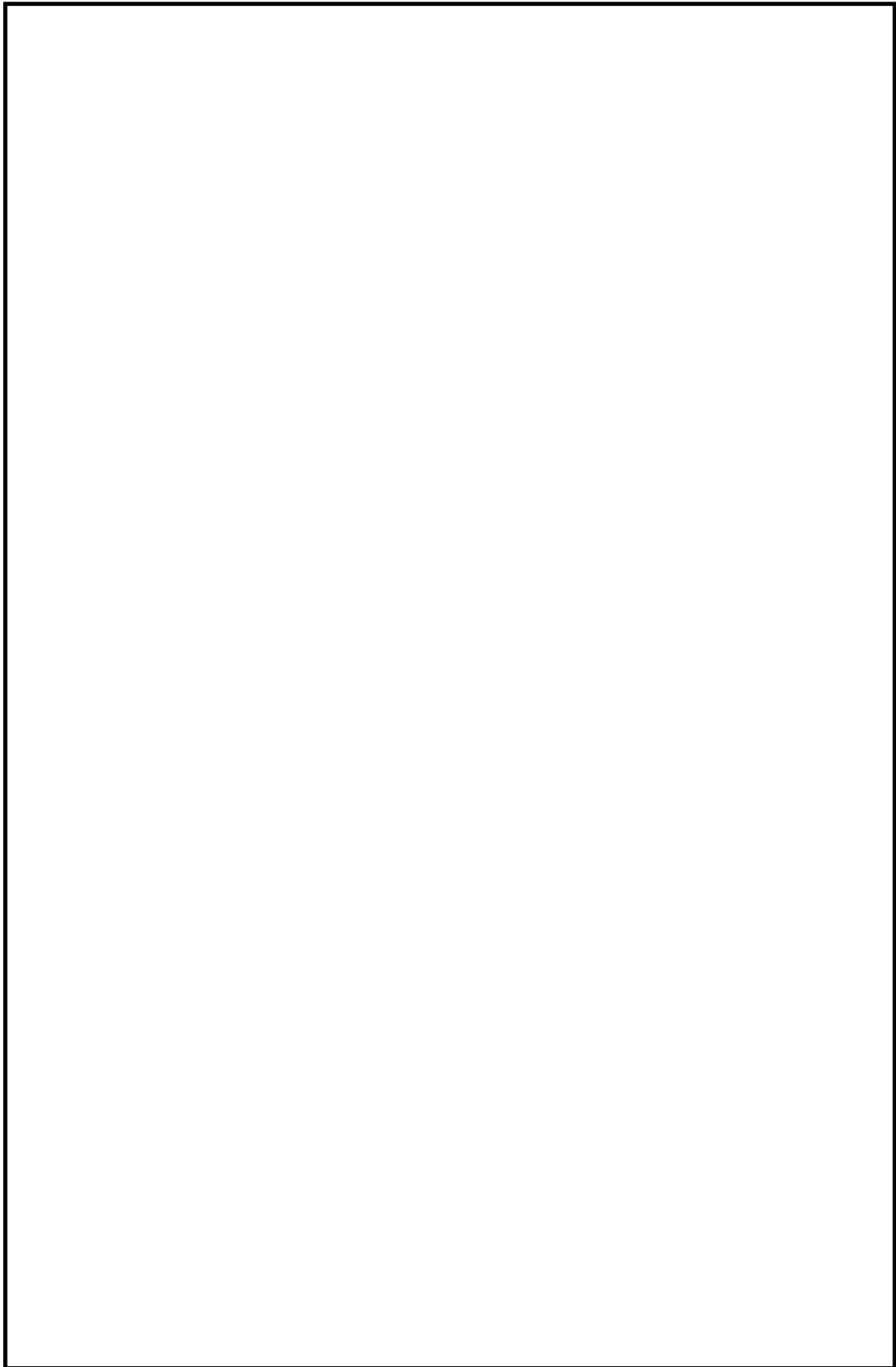
### 1.2.3 操作機能について

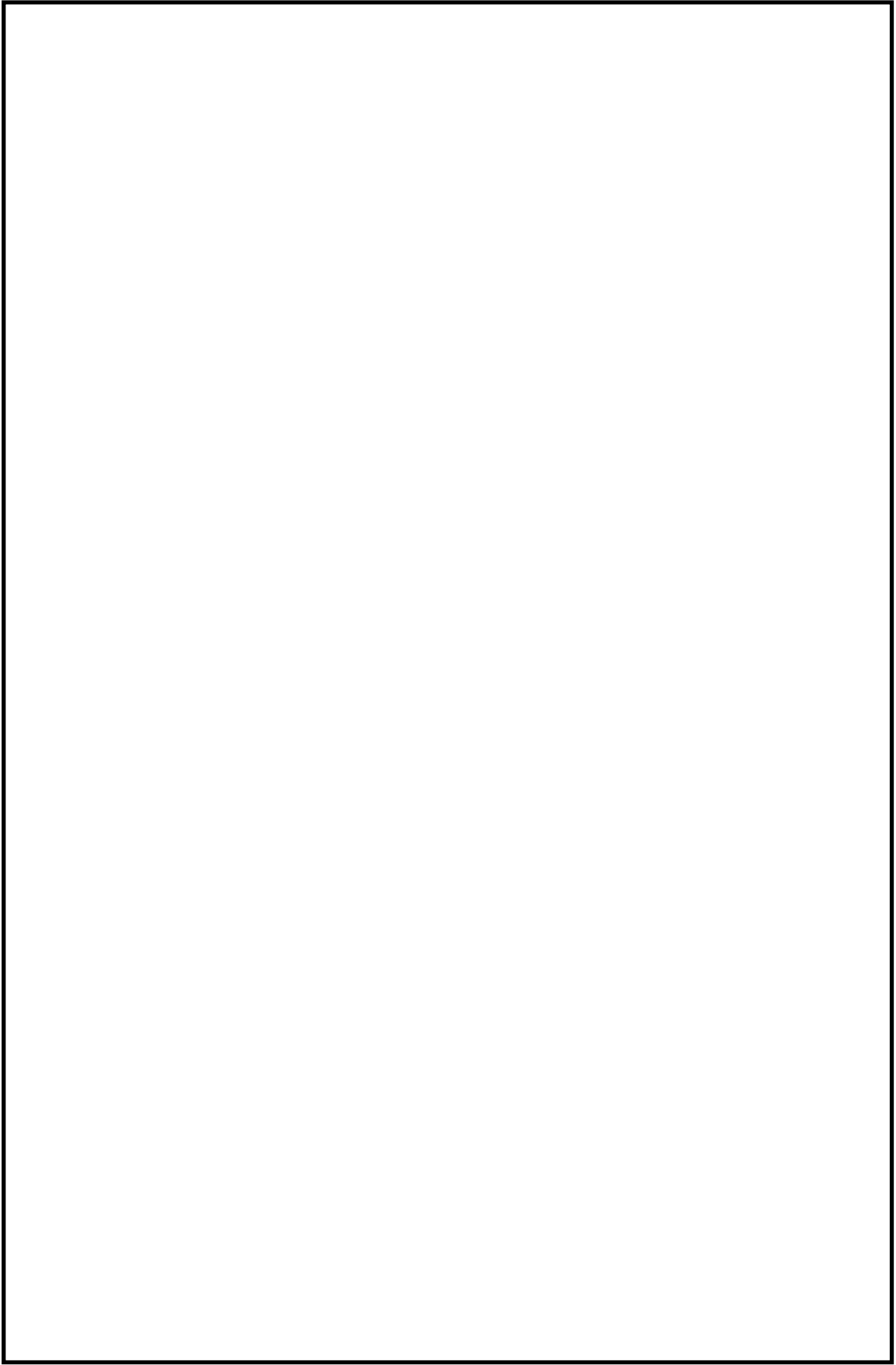
- (1) 操作器は運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致したものとする。  
(例) 操作器内の釦は左が「切（閉）」，右が「入（開）」
- (2) 操作器は，色，形状，大きさのコーディングや操作方法に一貫性を持たせる設計とする。
- (3) VDUを用いる場合は，画面のタッチ領域は十字カーソル等とし，タッチ可能な領域を識別するとともに，操作信号を出力するタッチ領域は十分な大きさを確保し，隣接するタッチ領域とも距離を離す。
- (4) VDUを用いる場合は，操作信号を出力する操作器は，操作器をアクティブにした状態でないと操作器の操作が行えないようにする。

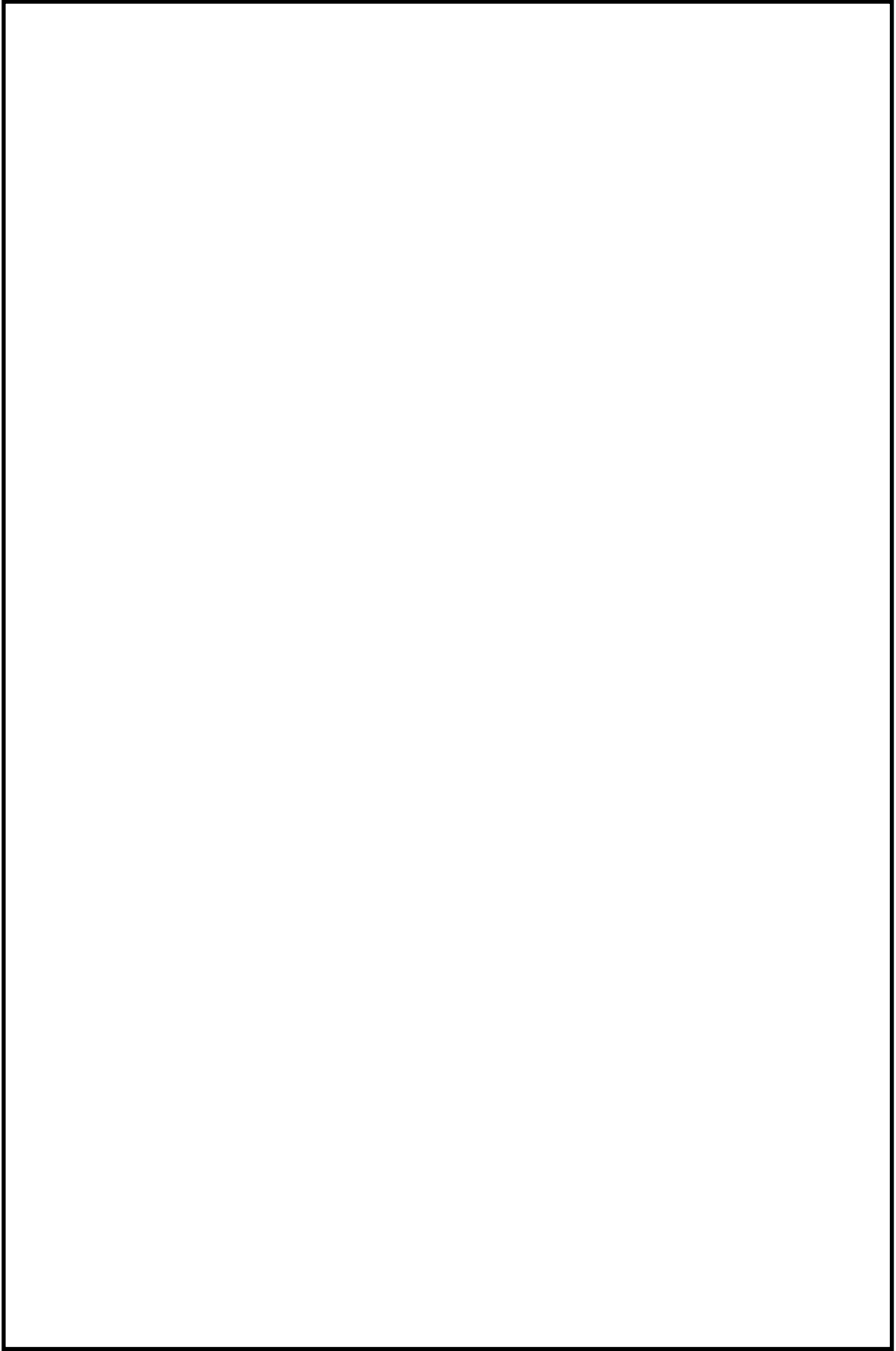
以下，VDUを用いた場合の操作機能について画面例を用いて説明する。ハードウェア器具を用いる中央監視操作盤及びその他制御盤の操作機能については，補足説明資料「設計基準事故時の中央制御室の機能」における「2. 誤操作防止対策」に準じることとする。

### 1.2.3.1 重大事故操作盤の操作の例

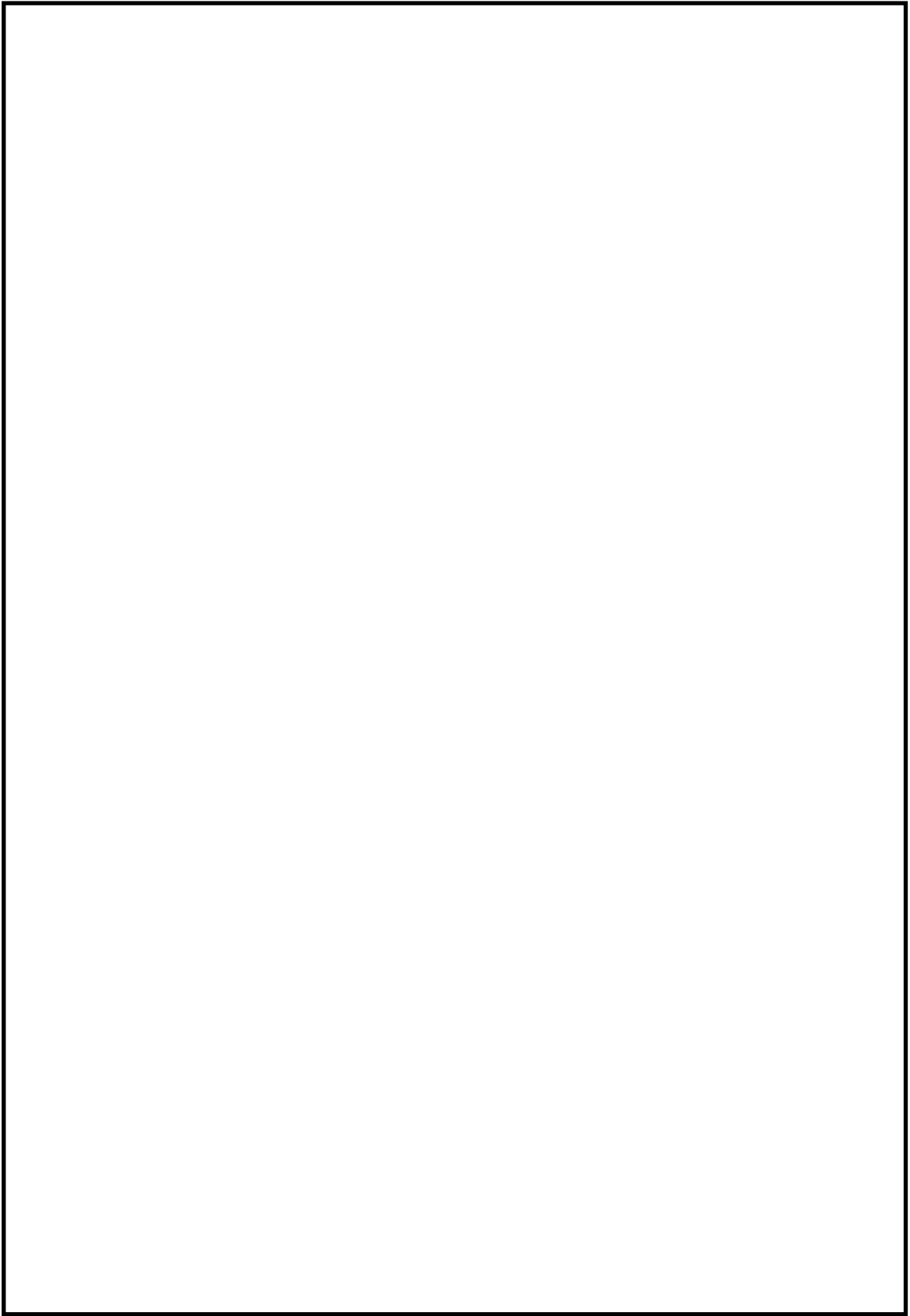












#### 1.2.4 警報表示機能

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。

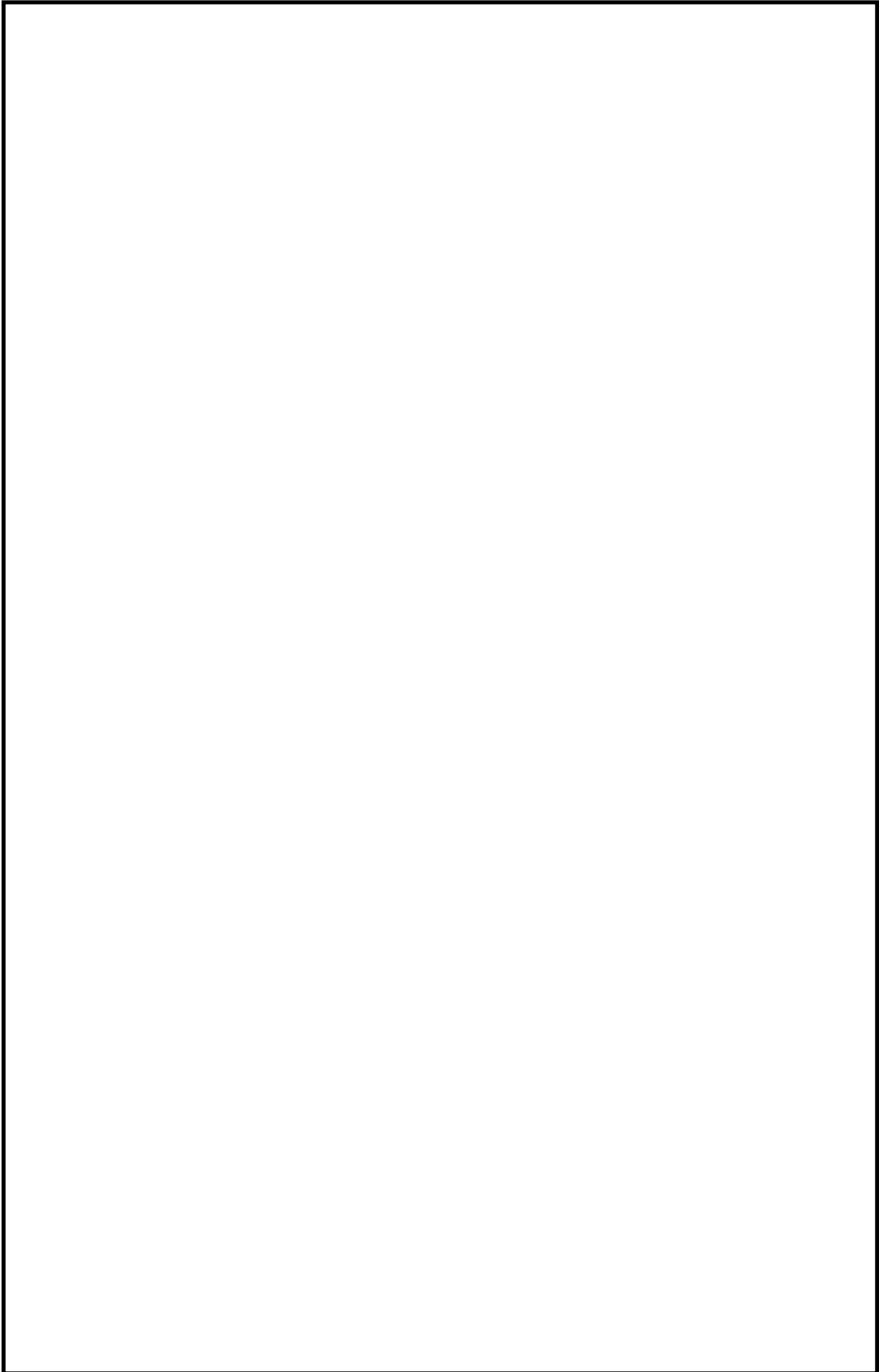
- ・重故障：「赤」 系統機能の喪失・低下を伴う系統異常による警報
- ・軽故障：「黄」 重故障以外の系統異常による警報

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替るとともに、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システムの補機である。

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)

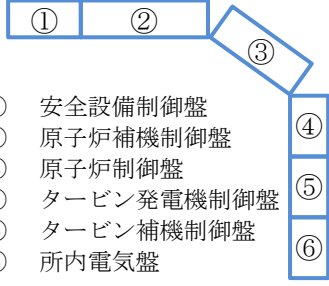

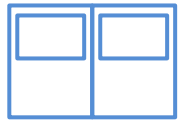
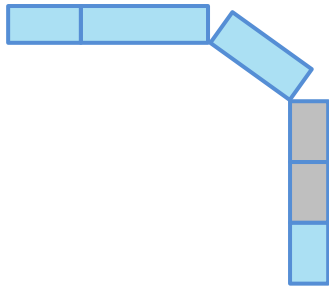

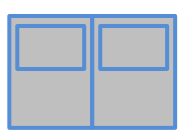
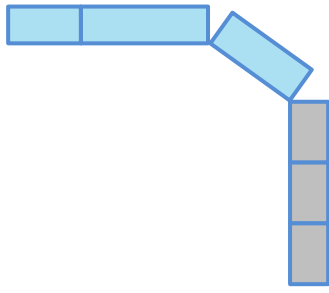

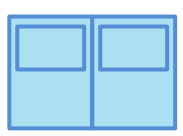
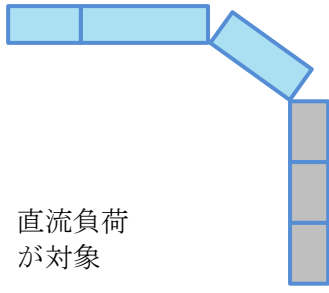

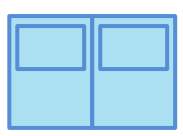
DB 兼 SA 設備の監視操作を中央監視操作盤，その他制御及び重大事故操作盤を用いて行い，SA 設備の監視操作は重大事故操作盤及び重大事故監視盤を用いて行う。

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	原子炉圧力容器温度 (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	高压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	高压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	低压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	低压原子炉代替注水流量	SA	○	○	-	-	○	○	
14	低压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	ペデスタル代替注水流量	SA	○	○	-	-	○	○	
17	ペデスタル代替注水流量 (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	ペデスタル温度 (SA)	SA	-	○	-	-	○	○	
22	ペデスタル水温度 (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	サブプレッションチェンバ温度 (SA)	SA	-	○	-	-	○	○	
24	サブ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	サブプレッションチェンバ圧力 (SA)	SA	-	○	-	-	○	○	
27	サブプレッションプール水位 (SA)	SA	-	○	-	-	○	○	
28	ドライウエル水位	SA	-	○	-	-	○	○	
29	パデスタル水位	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 (サブ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	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	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	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	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 (S A)	SA	-	○	-	-	○	-	
58	燃料プールの水位・温度 (S A)	DB 兼 SA	-	○	-	-	○	○	
59	燃料プールの水位 (S A)	SA	-	○	-	-	○	-	
60	燃料プールのエリア放射線モニタ (低レンジ) (S A)	SA	-	○	-	-	○	○	重大事故監視盤 でも監視可能
61	燃料プールのエリア放射線モニタ (低レンジ) (S A)	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。

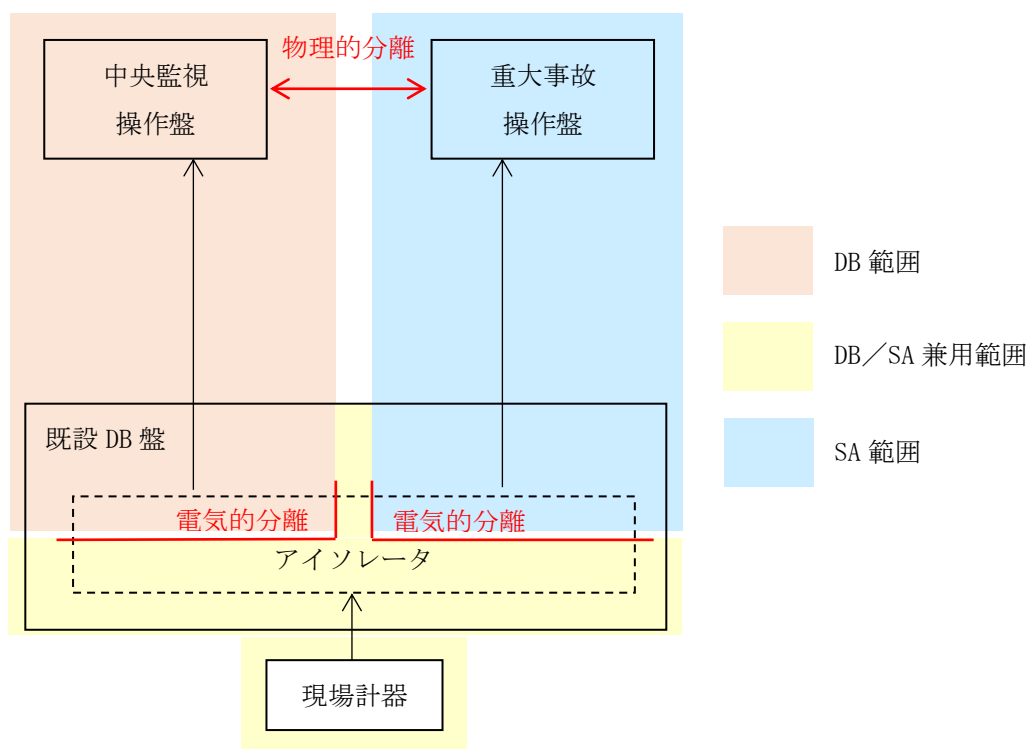


図 2-1 分離設計の概念図

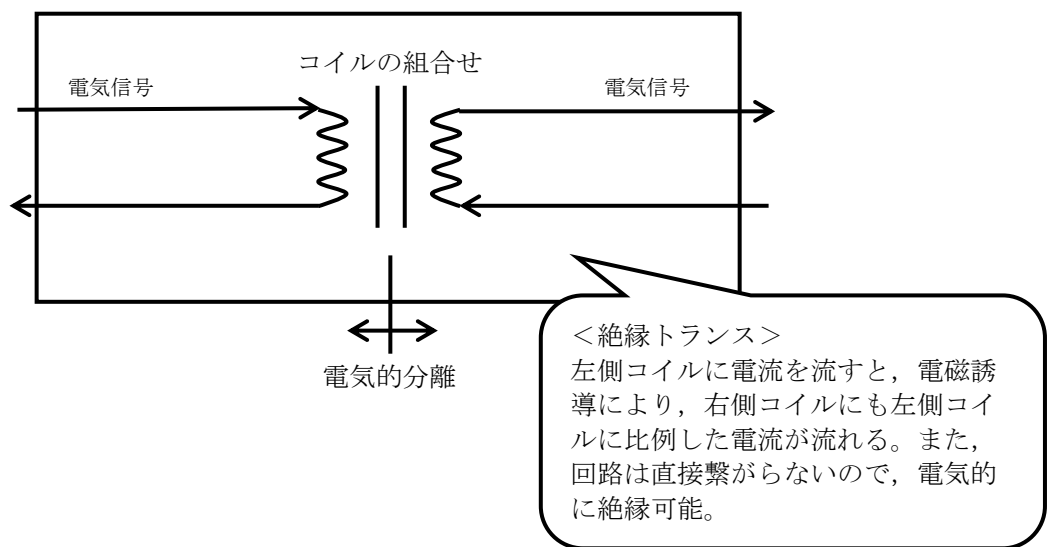


図 2-2 アイソレータの概念図

## 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。

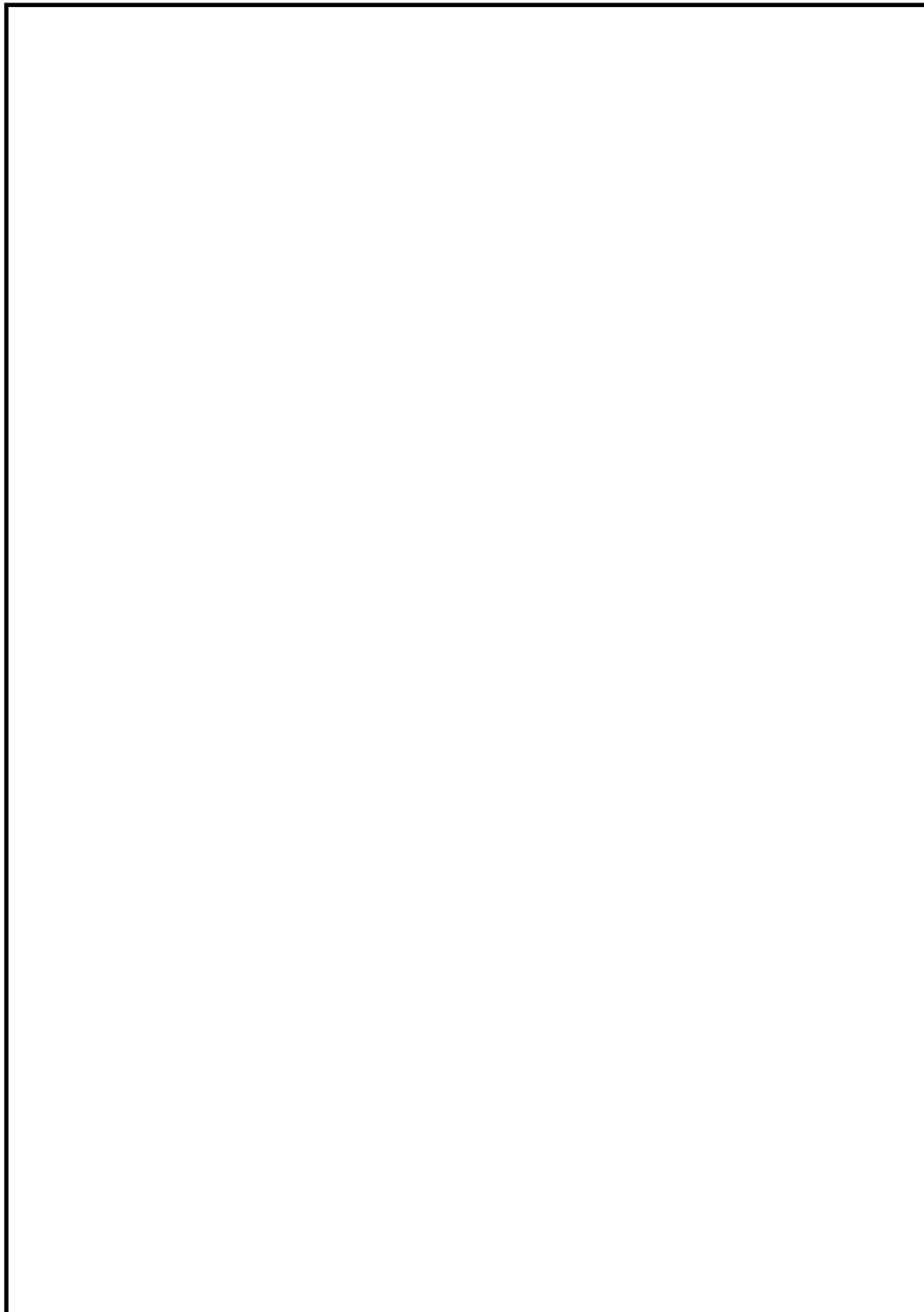


図2-3 重大事故等時の監視操作設備の設置場所

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（1.1）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>※1</sup>及び「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」<sup>※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プ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</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>をいう。</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</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>む。)に有毒ガスが発生する可能性を考慮し、運転・対処要員を有毒ガス防護対象者としてすることとした。</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こととした。</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してすることとした。</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

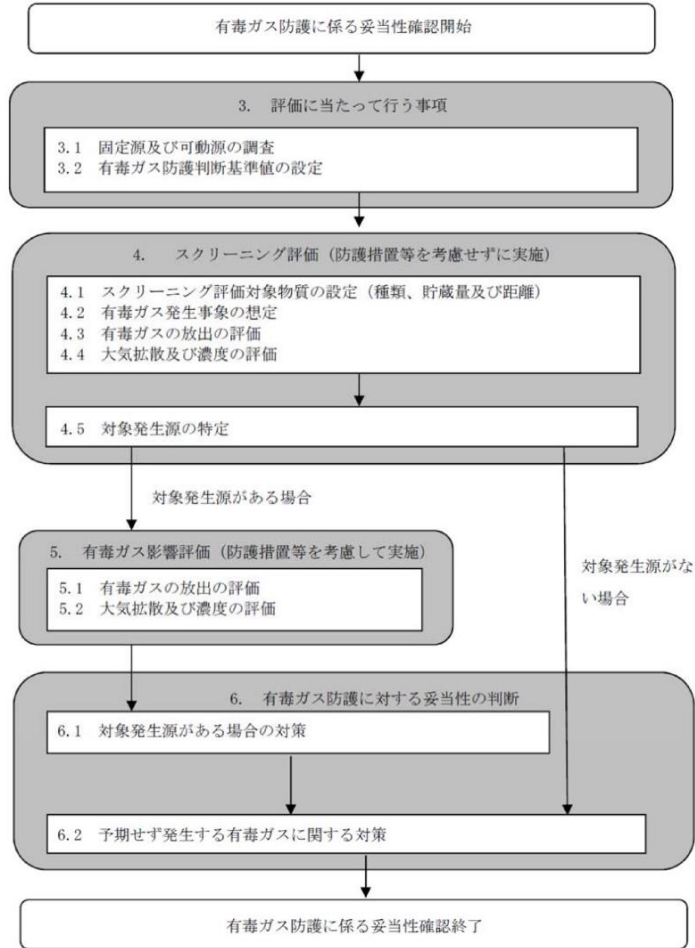
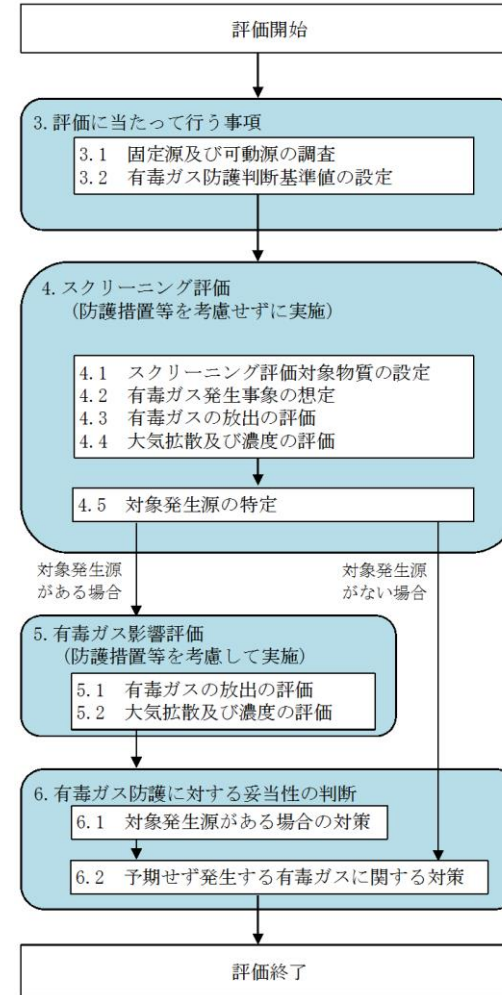


図1 妥当性確認の全体の流れ

### 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</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								

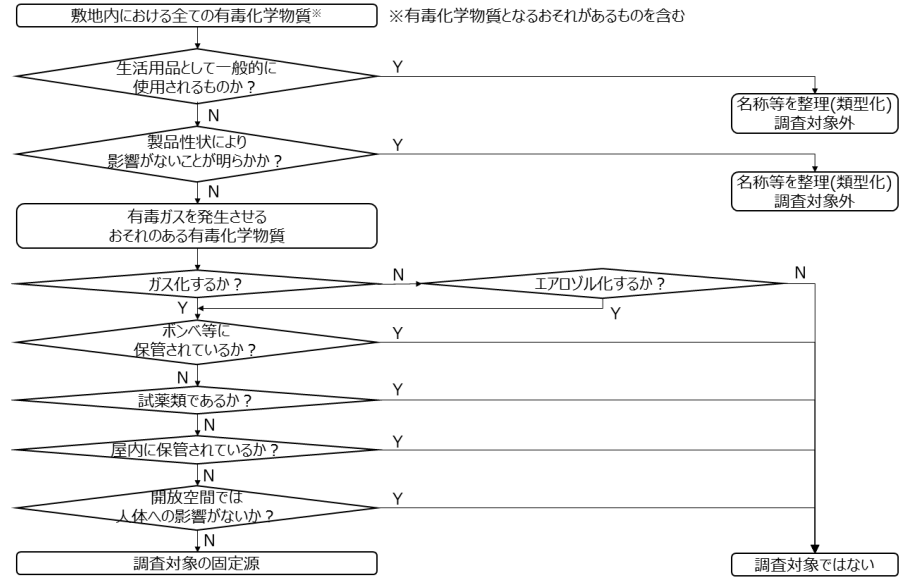


有毒ガス防護に係る影響評価ガイド	原子炉制御室等に係る有毒ガス影響評価の対応状況
<p>② 敷地外に保管されている有毒化学物質のうち、運転・対処要員の有毒ガス防護の観点から、種類及び量によって影響があるおそれのある有毒化学物質</p> <p>a) 原子炉制御室から半径10kmより遠方であっても、原子炉制御室から半径10km近傍に立地する化学工場において多量に保有されている有毒化学物質は対象とする。</p> <p>b) 地方公共団体が定めた「地域防災計画」等の情報（例えば、有毒化学物質を使用する工場、有毒化学物質の貯蔵所の位置、物質の種類・量）を活用してもよい。ただし、これらの情報によって保管さ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>慮した。</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



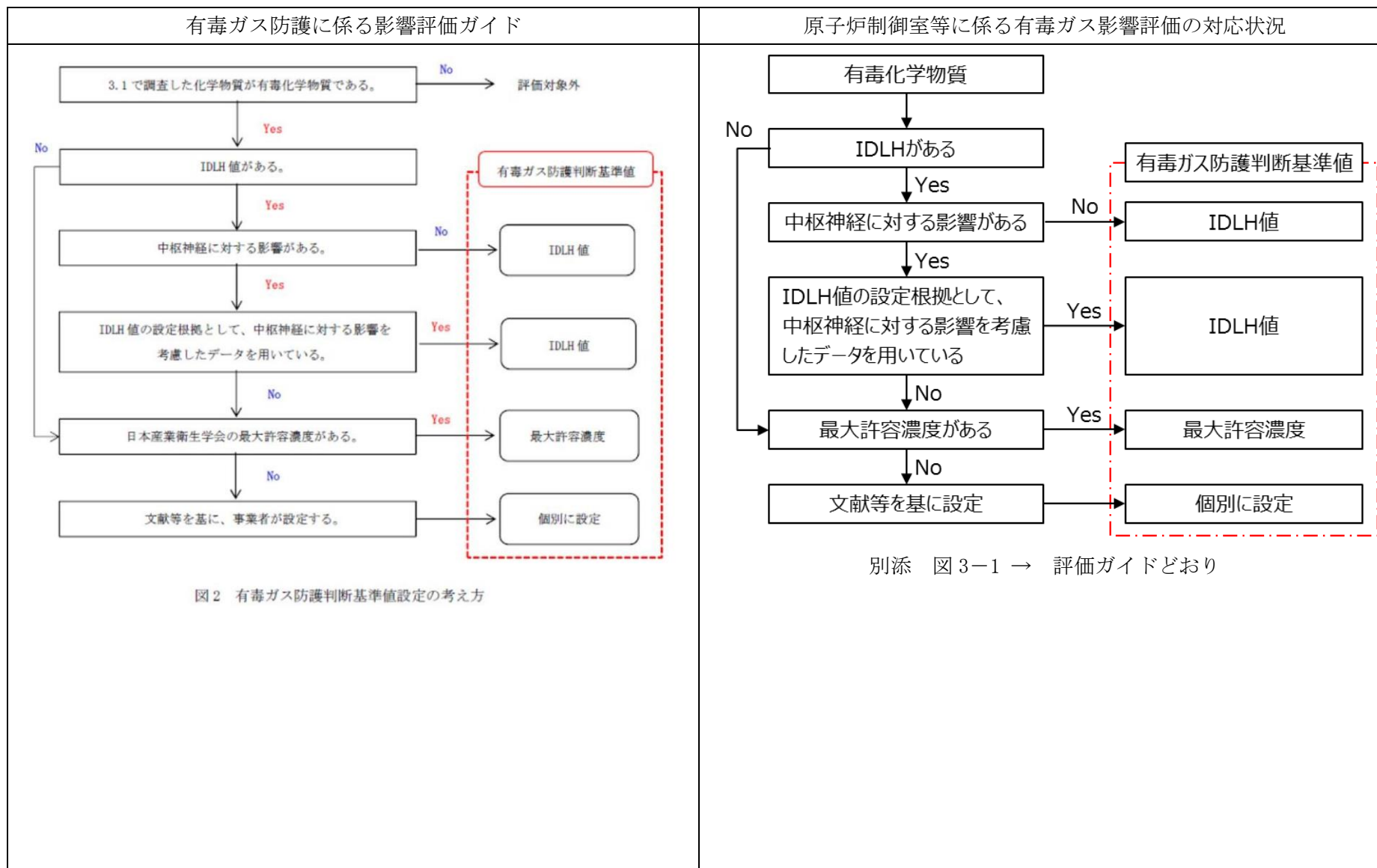
別添図 2-1 固定源の特定フロー

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※ ※有毒化学物質となるおそれがあるものを含む]) --&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; Out3     Q6 -- N --&gt; Q7{開放空間では人体への影響がないか?}     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していること</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の内。
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流出液にばく露 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。 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"></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 colspan="2"></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	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、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。</p> $I < 1$ $I = \frac{C_1}{T_1} + \frac{C_2}{T_2} + \dots + \frac{C_i}{T_i} + \dots + \frac{C_n}{T_n}$ <p><math>C_i</math>: 有毒ガス <math>i</math> の濃度  <math>T_i</math>: 有毒ガス <math>i</math> の有毒ガス防護判断基準値</p> <p>4. スクリーニング評価</p> <p>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。</p> <p>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</p> <table border="1" data-bbox="315 1018 1014 1187"> <thead> <tr> <th>場所</th> <th>敷地内固定源</th> <th>敷地外固定源</th> <th>敷地内可動源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉制御室</td> <td>○</td> <td>△</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所</td> <td>○</td> <td>△</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td>緊急時制御室</td> <td>○</td> <td>△</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td>重要操作地点</td> <td>△</td> <td>×</td> <td>×</td> </tr> </tbody> </table> <p>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</p>	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	△	×	×	<p>複数の有毒ガスを考慮する必要がある場合はない。</p> <p>4. スクリーニング評価 → 評価ガイドのとおり</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>
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	△	×	×																		

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、過去の事件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)

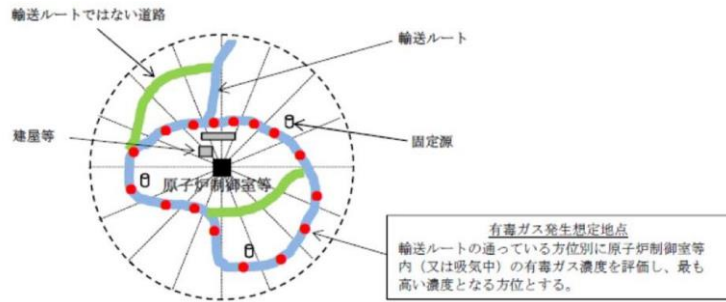


図4 敷地内可動源からの有毒ガス発生想定地点の例

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>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>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</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>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、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、</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加圧ボ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ボンベが配備されること。また、加圧ボンベの容量は、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、加圧ボ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</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。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>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、堰全体に広がるの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</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>に配備されること。</p> <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>空気ボンベ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、空気ボンベ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、空気ボンベ以外の器具（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</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</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>を開始できること。(解説-9)</p> <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</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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</p> <p>●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</p>	<p>体制及び手順を整備することとしている。</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>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

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>	<p>よる伝達及び防護措置は不要である。</p> <p>敷地外の可動源は、6. 1. 2 の対応は不要である。</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>(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) 空気ポンベの容量</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ポ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ポンベへの清浄な空気の再充填、離れた場所からの空気ポンベの供給等）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°C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10399Pa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

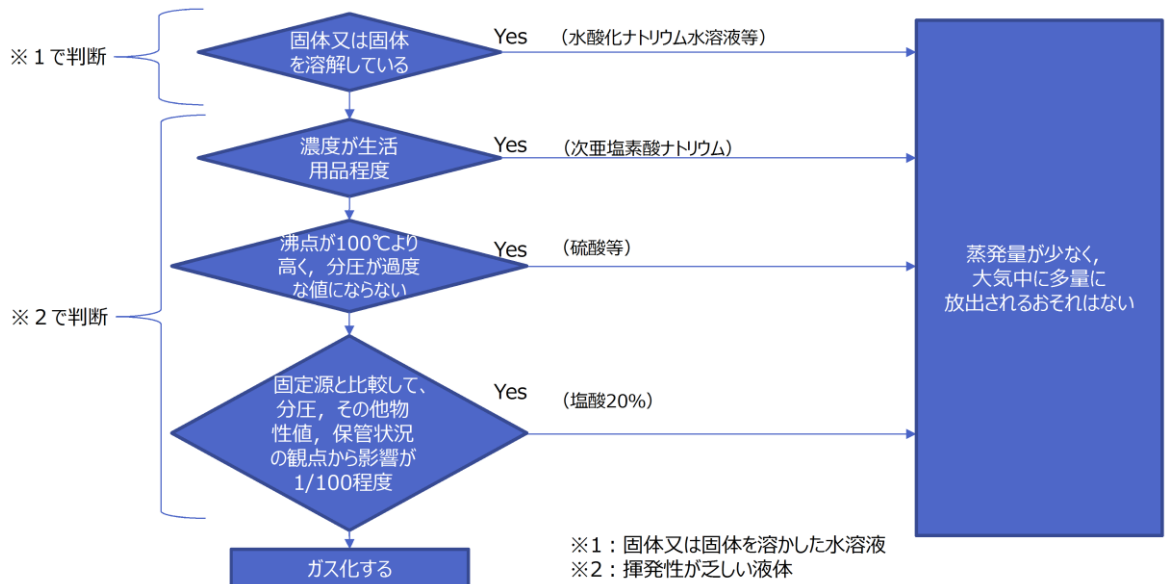


図1 固体または揮発性が乏しい液体の判断フロー

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-yakuhin.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变化が加わり、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变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*5、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を生じ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)

高圧ガス容器(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、高圧ガス容器は、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考える。

## 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	CO毒	8	4	3	4	9	3	6
内訳	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

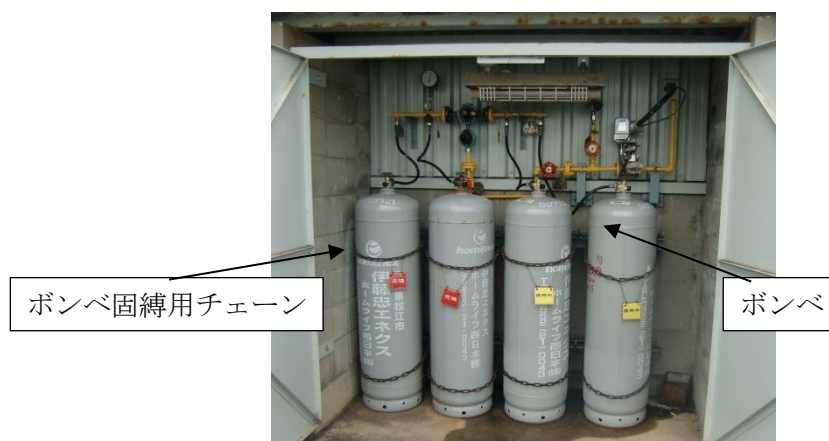
\*4：ガス放出防止機器とは、大規模地震、豪雪等で容器転倒が起こった場合に生じる大量のガス漏れを防止し、被害の拡大を防ぐ器具のこと。高圧ホースと一体となった高圧ホース型と独立した機器の形の放出防止器型とがある。

### 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)

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

- $q_G$  : 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	$2.1 \times 10^{-6} \text{ m}^2$	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。



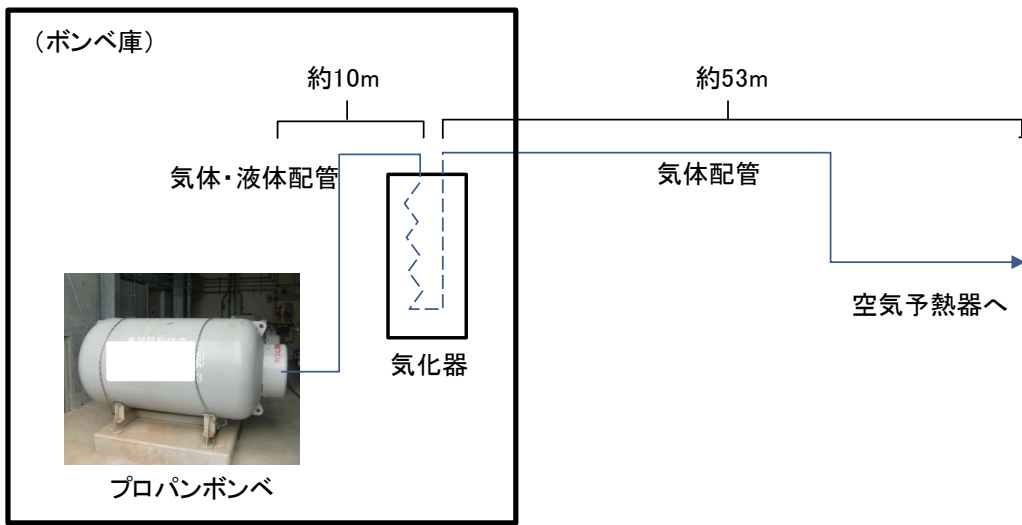


図1 雑固体焼却設備のプロパンガス概略系統図

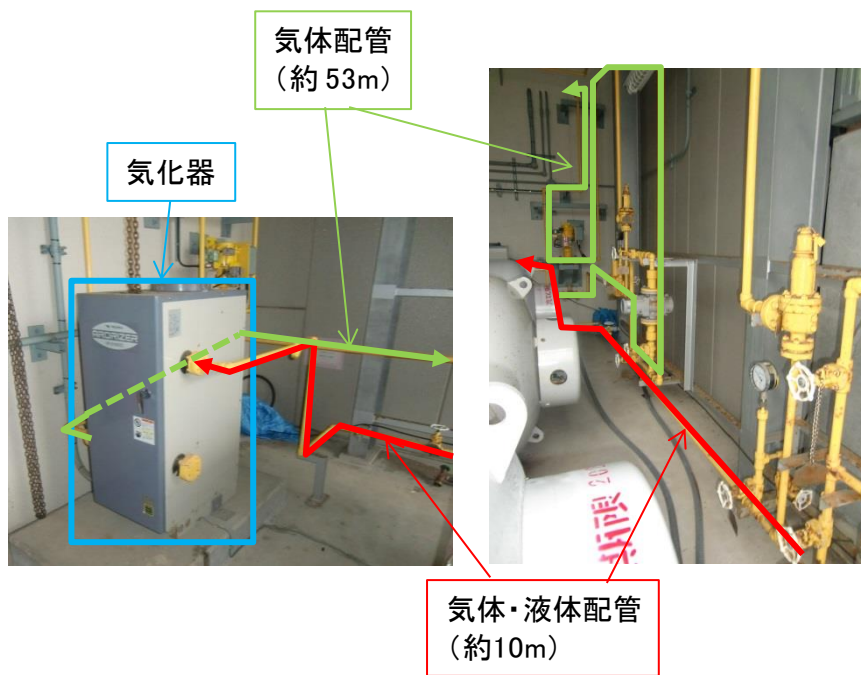


図2 雑固体焼却炉のプロパンボンベ気化器回りの現場状況

○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 $3.1 \times 10^{-3}$ 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 $9.5 \times 10^{-2}$ 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 (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)

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。

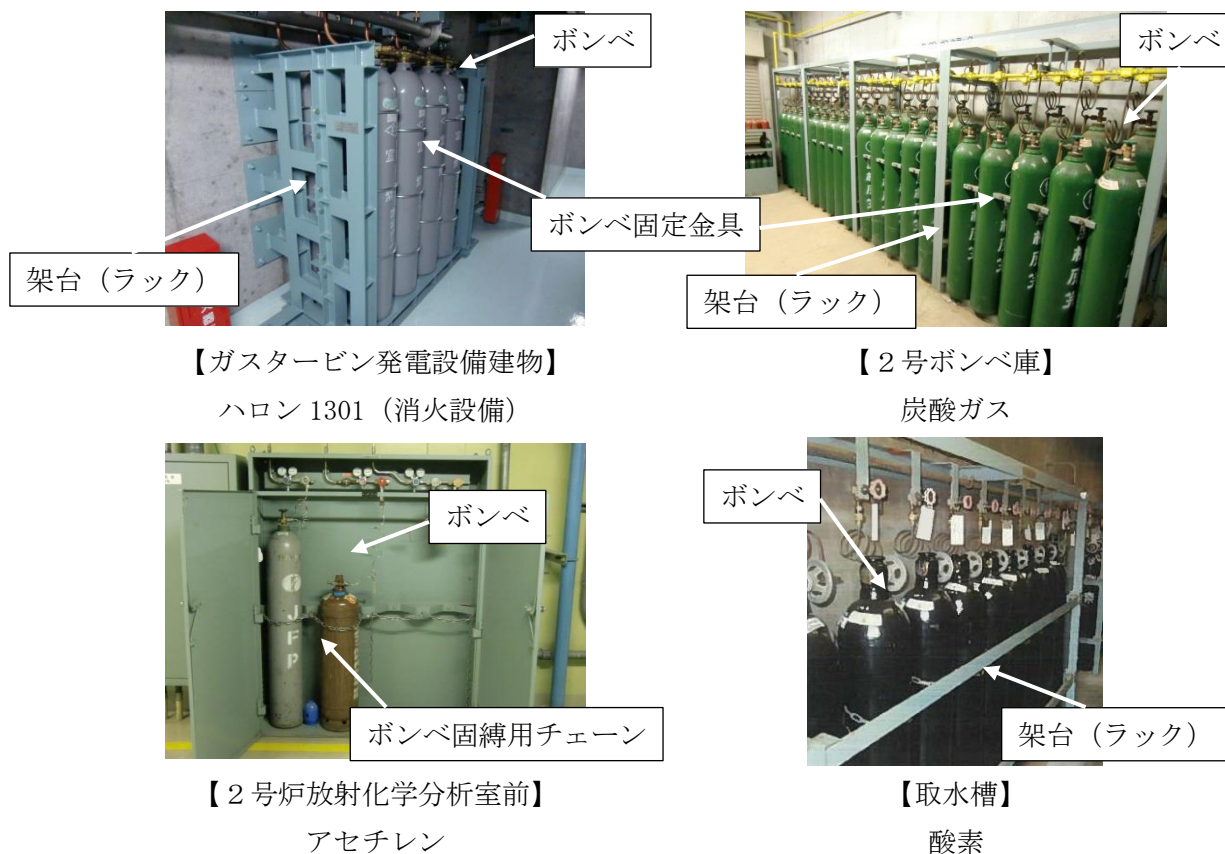
以上のことから、圧縮ガスについては有毒ガスとしての評価の対象外であるものと考えら

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	40000
炭酸ガス	40000
六フッ化硫黄	220000
アセチレン	100000

## 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。



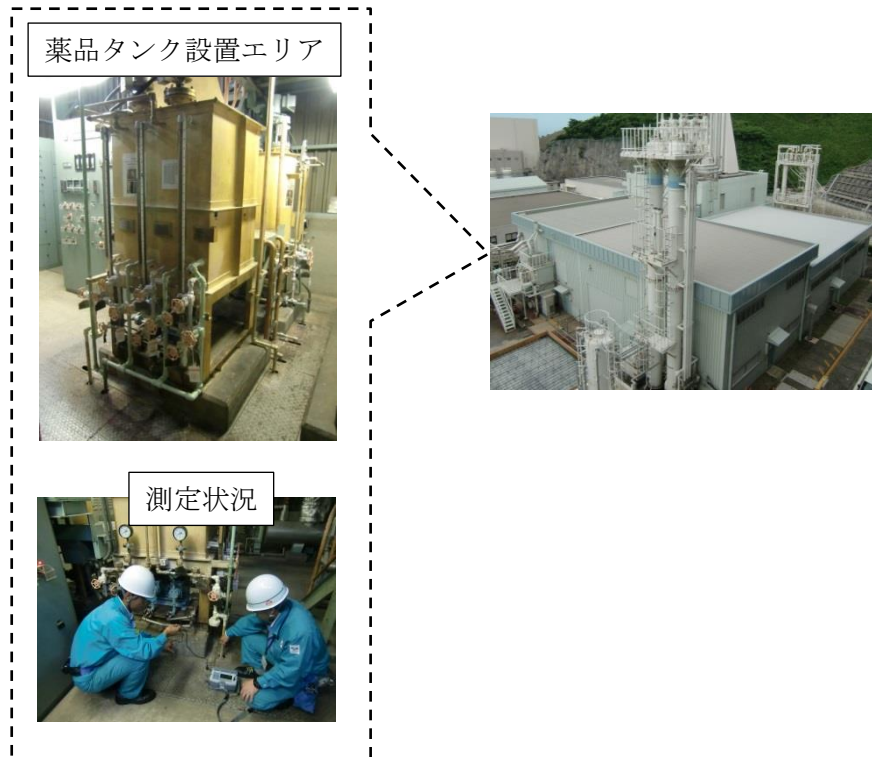


図1 建物内風速の測定例（所内ボイラー・純水装置建物（3号））

### 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 ( $\text{m}^2$ )

$K_M$  : 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  $U^{\frac{7}{9}}$  に比例する。

屋内風速  $0.1 m/s$  (測定結果の上限値) の場合\*、 $U^{\frac{7}{9}} = 0.17$ 、屋外風速  $2.6 m/s$  (年間平均) では、 $U^{\frac{7}{9}} = 2.1$  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。

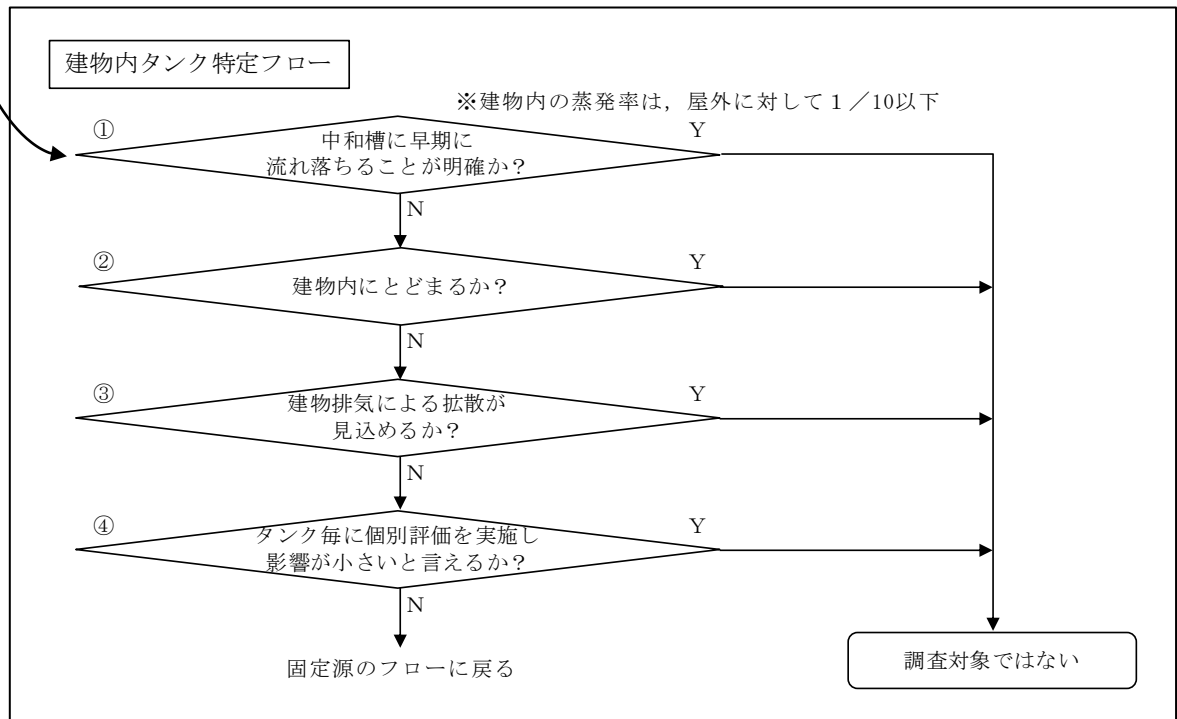
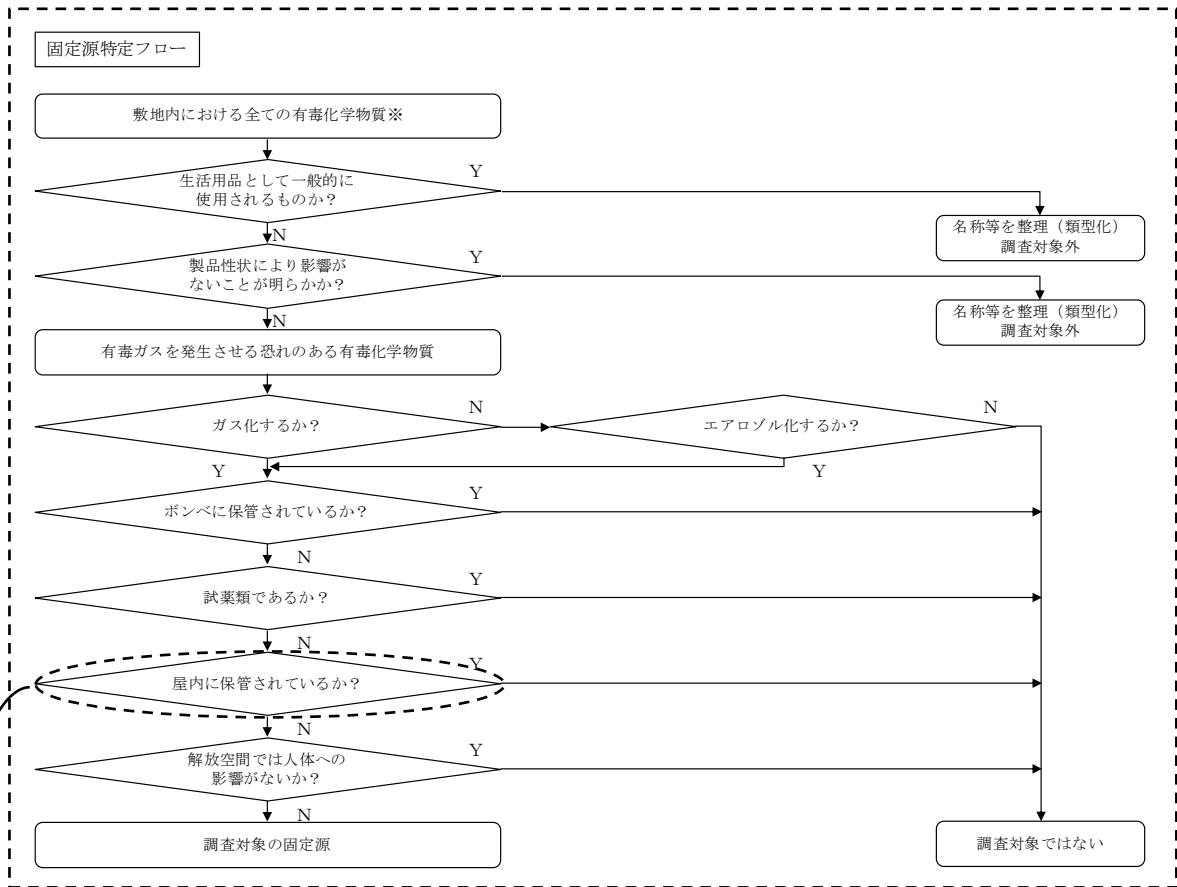


図3 建物内タンク特定フロー

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。

$$C = \frac{E}{Q} \quad \dots(4-5-9)$$

$$C_{ppm} = C \times \frac{22.4}{M} \times \frac{273 + T}{273} \times \frac{1013}{P} \times 10^6 \quad \dots(4-5-10)$$

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。

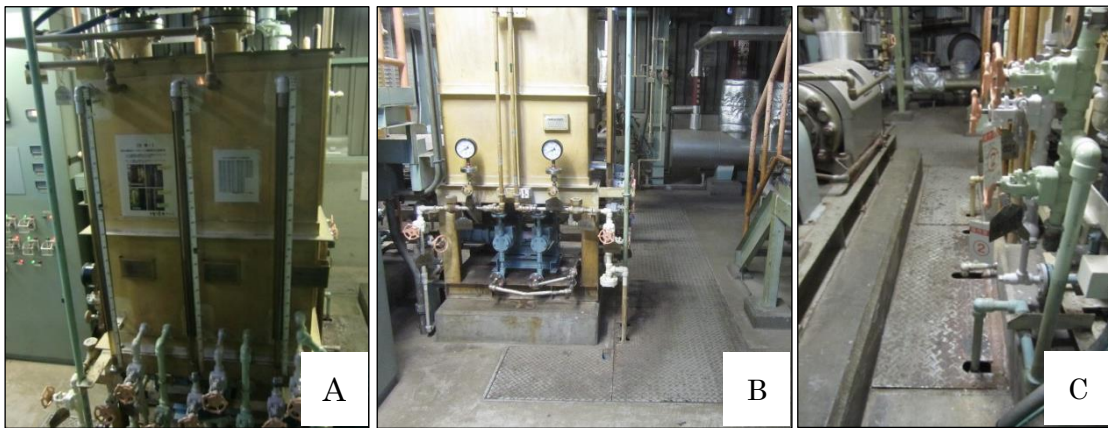
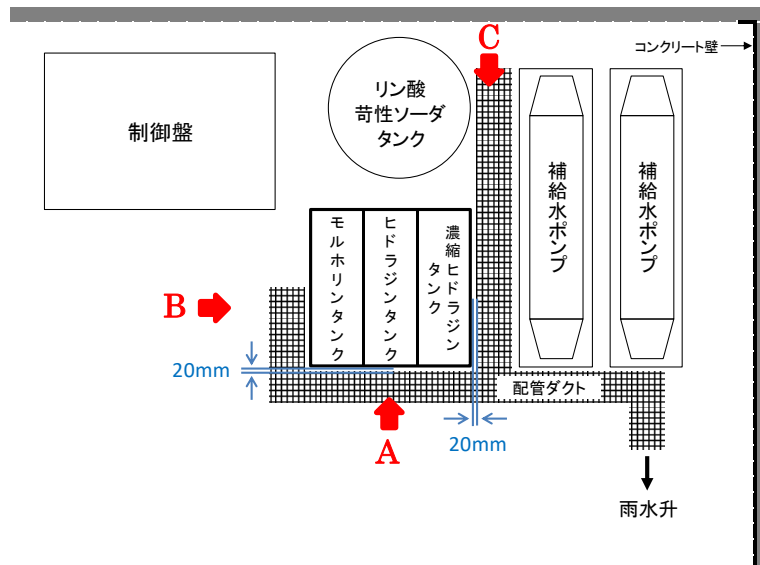


図4 建物内タンク設置状況  
 (所内ボイラー・純水装置建物 (3号) 【ヒドラジンタンク】)



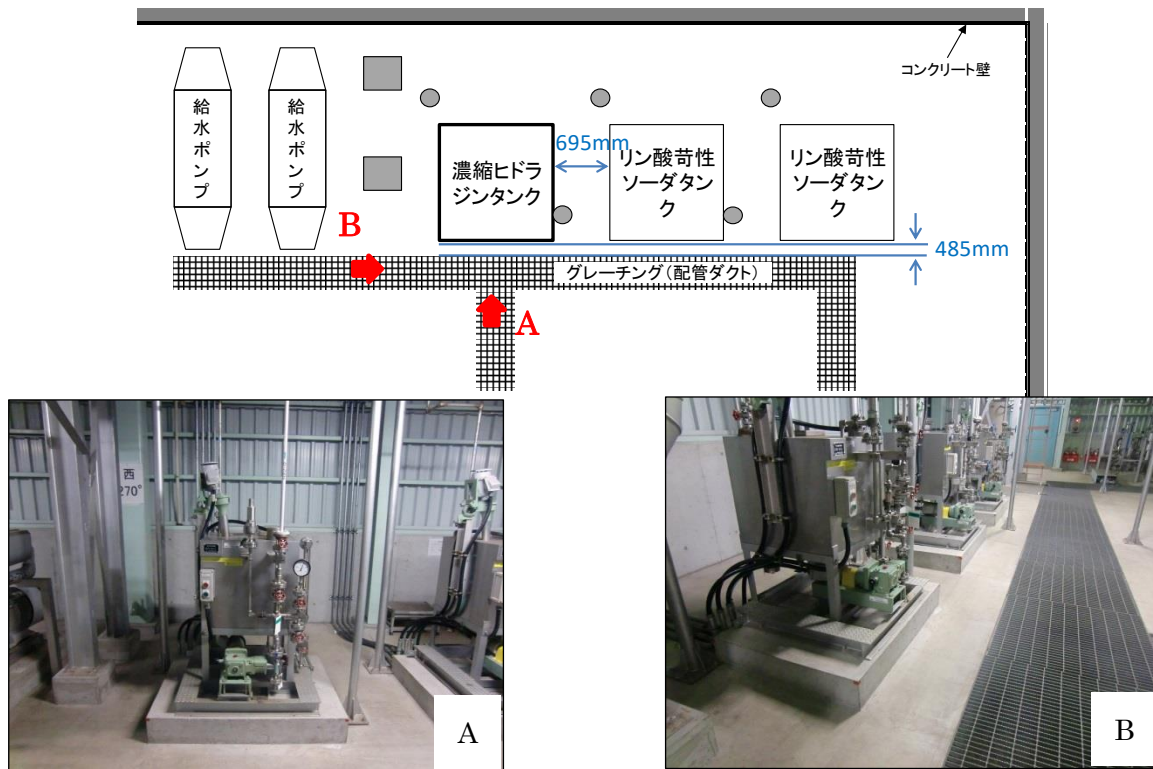


図5 建物内タンク設置状況  
 (3号機補助ボイラー建物【濃縮ヒドロジンタンク】)

## 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。

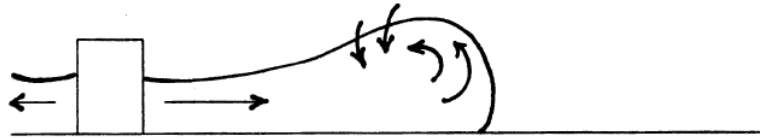
#### (b) 漏えいから暫く時間が経過した状態

水平方向 (地表付近) に非常に安定な成層を形成するため、周囲の空気の巻き込みの影響は小さく、地表面からの熱を受けやすくなる。

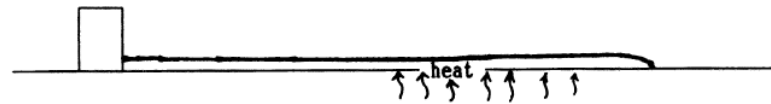
#### (c) 漏えいから十分時間が経過した状態

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

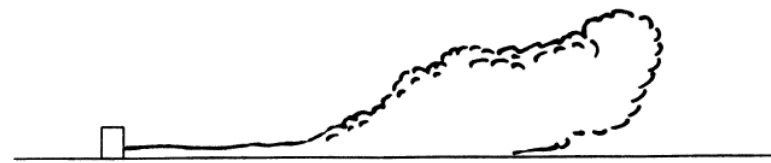


Fig. 3. Dispersion of vapor cloud of the cryogenic liquefied gas

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 (%)

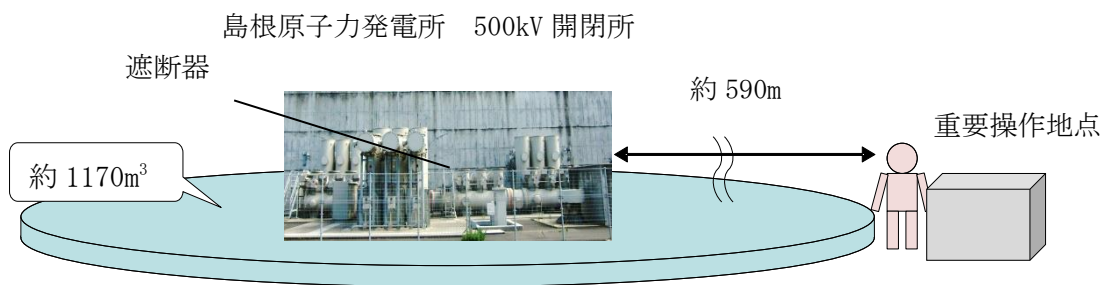


図2 六フッ化硫黄と評価地点の関係

### 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 置(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・モルホリンタンク	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: 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）（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 発電設備燃料ディ 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ペントフ 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	サイトパンカ建物	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	換気空調補機非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(高圧側)	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(高圧側)	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(8000~32000ppm)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\*1:六フッ化硫黄は防護判断基準値(220000ppm)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	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	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	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	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	○	—	○	—	—	—	—

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	○	—	○	—	—	—	—

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。

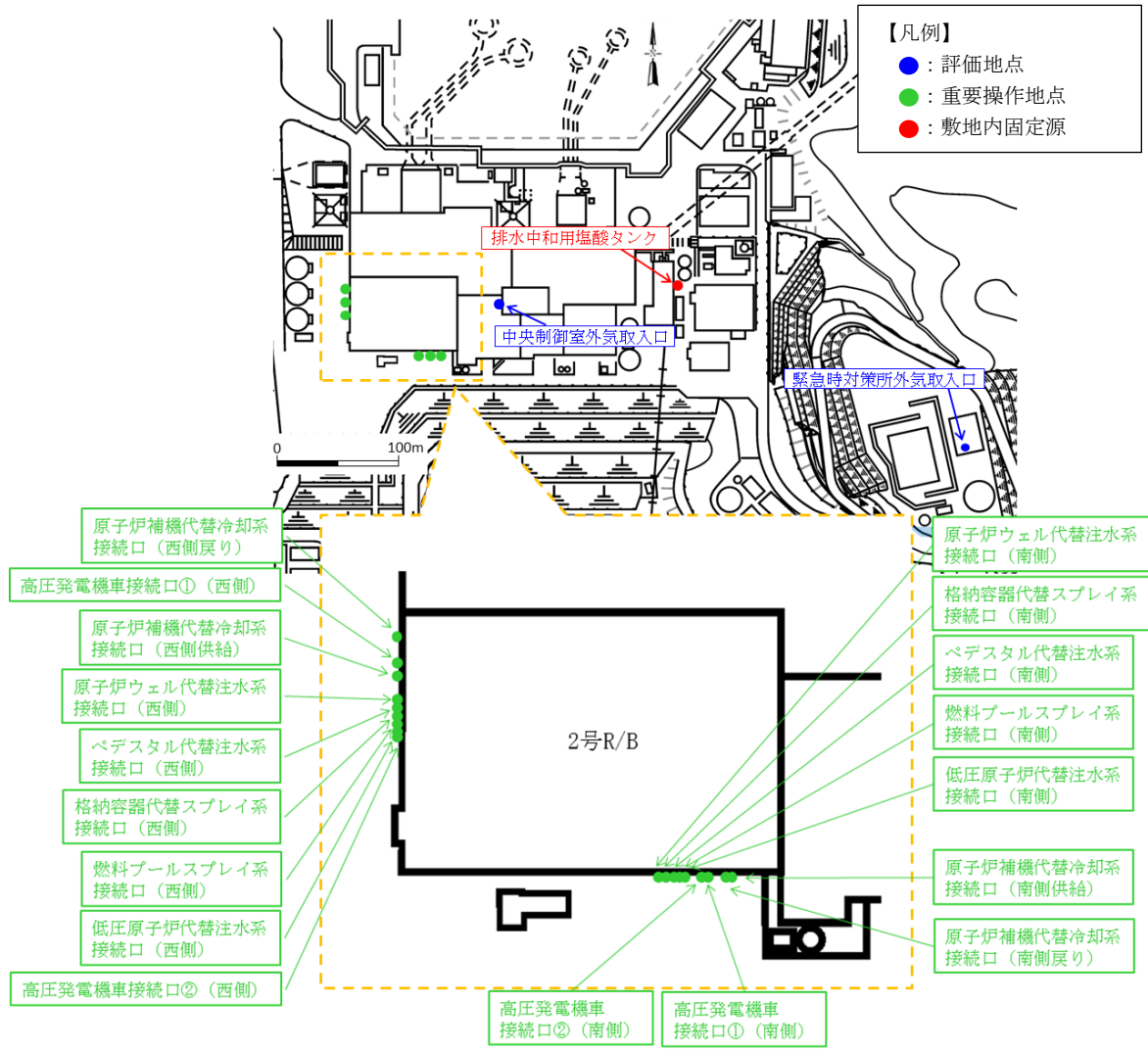


図4-1 調査対象とした敷地内固定源について

【屋外】  
排水中和用塩酸貯槽  
(全 景)

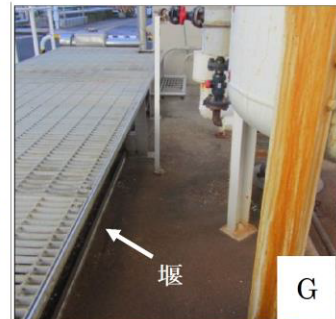
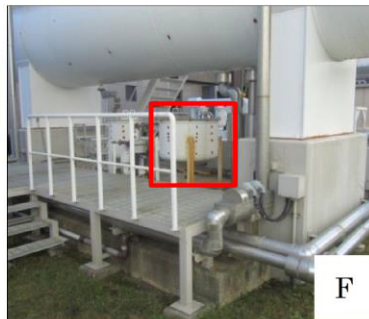
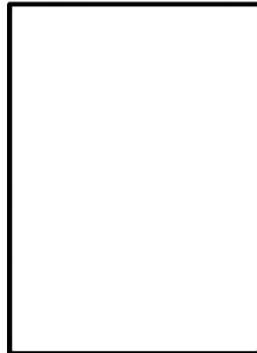
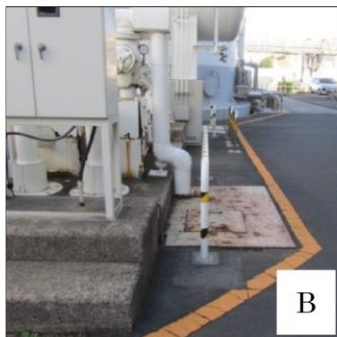
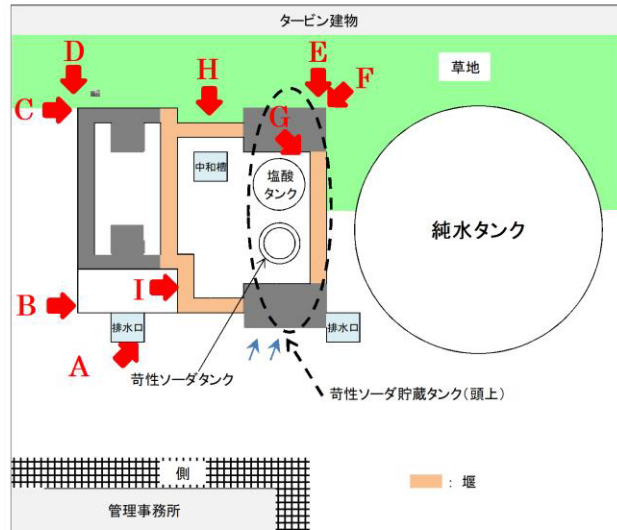
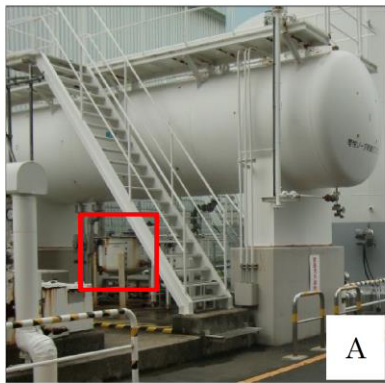


図4-2 堰周りの状況（排水中和用塩酸タンク）

## 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。

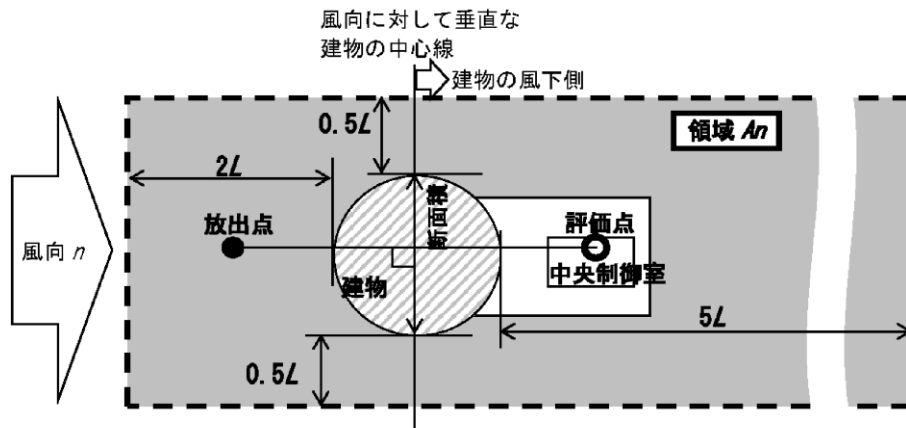
- 1) 放出点の高さが建物の高さの 2.5 倍に満たない場合
- 2) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向  $n$  について、放出点の位置が風向  $n$  と建物の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図 6-1 の領域  $A_n$ )の中にある場合
- 3) 評価点が、巻き込みを生じる建物の風下側にある場合

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）

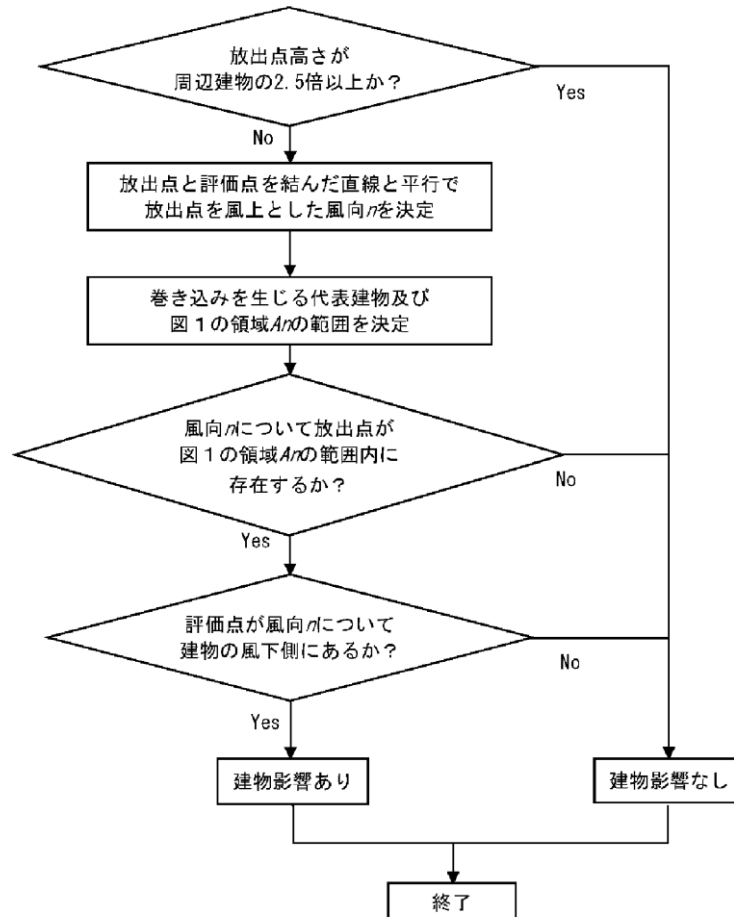


図 6-2 建物影響の有無の判断手順  
（被ばく評価手法（内規）図 5.2）

- ・ 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。

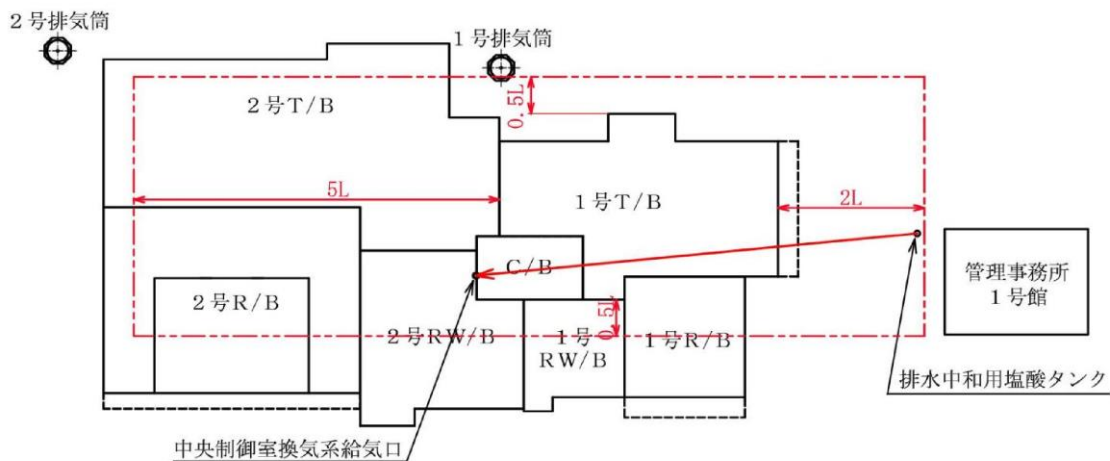


図6-3 評価点：中央制御室換気系給気口－放出点：排水中和用塩酸タンクでの建物影響範囲

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。

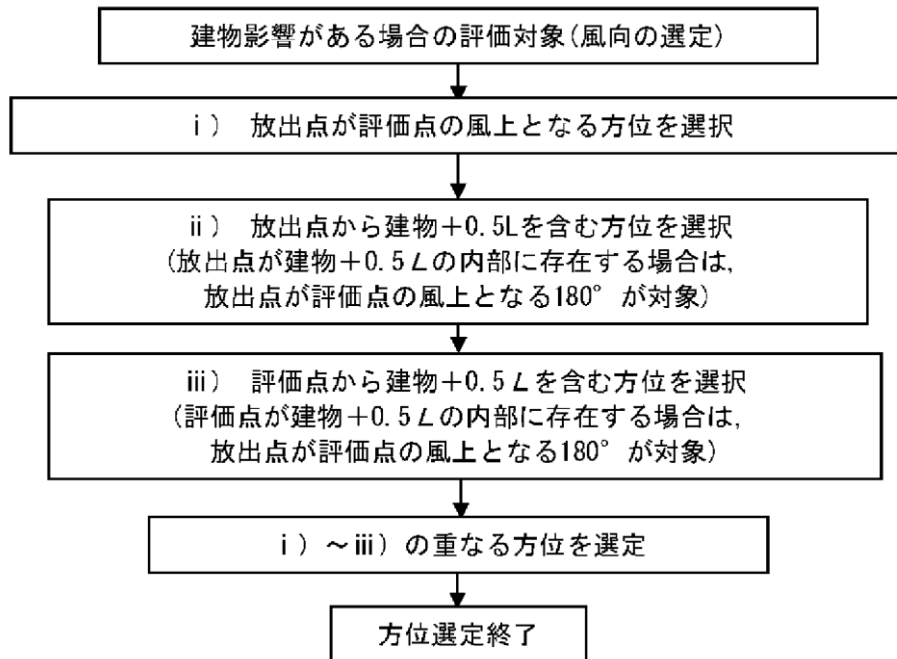


図 6-4 建物の影響がある場合の評価対象方位の選定手順  
(被ばく評価手法 (内規) 図 5.7)

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。

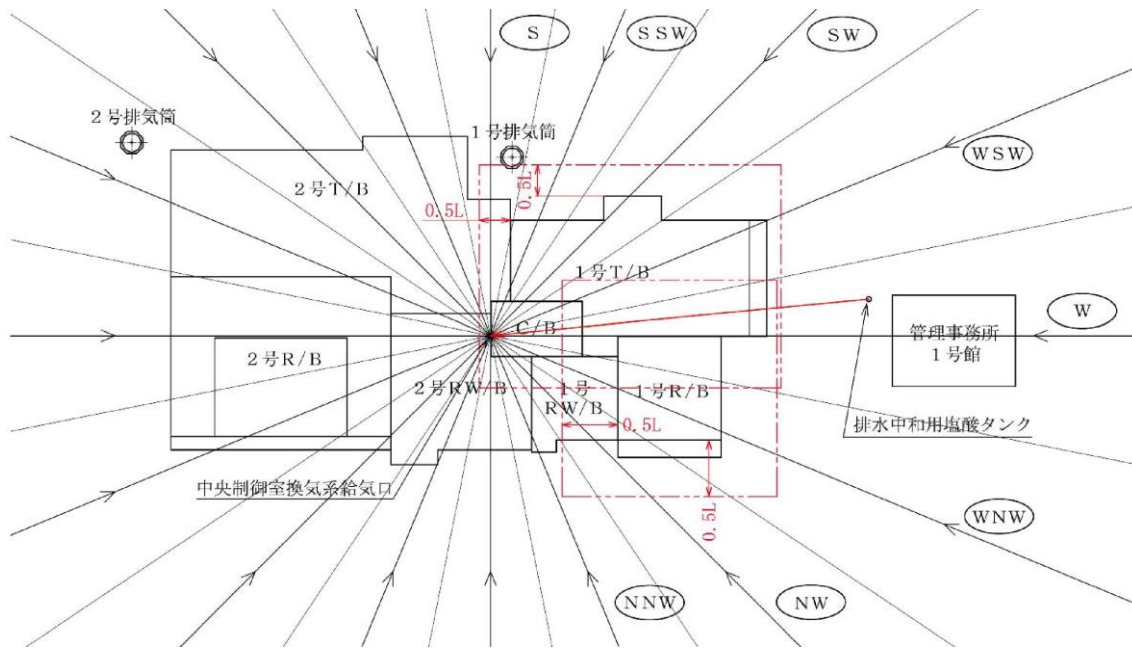
①評価点：中央制御室換気系給気口－放出点：排水中和用塩酸タンク

- 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。

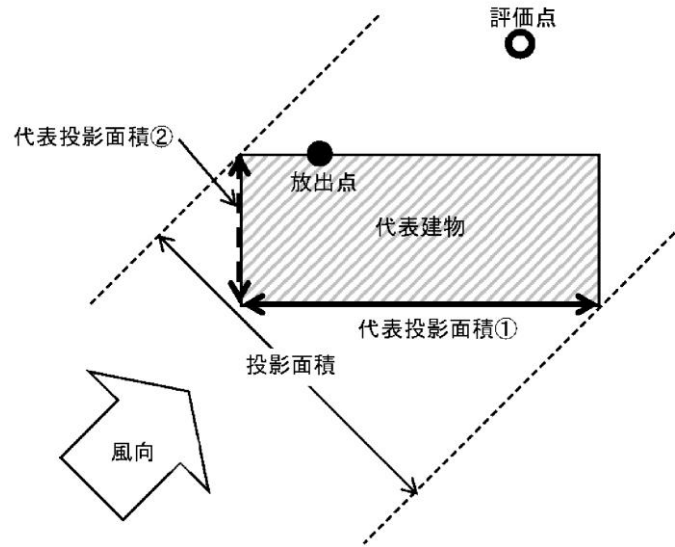


図 6-6 代表面積及び建物投影面積の考え方  
(被ばく評価手法(内規) 解説図 5.11.12)

(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。

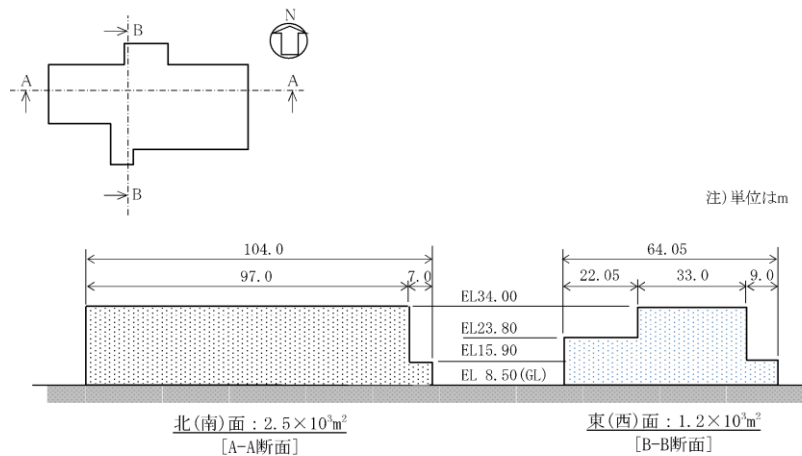


図 6-7 1号機タービン建物の投影面積

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

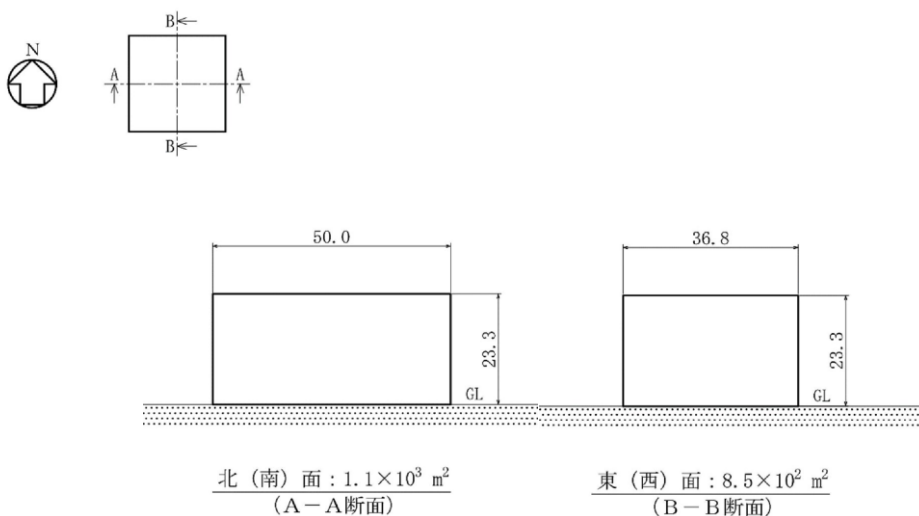
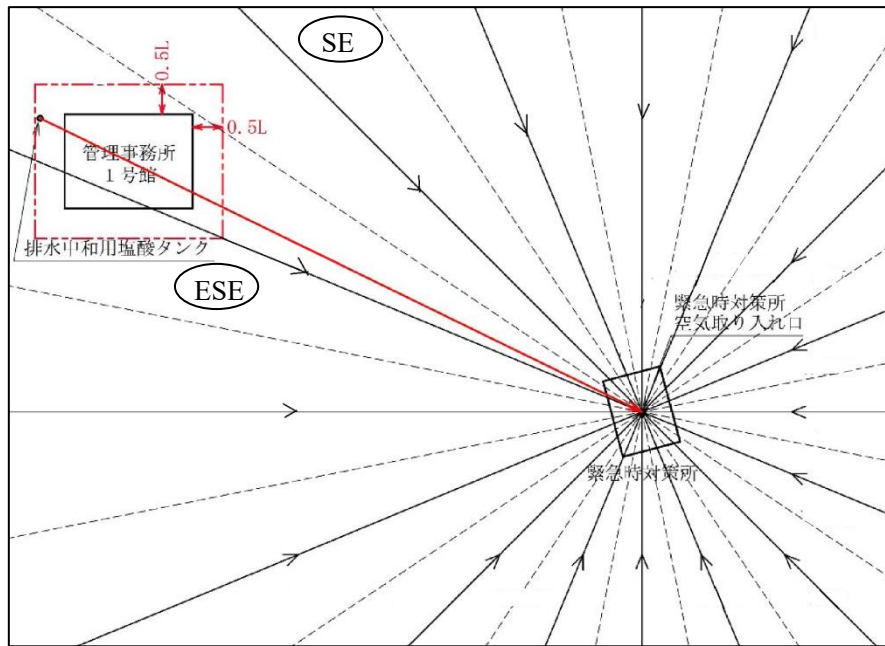


図 6-8 管理事務所 1 号館の投影面積





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。

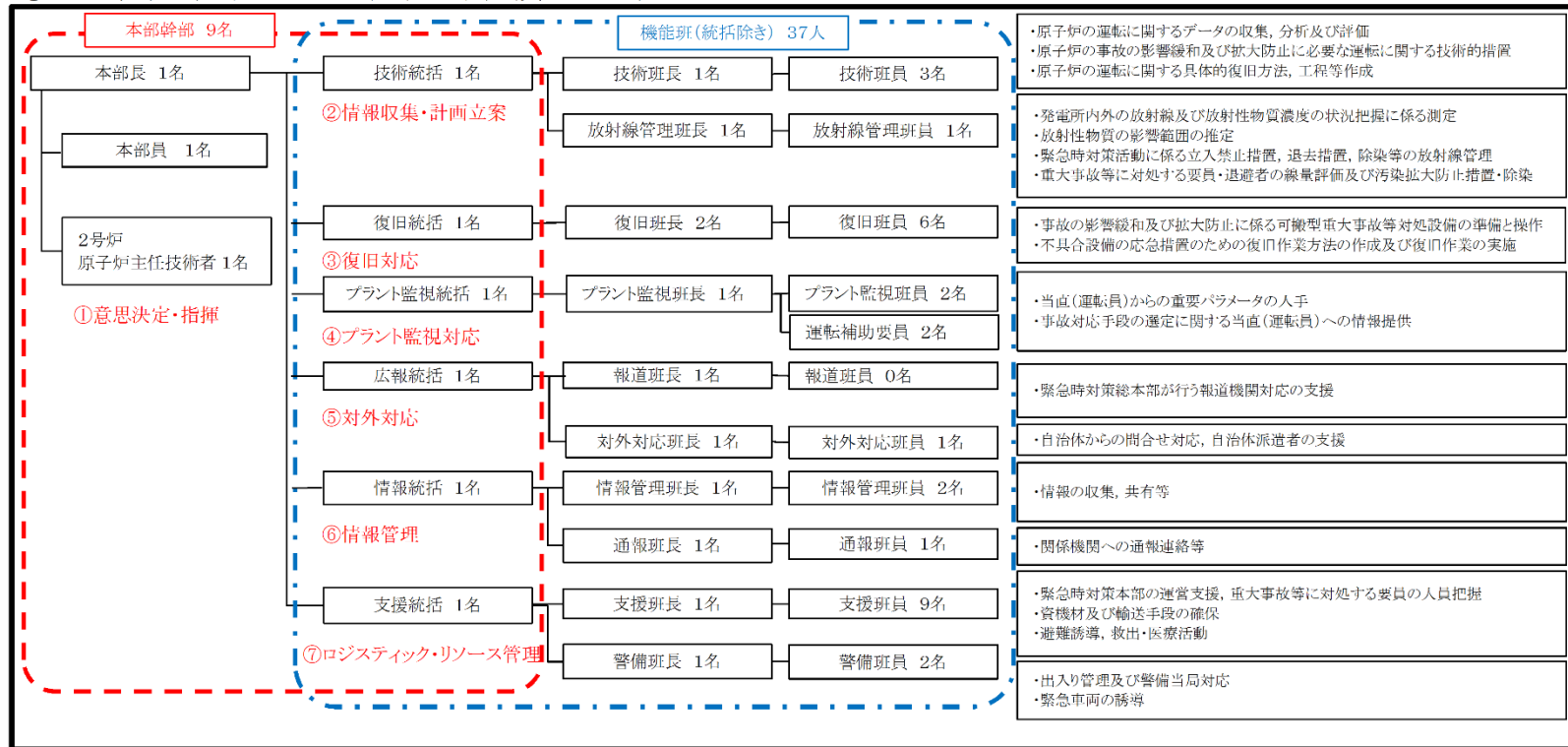
中央制御室及び緊急時対策所の換気空調設備を隔離した場合は、酸素濃度計や二酸化炭素濃度計を用いて酸素濃度及び二酸化炭素濃度を監視する。さらに、敷地内可動源からの有毒ガスの発生による異常が終息した場合は、速やかに外気取入れを再開する。

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 (*3)	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 (*3)	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	—	—	—	(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 (*6)	意思決定・指揮	3	49	—	—	—	—					
		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・リリース管理	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)					
		本部 要員	意思決定・指揮	3	49	—	—	—	—				
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・リリース管理	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。

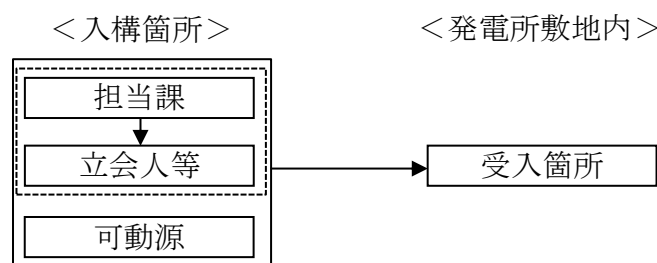
また、表 7-3 に示す通り、防護具を配備する。

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

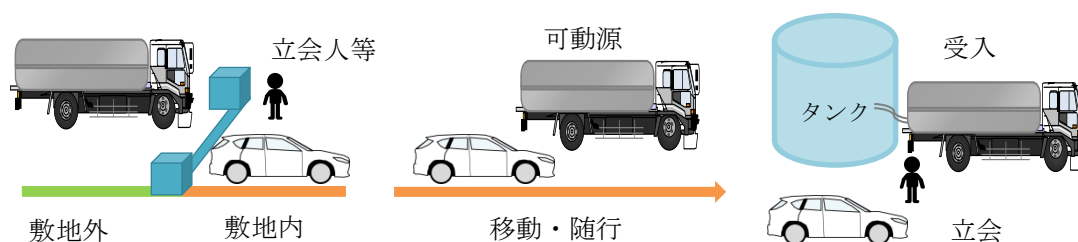
## 敷地内可動源に対する有毒ガスの発生の検出のための実施体制及び手順

## 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。



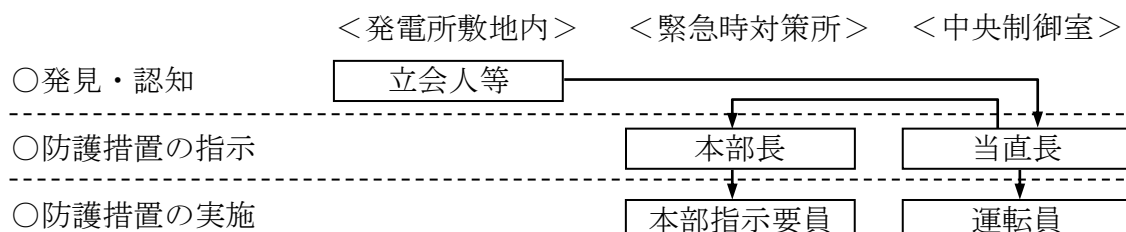
## 3. その他

- (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

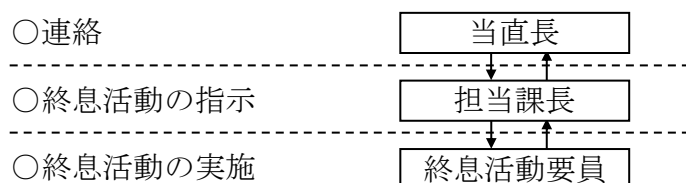


## 2. 実施手順

- (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

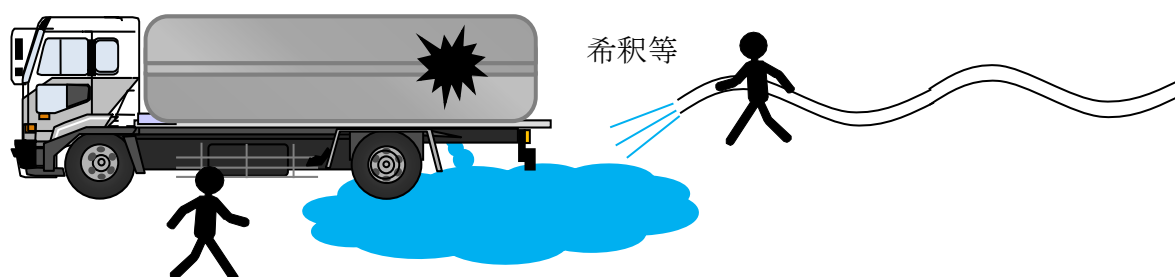


## 2. 実施手順

- (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. 無線連絡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、V-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  （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
	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 (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) (緊急時対策所) ・受信用アンテナ(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

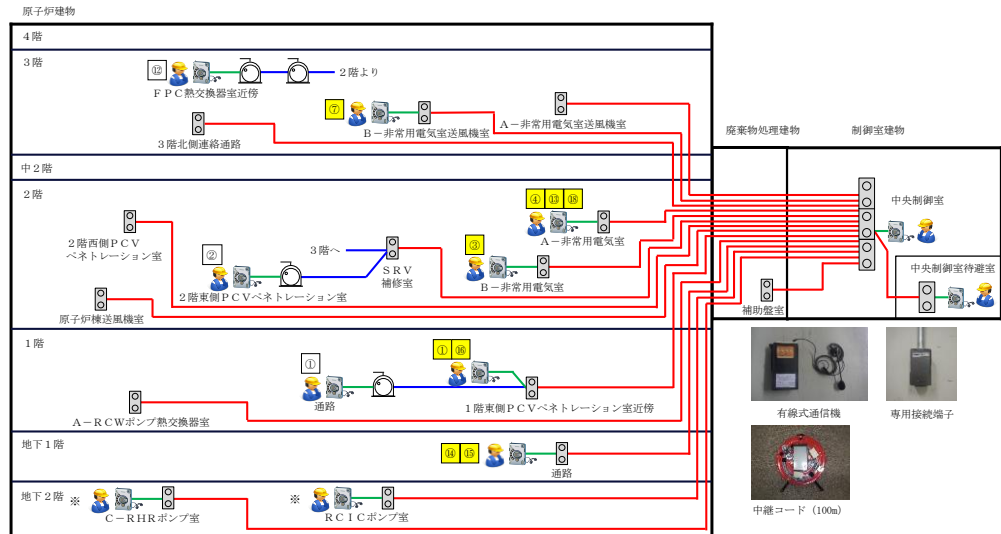
#### 中継コードの保管場所及び数量

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
	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	—	 衛星系
					

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 (予備 5台を除く)*2 ・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		○	◎					
	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	
	無線系回線 (マイクロ波無線)	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)	固定電話機	—	○	1回線	—	1回線	1回線	
		局線加入電話設備	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	IP-電話機	○	◎	2.193Mbps (125kbps)	—	2.2Mbps	5Mbps
			IP-FAX	○	◎	(68kbps)			
			テレビ会議システム	○	◎	(2Mbps)			
		データ伝送設備	SPDS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	IP-電話機	○	◎	211kbps (24kbps)	64kbps	282kbps	384kbps
			IP-FAX	○	◎	(37kbps)			
			テレビ会議システム	○	◎	(150kbps)			
		データ伝送設備	SPDS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	—		—	—	—	—
③-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	—		—	—	—	—	
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）	1, 000Ah	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





## 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	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
炉心反応度の状態確認	APRM (平均値)	○	○	—	○	×
	平均出力領域計装 CH 1	○	—	○	○	○
	平均出力領域計装 CH 2	○	—	○	○	○
	平均出力領域計装 CH 3	○	—	○	○	○
	平均出力領域計装 CH 4	○	—	○	○	○
	平均出力領域計装 CH 5	○	—	○	○	○
	平均出力領域計装 CH 6	○	—	○	○	○
	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：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）



○ 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	○	○	—	○	×
	HP 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 MV 2 2 2 - 4 A 全閉	○	○	—	○	×
	RHR MV 2 2 2 - 4 B 全閉	○	○	—	○	×
	RHR MV 2 2 2 - 5 A 全閉	○	○	—	○	×
	RHR MV 2 2 2 - 5 B 全閉	○	○	—	○	×
	RHR MV 2 2 2 - 5 C 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	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
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: 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: 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	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
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: 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。

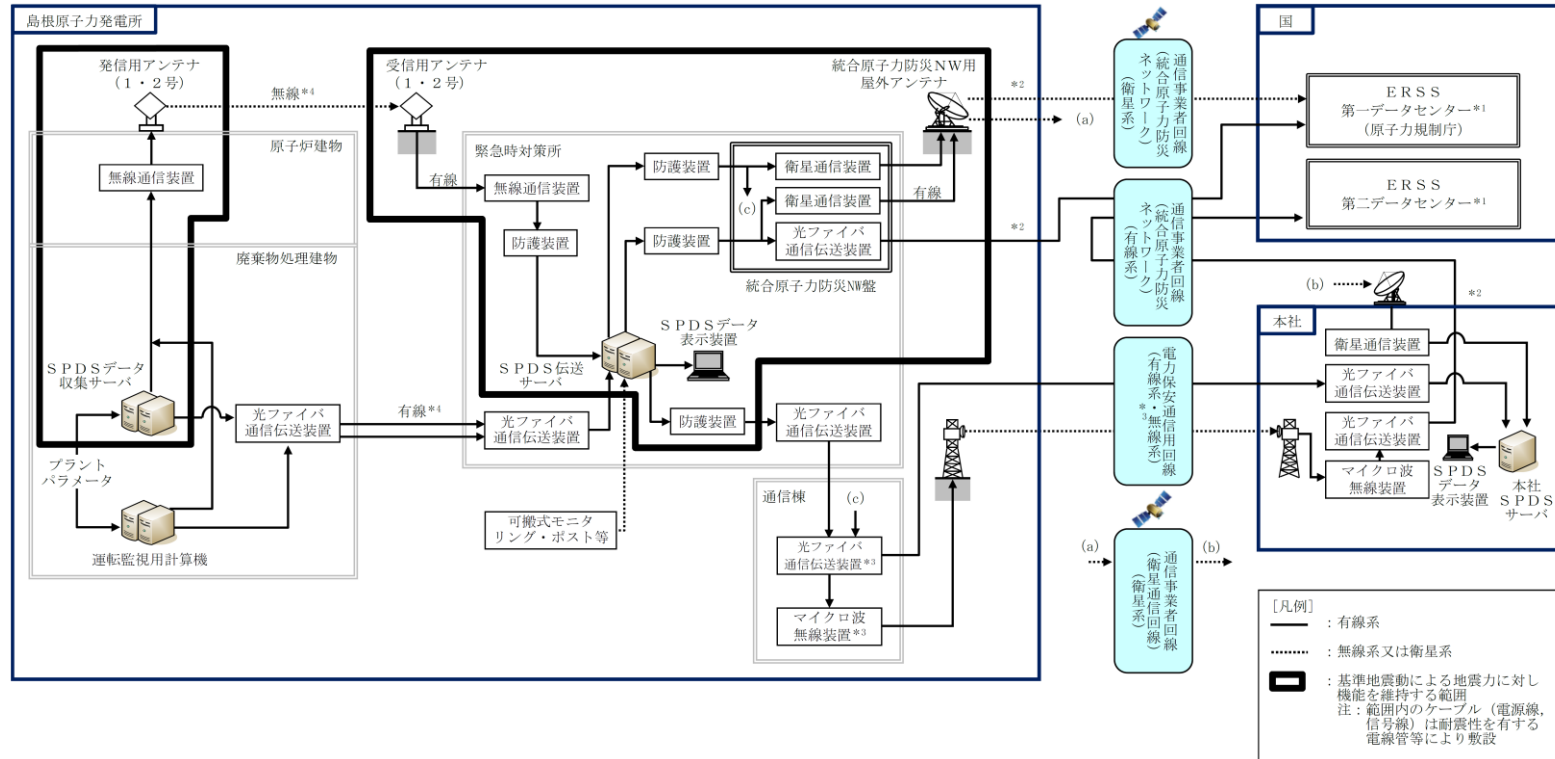
原子力事業者防災業務計画の改訂に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

\*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）

## 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。

