

本資料のうち、枠囲みの内容は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-240 改0

工事計画に係る補足説明資料
補足-240 【計測制御系統施設】

平成30年10月
日本原子力発電株式会社

添付書類に係る補足説明資料

「計測制御系統施設に関する説明書」に係る添付書類の記載内容を補足するための説明資料を以下に示す。

工認添付書類	補足説明資料
V-1-5-1 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	補足-240-1 計測装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について
V-1-5-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書	補足-240-2 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に係る補足説明資料
V-1-5-4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書	補足-240-3 安全保護系の応答時間について
V-1-5-5 中央制御室の機能に関する説明書	補足-240-4 中央制御室の機能に関する説明書に係る補足説明資料
V-1-1-10 通信連絡設備に関する説明書	補足-240-5 通信連絡設備に関する補足説明資料 通信連絡設備について

補足-240-1 【計測装置の構成並びに計測範囲及び
警報動作範囲について】

目次

1.	格納容器水素濃度及び酸素濃度の測定原理と適用性について	1
1.1	格納容器水素・酸素濃度計測装置について	1
1.2	計測装置の測定原理	2
1.2.1	格納容器内水素濃度（SA）	2
1.2.2	格納容器内酸素濃度（SA）	3
1.3	システム構成	5
1.4	格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）の認証について	10
1.4.1	環境試験	10
1.4.2	耐震試験	13
1.5	格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）の電源供給について	13
2.	原子炉格納容器内水位監視について	14
2.1	原子炉圧力容器破損までの水位管理	14
2.2	原子炉圧力容器破損及びデブリ落下・堆積検知（表 2.2-1「原子炉圧力容器破損及びデブリ落下・堆積検知の概念」）	14
2.3	原子炉圧力容器破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2 mの場合）	15
2.4	原子炉圧力容器破損後の水位管理（デブリ堆積高さ \geq 0.2 mの場合）	15
3.	原子炉圧力容器内の水位監視について	22
3.1	原子炉圧力容器内の水位監視について	22
3.2	原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）及び原子炉水位（SA燃料域）の概要	24
3.3	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	32
3.4	原子炉圧力、原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力による水位の推定手段	34
4.	可搬型計測器について	35
4.1	可搬型計測器による監視パラメータの測定結果の換算概要	44
5.	計測結果の記録の保存について	45
5.1	設置基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存	45
5.2	重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存	46
6.	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	47
6.1	安全保護装置の概要	47
6.2	安全保護系の物理的な分離又は機能的な分離対策	49
6.2.1	安全保護装置の物理的分離対策	49
6.2.2	ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策	50
6.2.3	物理的及び電氣的アクセスの制限対策	50
6.3	想定脅威に対する対策について	51
6.4	耐ノイズ・サージ対策	51
7.	代替パラメータによる主要パラメータの推定の誤差による影響について	52

1. 格納容器水素濃度及び酸素濃度の測定原理と適用性について

1.1 格納容器水素・酸素濃度計測装置について

格納容器水素・酸素濃度計測装置は、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水素及び酸素を監視する目的で、水素及び酸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。

格納容器内水素濃度は、事象発生直後からジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、可燃限界濃度である 4.0 % を大きく上回る。その後、水の放射線分解によって原子炉格納容器内酸素濃度が上昇する。事象発生約 84 時間後にサプレッション・チェンバの酸素濃度がドライ条件において 4.0 % に到達することから原子炉格納容器への窒素供給を実施することで、原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度は低下する。約 164 時間後に原子炉格納容器圧力が 310 kPa[gage] に到達し、原子炉格納容器への窒素注入を停止するが、事象発生から約 168 時間後まで酸素濃度がドライ条件においても可燃限界である 5.0 % を超えることはなく、原子炉格納容器内での水素爆発は生じない。

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 4.3 % 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、格納容器水素・酸素濃度計測装置は、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、プロセス計器として、中央制御室にて原子炉格納容器内水素濃度及び酸素濃度の傾向（トレンド）を監視できることが重要となる。東海第二発電所では、重大事故等時の原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）によって監視することとしている。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）」においては、常設代替高圧電源装置による給電及び格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の起動を事故発生後 3 時間以内に実施可能であり、3 時間後までに水素濃度及び酸素濃度の監視が可能となる。この時間までに原子炉格納容器内での酸素濃度は 5.0 % を超えることはない。

格納容器水素濃度計測装置は、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、水素に着目した熱伝導方式の濃度計である。熱伝導方式は、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、また、事故時に発生するキセノン等の不活性ガスはバックグラウンドとなる空気と比較してモル分率が十分小さいためサンプルガスの熱伝導率への影響は十分小さいことから、水素濃度測定に対する大きな誤差にはならない利点がある。

格納容器酸素濃度計測装置は、常磁性体である酸素分子が磁界内で、磁化された際に生じる吸引力を利用した磁気力方式の濃度計である。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。

1.2 計測装置の測定原理

1.2.1 格納容器内水素濃度 (S A)

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内水素濃度 (S A) は、熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図 1.2.1-1 に示すとおり、検知素子と補償素子 (白金) 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測定対象ガスが流れ、補償素子の部分に測定対象ガスが流れない構造としている。

水素濃度計の測定部より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測定ガスを流すと、測定ガスが熱をうばい、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 1.2.1-1 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、格納容器内水素濃度の計測範囲 0 %~100 %において、計器仕様は最大±1.7 %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) を監視する。

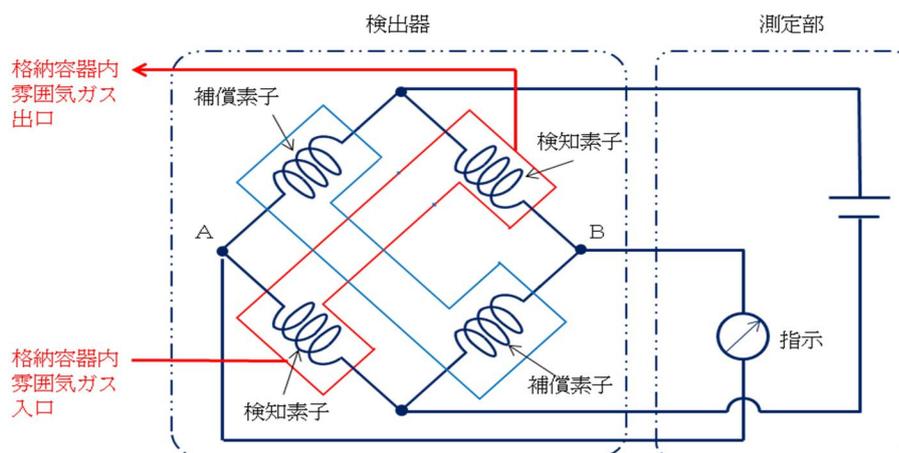


図 1.2.1-1 格納容器内水素濃度 (S A) 検出回路の概要図

1.2.2 格納容器内酸素濃度 (SA)

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内酸素濃度 (SA) は、磁気力式のものを用いる。磁気力式の酸素濃度検出器は、「図 1.2.2-1 格納容器内酸素濃度 (SA) の概要図」に示すとおり、吊るされた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にて構成されている。また、格納容器内酸素濃度 (SA) の検出回路を「図 1.2.2-2 格納容器内酸素濃度 (SA) 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、磁場に引き寄せられ、磁極片の先端部に酸素分子が吸引されることで、先端部周辺の酸素密度が上昇する。吊るされた2つの球体は磁極片の先端部側と端部側の密度差によって生じた浮力により右回りに回転する。これにより、LEDからの光を受光素子へ反射する鏡の向きが変わることで、受光素子に当たる光量が増加する。増幅器は受光素子への光量が一定となるように制御しており、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る。球体はフィードバック電流がコイルを流れることで発生するカウンターモーメントを受けて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 1.2.2-3 格納容器内酸素濃度 (SA) の動作原理イメージ」参照）。

なお、格納容器内酸素濃度の計測範囲 0~25 %において、計器仕様は最大±1.1 %の誤差が生じる可能性があるが、この誤差を考慮して格納容器ベントの実施判断基準を設定している。

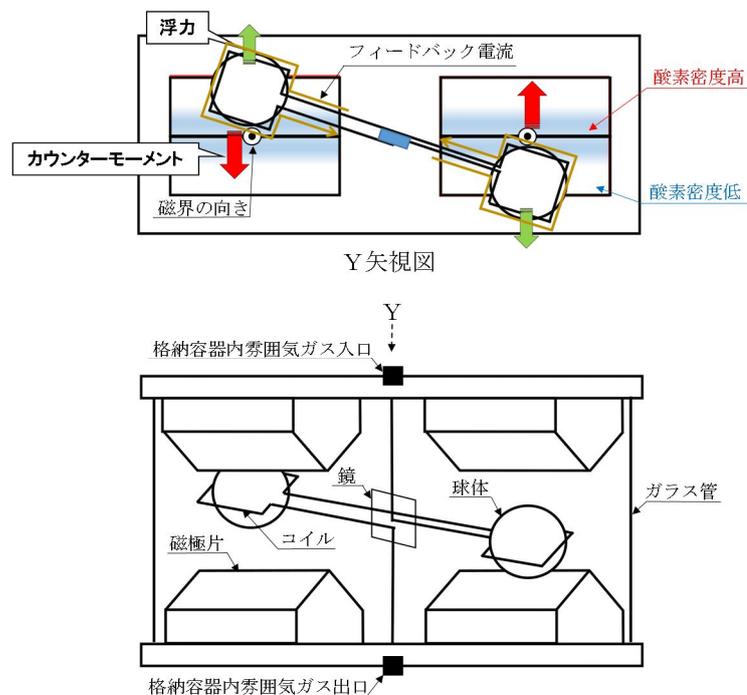


図 1.2.2-1 格納容器内酸素濃度 (SA) の概要図

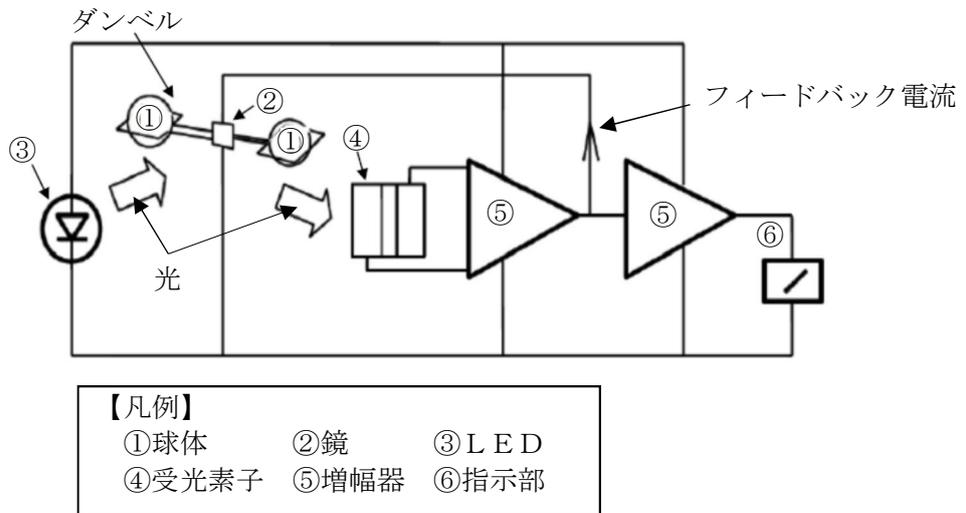


図 1.2.2-2 格納容器内酸素濃度 (S A) 検出回路図

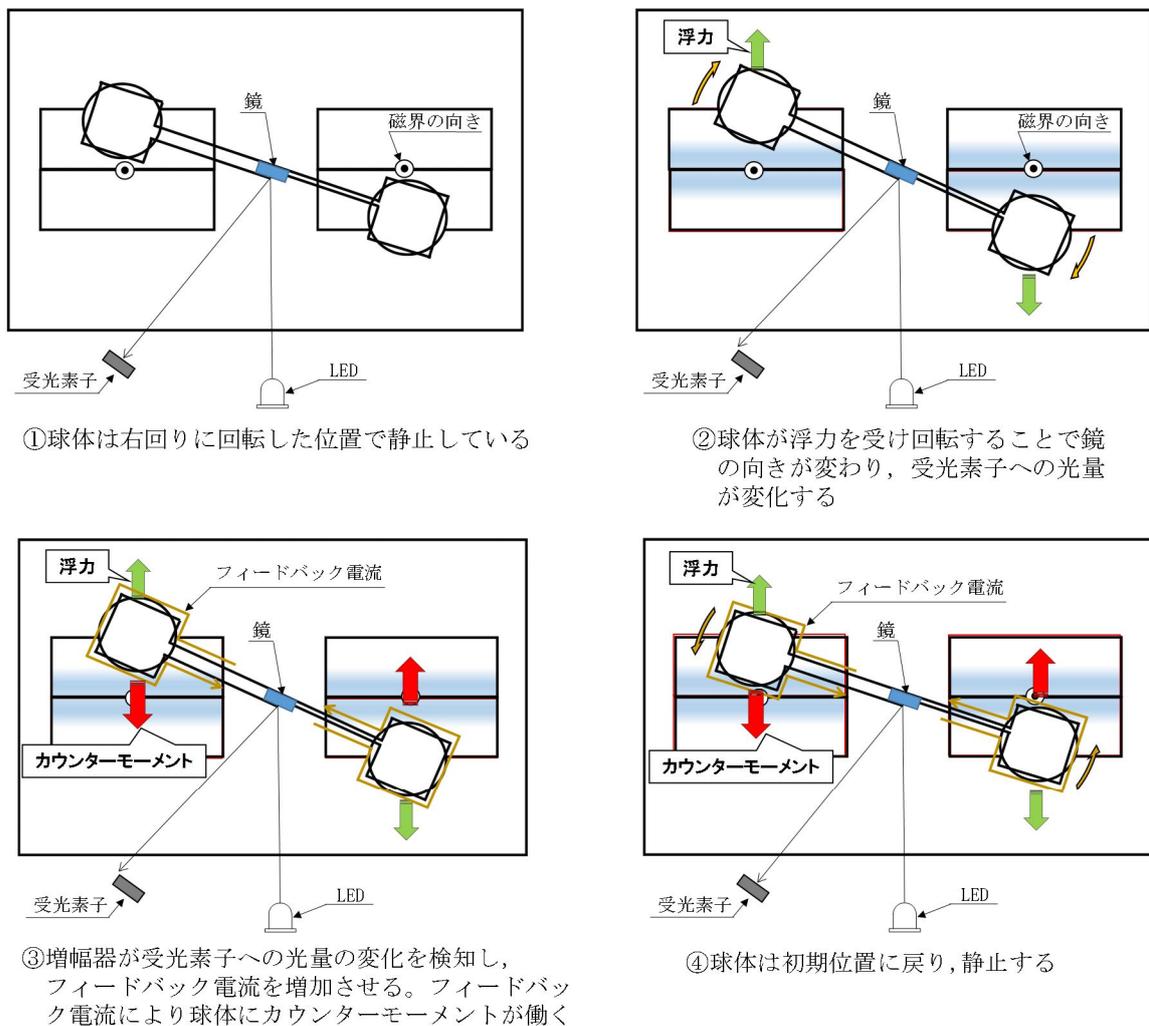


図 1.2.2-3 格納容器内酸素濃度 (S A) の動作原理イメージ

1.3 システム構成

水素及び酸素濃度の測定においては、以下の格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置を用いて測定を行う。格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の構成を図 1.3-1 に示す。

これにより使用する条件下において水素濃度及び酸素濃度測定への影響は十分小さい設計とする。

(1) ガスサンブラ

ガスサンブラは金属フィルタと直径 0.4 mm のオリフィスから構成され、測定ガスの吸入口として原子炉格納容器内に設置される。サンプルガスを吸入する際には、ガスサンブラ内部のスロットルを通過する際、ガスの流れが制限されることでサンプルガスは格納容器内の圧力から装置内の圧力まで減圧され、サンプリング配管下流での蒸気凝縮を防止する。ガスサンブラの構造については図 1.3-2 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内雰囲気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当該ヒータにより 130 °C に制御し、蒸気凝縮を防止する。

(3) 格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置

格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置は水素濃度及び酸素濃度の測定を行うことを目的として設置している。格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置は、水素濃度検出器、酸素濃度検出器、湿度検出器、キャビネットヒータ、冷却器等から構成され、大きさは幅約 1.6 m、奥行約 0.9 m、高さ約 2.1 m である。

水素濃度の測定においては、測定ガスの蒸気凝縮を防止するため、測定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湿度補正したドライ条件の値が算出され、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測定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湿度補正したウェット条件の値が算出され、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、格納容器内雰囲気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. 水素濃度検出器

水素濃度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。

b. 酸素濃度検出器

酸素濃度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。

c. 湿度検出器

湿度検出器は水素濃度検出器による水素濃度の測定及び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。

d. 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、ヒータ内温度を 120 °C に制御するために設置する。

e. 冷却器

冷却器は酸素濃度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 20 秒間保持され、5 °C まで冷却される。

f. タンク

タンクはサンプルガスを格納容器内雰囲気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 20 L である。

g. 圧縮機

圧縮機はタンクの容量 20 L にサンプル配管の容量 1 L を含めた合計 21 L の空間体積内を規定圧力 90 kPa[abs] から 65 kPa[abs] まで減圧するため及び格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置内にサンプルガスを循環させるために設置する。圧縮機による減圧は当該装置の要求時間 1 分以内に実施される。

h. コイル

コイルは格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置内のサンプルガス温度を 120 °C に保つために設置する。

i. 窒素ボンベ

窒素ボンベは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屋付属棟に設置する。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 1 L である。

重大事故等時に使用する格納容器内雰囲気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 46.7 NL/個となる。格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の窒素ボンベの本数は、格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置を 7

日間運転するために必要な数を確保する。

格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置 1 系統について、1 日当たりの窒素消費量は以下の通り。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 格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の検出ラインにサンプリングガスを押し込むための消費量 = 480 NL/日
- ② 格納容器内雰囲気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 = 155 NL/日
- ③ 格納容器内雰囲気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 = 330 NL/日

上記①～③より合計は 965 NL/日である。格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置は多重性を考慮し、2 系列設置することから、7 日間の運転における窒素消費量は 13510 NL である。

窒素ポンベ 1 個当たりの供給量 S_b は、ポンベ使用下限圧力 P_2 を設定し、ポンベ初期充填圧力 P_1 及びポンベ容量 V_b の関係から下記の式で求める。なお、ポンベ使用下限圧力 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 0.62 MPa を考慮し、0.8 MPa[abs] に設定する。

$$\begin{aligned} S_b &= \frac{P_1 - P_2}{P_N} \times V_b \\ &= \frac{14.8 - 0.8}{0.1013} \times 46.7 \\ &= 6454 [\text{NL}/\text{個}] \end{aligned}$$

S_b : ポンベによる供給量[NL]

P_1 : ポンベ初期充填圧力=14.8 MPa[abs]

P_2 : ポンベ使用下限圧力=0.8 MPa[abs]

P_N : 大気圧=0.1013 MPa[abs]

V_b : ポンベ容量=46.7 NL/個

M : 必要ポンベ個数

上記より、格納容器内雰囲気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ベの個数 M は以下となる。

$$S_b > 13510$$

上記の関係式より、

$$6454 \times M > 13510$$

$$M > 2.09$$

よって、格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の窒素ポンペの本数は 2.09 となることから、必要な本数は 3 個となるため、窒素ポンペは 3 個を上回る 4 個以上とする。

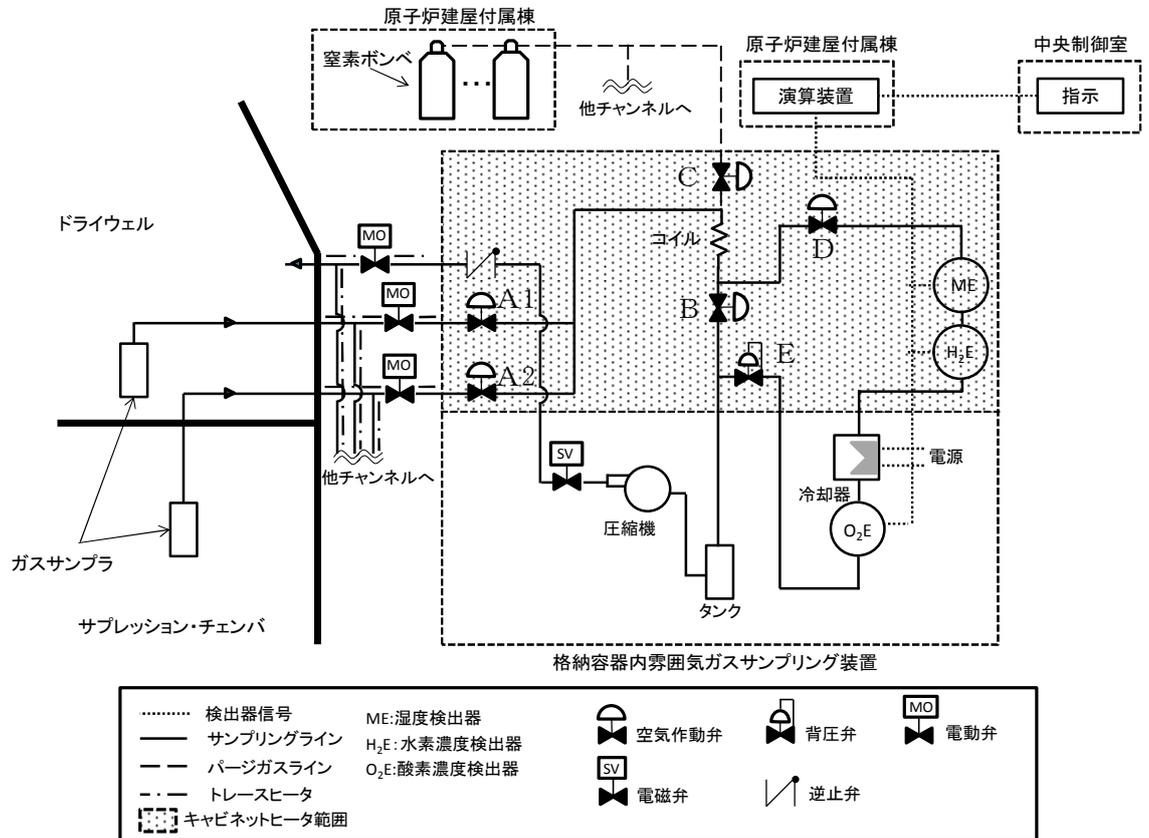


図 1.3-1 格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の構成 (通常待機状態)

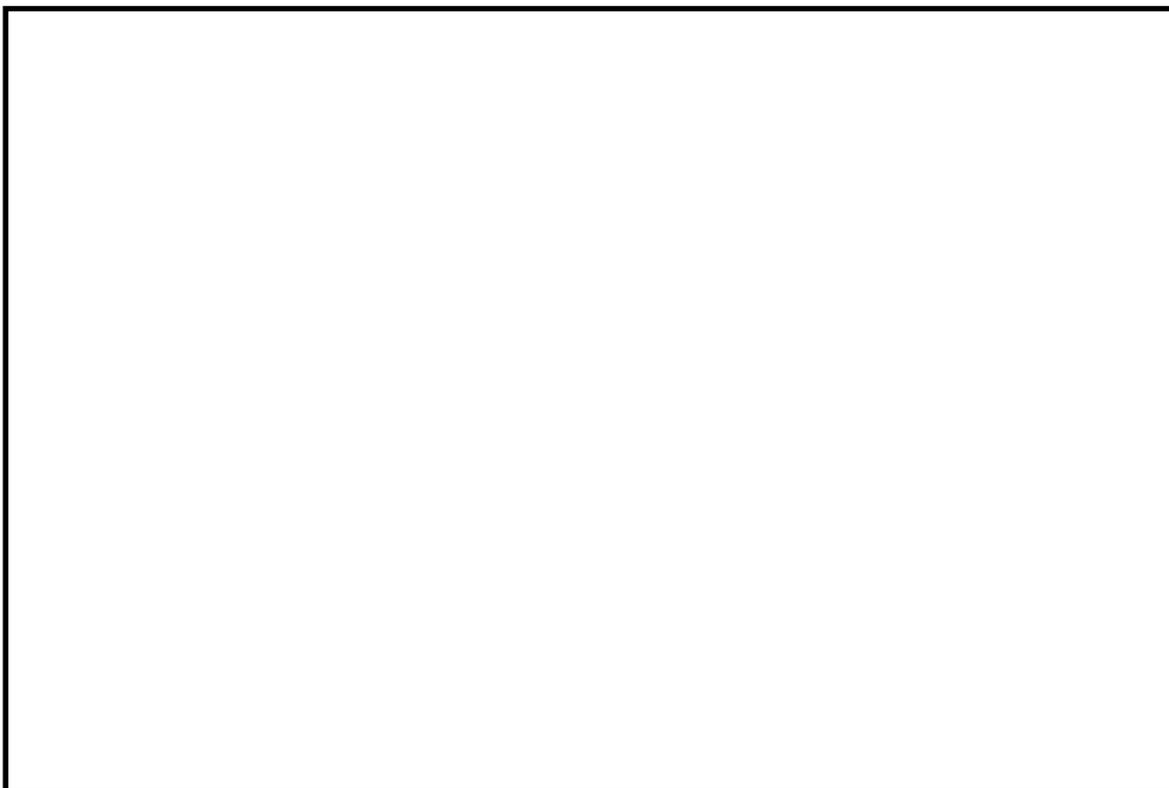


図 1.3-2 ガスサンプラの構造図

1.4 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の認証について

1.4.1 環境試験

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の構成機器である格納容器内雰囲気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内雰囲気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、格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置が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内雰囲気ガスサンプリング装置の各機器に対し、放射線負荷(表1.4.1-1を参照)を照射し、照射時及び照射後において格納容器内雰囲気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 1.4.1-1 格納容器内雰囲気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	要求値
サンプルガスが流れる機器	20.6 kGy
パージガスのみが流れる機器	20.6 kGy

(3) 評価結果

a. 格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の評価結果

	東二の環境条件	計器仕様
温度	66℃*	66℃
湿度	100%	100%
放射線	20 kGy	20.6 kGy

*：環境温度対策については「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うち補足-40-12 安全設備及び重大事故等対処設備の環境条件の設定について」に記載する。

b. ガスサンプラの仕様

	東二の環境条件	計器仕様
温度	200℃	250℃
圧力	620 kPa	1600 kPa
湿度	蒸気	蒸気
放射線	640 kGy	5 MGy

(4) 200 °C, 620 kPa[gage]における使用について

格納容器内雰囲気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 100～630 kPa[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。

a. 圧力について

格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置はサンプルガスの測定を行うため、以下の工程で動作する。

- ① 圧縮機を起動させ、格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置内を真空化させる。
- ② サンプリング装置の入口弁（図 1.3-1 のA1 もしくはA2）及びコイル下流の弁（図 1.3-1 のB）を開し、圧縮機により装置内にサンプルガスを吸い込み、装置内にサンプルガスを循環させる。
- ③ 圧縮機を停止させ、コイル下流の弁（図 1.3-1 のB）を閉とする。
- ④ 格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置内のコイル部分の圧力が規定圧力（90 kPa[abs]）に達するまでサンプルガスを吸い込み、規定圧力（90 kPa[abs]）到達後、サンプリング入口弁（図 1.3-1 のA1 もしくはA2）を閉とする。
- ⑤ 窒素ボンベから窒素を供給する弁（図 1.3-1 のC）を開とし、窒素ボンベでサンプルガスを加圧する。サンプルガスの加圧が完了した後、窒素ボンベから窒素を供給する弁（図 1.3-1 のC）を閉とする。
- ⑥ 検出器ラインの入口弁（図 1.3-1 のD）を開とし、検出器ラインの冷却器までサンプルガスを押し込んだ後、検出器ラインの入口弁（図 1.3-1 のD）を閉とする。押し込まれたサンプルガスは、冷却器により冷却される。
- ⑦ 再び検出器ラインの入口弁（図 1.3-1 のD）を開とし、冷却器により冷却されたサンプルガスを酸素検出器まで押し込んだ後、検出器ラインの入口弁（図 1.3-1 のD）を閉とする。押し込まれたサンプルガスは、計器の内包する圧力を一定とするため、検出器ラインの出口弁（図 1.3-1 のE）により、圧力が約 100 kPa[abs]に維持された状態で検出器ラインに保持される。
- ⑧ 検出器でサンプルガスの測定を行う。サンプルガスは水素濃度検出器ではウェット条件、酸素濃度検出器ではドライ条件で測定される。測定結果は演算装置にて湿度検出器で測定された数値を用いて湿度補正され、水素濃度のドライ条件及び酸素濃度のウェット条件の値が算出される。中央制御室には演算装置によって水素濃度及び酸素濃度各々のウェット条件及びドライ条件の値が出力される。
- ⑨ 以降、①から繰り返す。

格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置は性能確認により、格納容器内の圧力が 100～630 kPa[abs]において測定可能であることを確認しているが、格納容器内の圧力が 620 kPa[gage]の場合においても上記④のとおり、サンプルガスを吸い込む工程では、

格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置内が規定圧力（90 kPa[abs]）以上とならない制御をしていることから、測定は可能である。

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 °C に温度制御されてから格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置内へ吸引される。格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置は性能確認により、格納容器内の温度が 140 °C において測定可能であることを確認しているが、格納容器内においてサンプルガス温度が 200 °C であったとしても、小口径のサンプリング配管を約 40 m 通過する際の熱損失により 130 °C まで冷却されることを確認しているため、格納容器内の温度が 200 °C 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、格納容器内雰囲気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 1.4.2-1 に示す加速度を加えた後で格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置及びガスサンプラが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 1.4.2-1 格納容器内雰囲気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

方向	格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置	ガスサンプラ
X 方向		
Y 方向		
Z 方向		

1.5 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の電源供給について

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から緊急用モータコントロールセンタを介した電源供給により計測できる設計とする。電源供給について図 1.5-1 に示す。

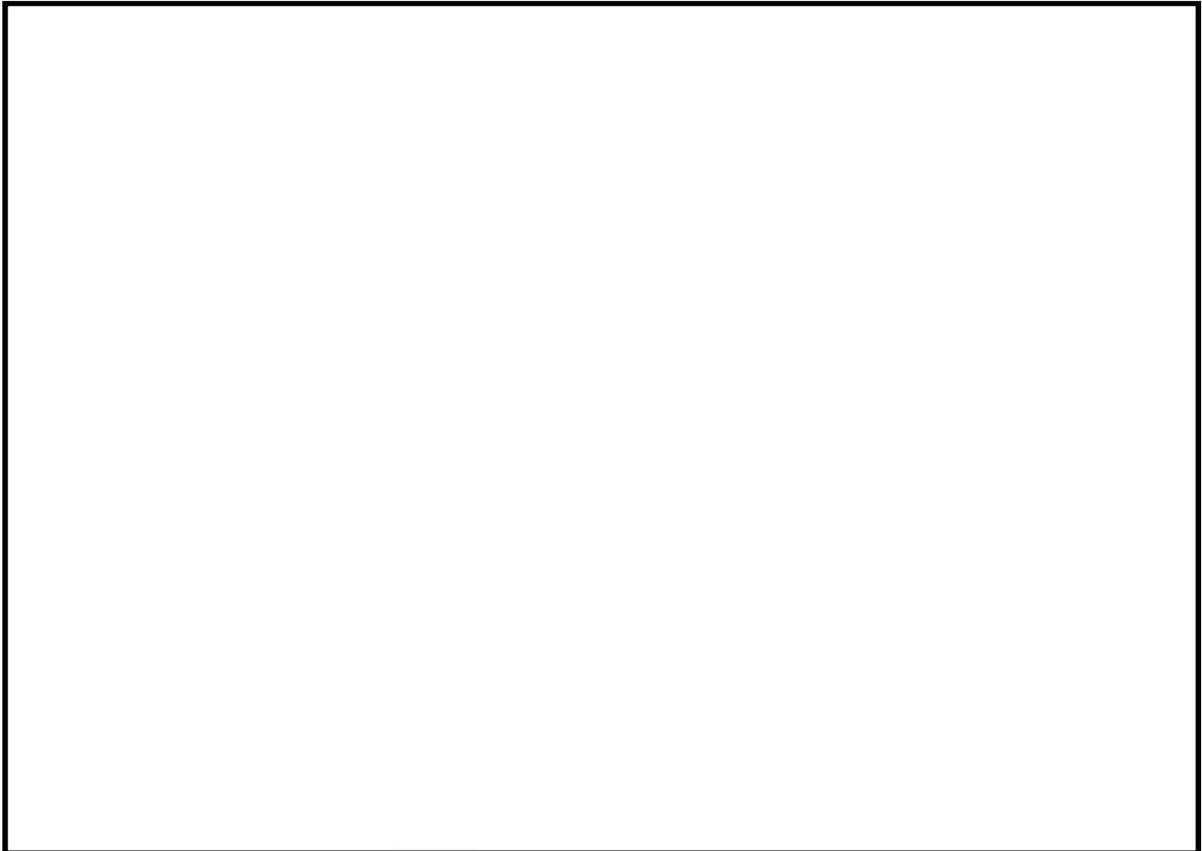


図 1.5-1 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の電源概略構成図

2. 原子炉格納容器内水位監視について

格納容器下部内の水位管理のために設置する計器について、概要及び設置位置を「表 2-1 格納容器下部内計器の概要」及び「図 2-1 格納容器下部内の計器設置図」に示す。また、各計器の設置目的等を以下に示す。

2.1 原子炉圧力容器破損までの水位管理

(1) 格納容器下部水位 (1 m 超 (1.05 m))

格納容器下部底面から 1 m 超の水位を検知できるよう、測定誤差を考慮した高さに水位計を設置し、炉心損傷後は当該水位計設置高さまで事前注水を実施する。注水停止後は、排水配管等により原子炉圧力容器破損までに 1 m 水位まで排水される。

約 180 ° 間隔で計 2 個設置し、1 個以上がこの高さ以上の水位を検知した場合に水張り完了及び注水停止を判断する。

なお、高さ 1 m 超水位計高さまで排水されたことを水位計 1 個が検知した後、水位 1 m まで排水される時間遅れを考慮して、排水弁は自動閉止することとする。(図 2-6「格納容器下部の概要」参照)

2.2 原子炉圧力容器破損及びデブリ落下・堆積検知 (「表 2.2-1 原子炉圧力容器破損及びデブリ落下・堆積検知の概念」)

(1) 格納容器下部水温 (0 m)

デブリの落下を検知し、原子炉圧力容器破損を判断することを目的とした温度計を格納容器下部底部に設置する。測温抵抗体式温度計を採用することで、格納容器下部にデブリが落下した際の水温上昇や高温のデブリに接触した際に指示値がダウンスケールとなる特性を利用し、原子炉圧力容器からのデブリ落下検知が可能である。

デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個設置し、原子炉圧力容器破損の早期判断の観点から、2 個以上が上昇傾向 (デブリの落下による水温上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) となった場合に、原子炉圧力容器破損を判断する。

(2) 格納容器下部水温 (0.2 m)

0.2 m 以上のデブリの堆積を検知し、格納容器下部満水までの注水可否を判断することを目的とした温度計を格納容器下部底面から 0.2 m の高さに設置する。また、本計器は原子炉圧力容器破損の判断にも使用する。

デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個設置し、十分な量のデブリ堆積検知の観点から 3 個以上がオーバースケール (デブリの接触による温度上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) した場合に格納容器下部満水までの注水を判断する。また、原子炉圧力容器破損の早期判断の観点から、2 個以上が上昇傾向 (デブリの落下による水温上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) となった場合に、原子炉圧力容器破損を判断する。

2.3 原子炉圧力容器破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2 mの場合）

(1) 格納容器下部水位（0.5 m）

格納容器下部底部から0.5 mの高さに水位計を設置し、デブリの少量落下時（堆積高さ0.2 m未満）において格納容器下部水位を0.5 m～1 mの範囲に維持するため、水位0.5 m未満を検知し格納容器下部注水開始を判断する。

約180°間隔で計2個設置し、1個以上が水位0.5 m未満を検知した場合に注水開始を判断する。

(2) 格納容器下部水位（1 m未満（0.95 m））

格納容器下部底面より1 mの高さから測定誤差を差し引いた高さに水位計を設置し、デブリの少量落下時（堆積高さ0.2 m未満）において格納容器下部水位を0.5 m～1 mの範囲に維持するため、水位1 m到達を検知し格納容器下部注水停止を判断する。

180°間隔で計2個設置し、1個以上が水位1 m到達を検知した場合に注水停止を判断する。

(3) 格納容器下部雰囲気温度

自主対策設備として格納容器下部底面から1.1 mの高さに温度計を設置し、デブリの少量落下時に格納容器下部水位を0.5 m～1 mの範囲に管理している間において、デブリが冠水されていることを確認する。

約180°間隔で計2個設置し、1個以上が露出したデブリからの輻射熱等により上昇した場合に注水を判断する。

2.4 原子炉圧力容器破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2 mの場合）

(1) 格納容器下部水位（2.25 m, 2.75 m）

格納容器下部底面から2.25 m及び2.75 mの高さに水位計を設置し、デブリの多量落下時（堆積高さ0.2 m以上）において格納容器下部水位を2.25 m～2.75 mの範囲に維持するため、各高さにおける水位の有無を検知し格納容器下部注水開始及び停止を判断する。

格納容器下部側壁の貫通孔を通じた格納容器下部外側の水位計測用容器内に、2.25 m及び2.75 mの各高さに2個の水位計を設置し、1個以上が2.25 m未満を検知した場合に格納容器下部注水開始、2.75 m到達を検知した場合に格納容器下部注水停止を判断する。

なお、水位計測用容器は格納容器下部外側の壁に溶接されており、格納容器下部水位（2.25 m, 2.75 m）の水位測定に必要な強度及び水密性を有した設計としている。

各計器の検出部の仕様等を「表 2-2 検出部の仕様等」に、測定原理を「図 2-2 電極式水位計の動作原理」及び「図 2-3 測温抵抗体式温度計の動作原理」にそれぞれ示す。また、各計器の構造図及び設置概略図を「図 2-4 格納容器下部水位及び格納容器下部水温の構造図及び設置概略図」に示す。格納容器下部内に設置する各計器の検出部及びケーブル（MIケーブル）は耐

熱性の高い無機物で構成し、格納容器下部外に取り出したケーブル（MIケーブル）をペネトレーションボックス内にてペネトレーションのケーブルと直ジョイントで接続する。

これらの計器は、重大事故等時の環境条件下において耐性を有する設計とする。格納容器下部内のSA環境条件としては、格納容器破損防止対策の有効性評価において示している各解析結果を包絡する格納容器内環境条件 200 °C（ピーク温度 235 °C－5 分間）、0.62 MPa[gage]を設定している。また格納容器下部内は原子炉圧力容器破損後のデブリの落下を考慮した以下の設計を採用する。

- 各計器のMIケーブルは、「図 2-5 格納容器下部内検出器及びケーブル（MIケーブル）設置概略図」に示すとおり、チャンネル毎に別ルートで敷設し、デブリの落下に伴う格納容器下部内構造物等の落下物を考慮した場合においても、複数のチャンネルが同時に損傷し、機能喪失することがない設計とする。
- 各計器の検出部及びMIケーブルには融点が約 1400 °Cの金属製の保護カバーを設置（デブリ検知用水温計検出部を除く）し、MIケーブルへのデブリの付着及び格納容器下部内構造物等に付着したデブリの輻射熱から保護する設計とする。なお、保護カバーは検出器ごとに別々のルートで設置する設計とする。

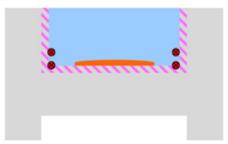
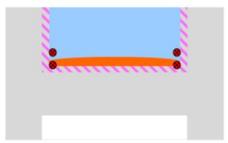
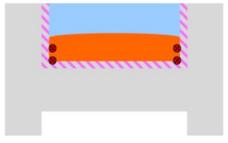
なお、格納容器下部内の検出器・MIケーブル、保護カバーは無機物で構成されており、放射線による影響はない。

表 2-1 格納容器下部内計器の概要

	設置高さ*	設置数	計器種別
格納容器下部水温計	0 m	各高さに 5 個	測温抵抗体式 温度計
	0.2 m		
格納容器下部水位計	0.5 m	各高さに 2 個	電極式 水位計
	0.95 m		
	1.05 m		
	2.25 m		
	2.75 m		

*：格納容器下部底面（コリウムシールド上表面：EL. 11806 mm）からの高さ

表 2.2-1 原子炉圧力容器破損及びデブリ落下・堆積検知の概念

デブリの堆積状態	格納容器下部水温		判断
	0m 位置	0.2m 位置	
	上昇	上昇	RPV破損, デブリ少量落下
	上昇/喪失	上昇	RPV破損, デブリ少量落下
	上昇/喪失	上昇/喪失	RPV破損, デブリ多量落下

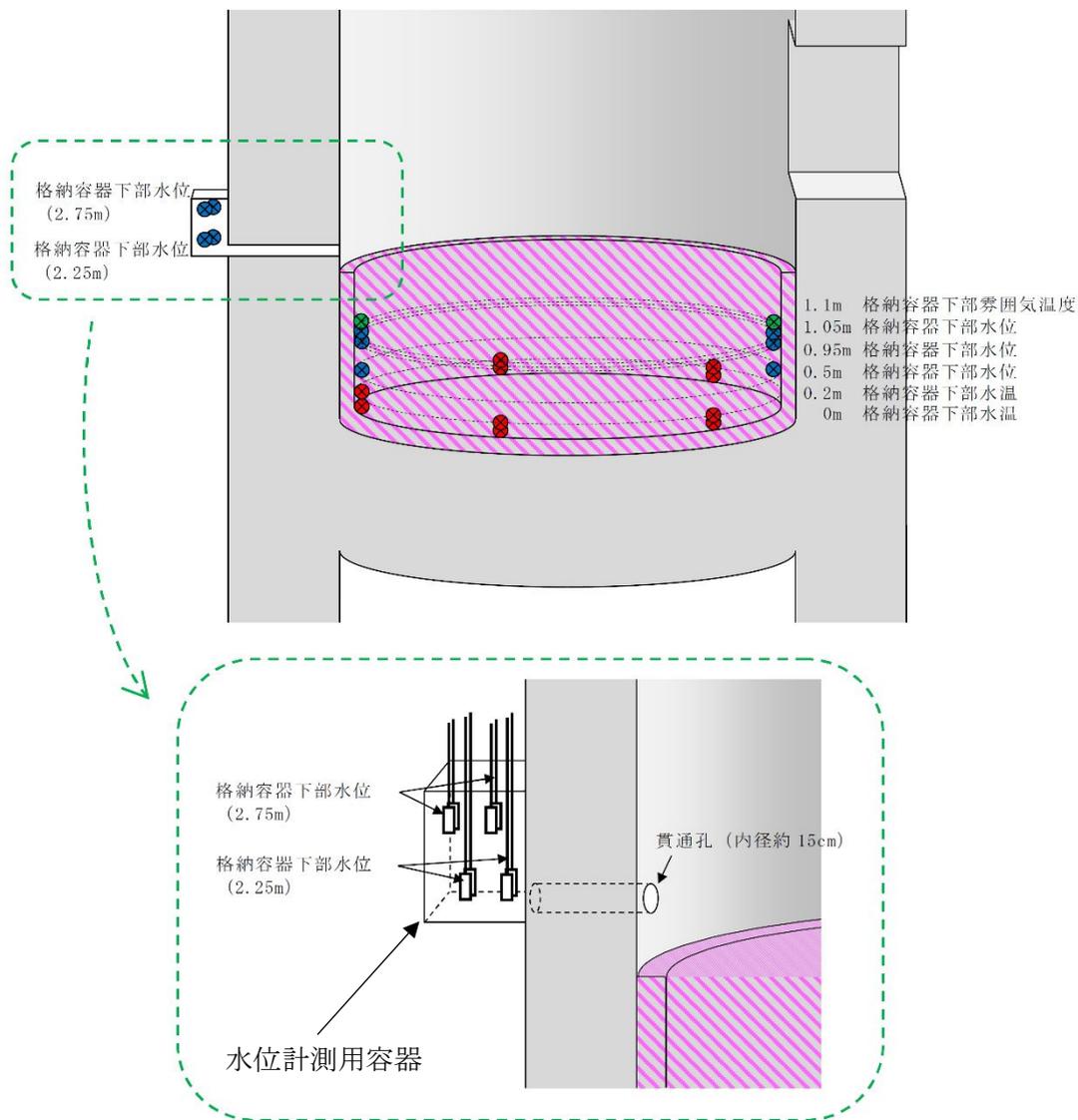


図 2-1 格納容器下部内の計器設置図

表 2-2 検出部の仕様等

計器種別	測定レンジ	測定誤差	耐環境性
測温抵抗体式 温度計	-200~500 °C	$\pm (0.3 + 0.005 t)$ t : 測定温度	温度 : 短期 230 °C 長期 200 °C 圧力 : 620 kPa[gage] 放射線 : -*
電極式 水位計	- (レベルスイッチ)	$\pm 10 \text{ mm}$	温度 : 短期 230 °C 長期 200 °C 圧力 : 620 kPa[gage] 放射線 : -*

* : 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

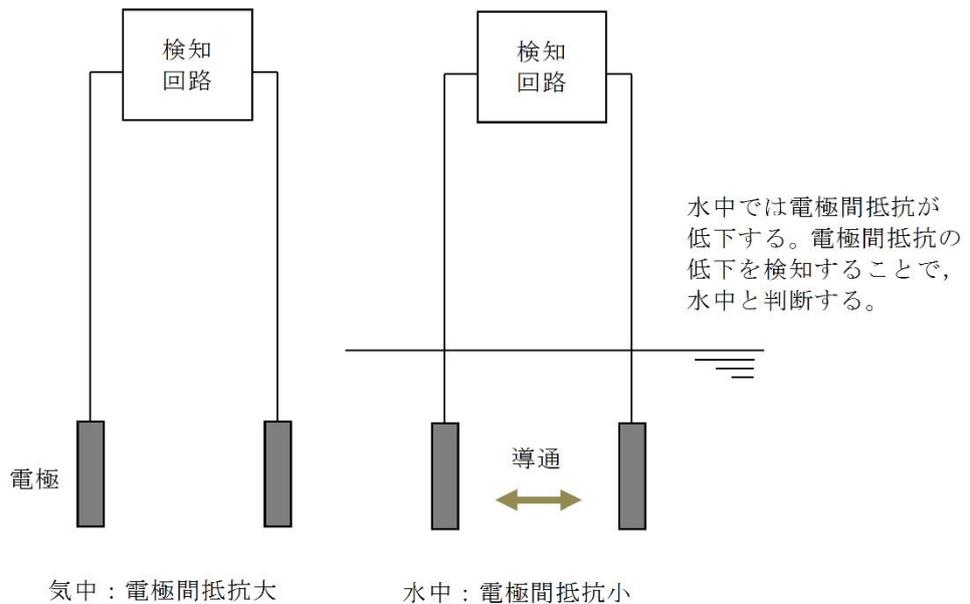
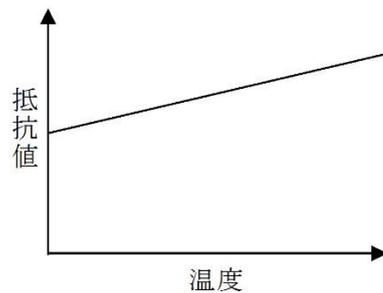
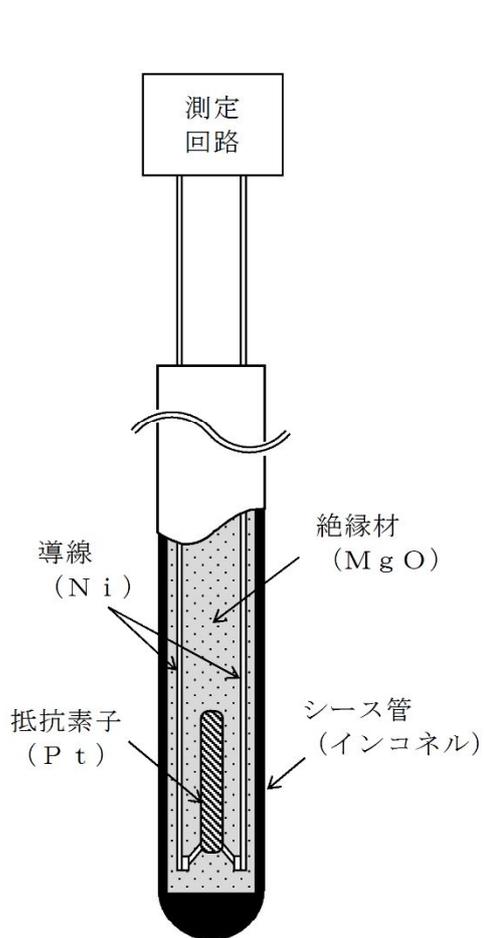


図 2-2 電極式水位計の動作原理



金属の電気抵抗が温度に比例する性質を利用し、抵抗素子の抵抗値をもとに温度測定を行う。

高温のデブリが接触すると、温度指示値は急上昇しオバースケールとなる。

また、以下の過程の中で導線間の絶縁性が失われ短絡又は導通すると、抵抗値が低下し温度指示値がダウンスケールとなる。

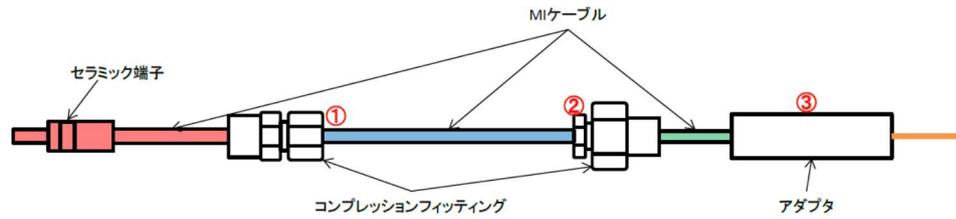
- ・シース管の熔融，水及びデブリの浸入
- ・水との反応による絶縁材の膨張，剥離
- ・デブリとの反応に伴う絶縁材の熔融，蒸発

測温抵抗体構成材料の融点

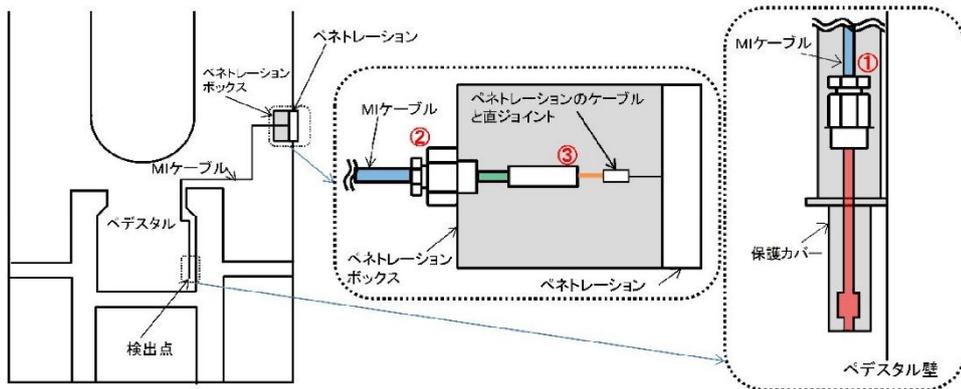
	材質	融点
シース管	インコネル (NCF600)	1,370°C～ 1,425°C
導線	Ni	1,455°C
抵抗素子	Pt	1,768°C
絶縁材	MgO*	約 2,800°C

※デブリ中のZr等により還元されると、融点約650°C、沸点約1,100°CのMgとなり、熔融又は蒸発する。

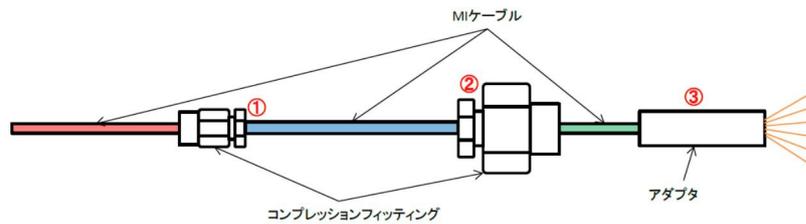
図 2-3 測温抵抗体式温度計の動作原理



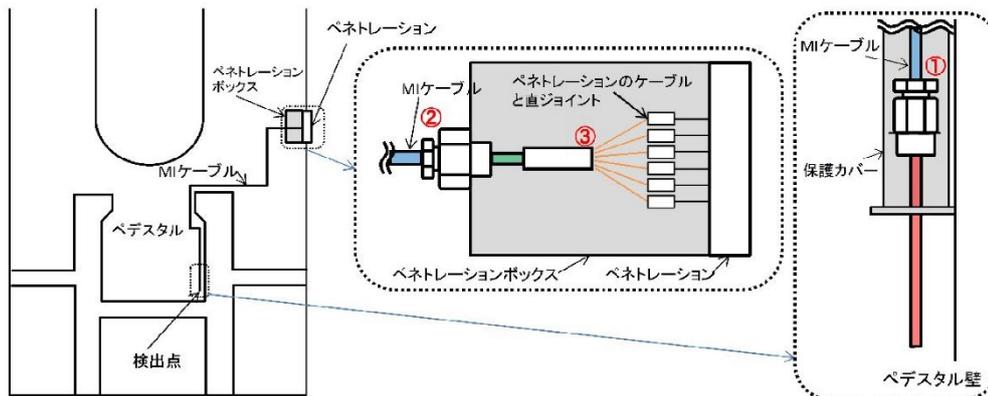
格納容器下部水位計（電極式）構造図



格納容器下部水位計の設置概略図

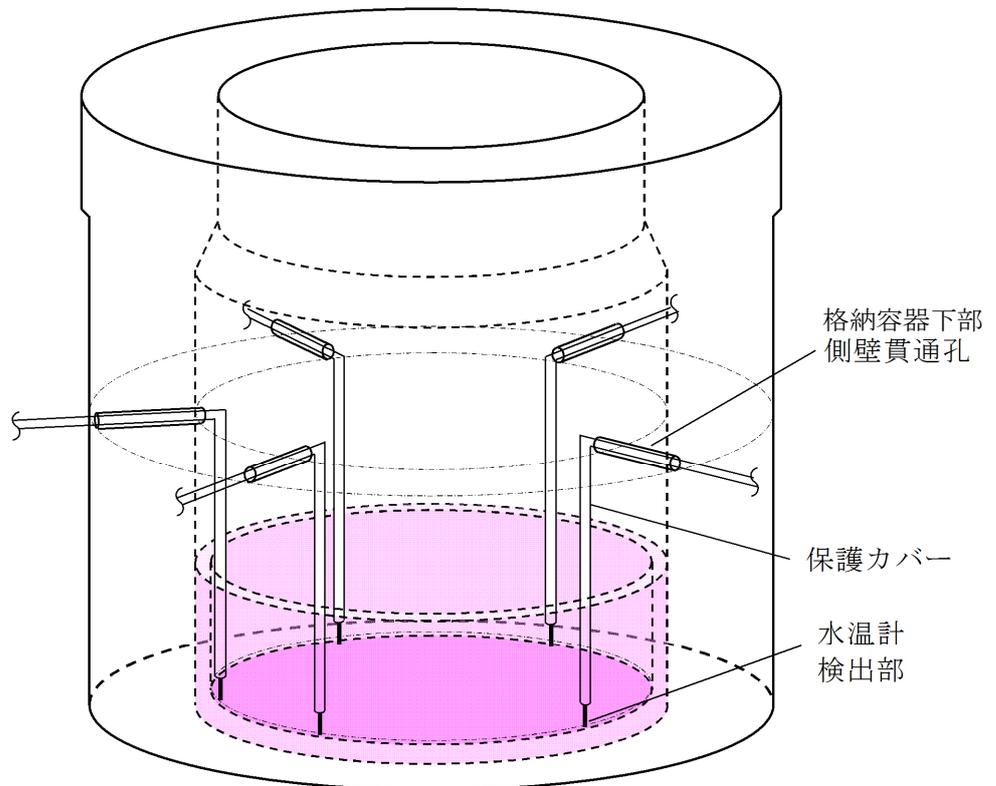


格納容器下部水温計（測温抵抗体式）構造図



格納容器下部水温計の設置概略図

図 2-4 格納容器下部水位計及び格納容器下部水温計の構造図及び設置概略図



図は格納容器下部水温（0 m）の場合のイメージ

図 2-5 格納容器下部内検出器及びケーブル（MI ケーブル）設置概略図

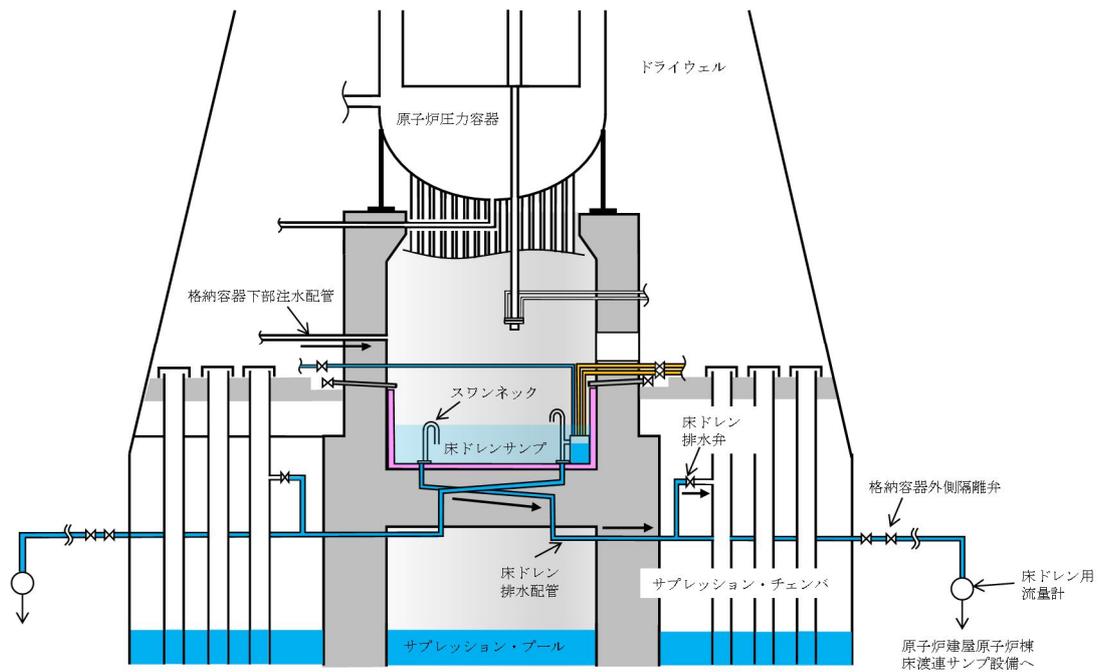


図 2-6 格納容器下部の概要

3. 原子炉圧力容器内の水位監視について

3.1 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、原子炉圧力容器内の水位の状態を監視し、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。

したがって、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）、原子炉水位（SA広帯域）及び原子炉水位（SA燃料域）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 原子炉水位（SA広帯域）及び原子炉水位（SA燃料域）による原子炉圧力容器内の水位計測（原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）を推定する場合は、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）にて推定）
- ② 原子炉圧力容器への注水流量（高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）、低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）、低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）、低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレー系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧炉心スプレー系系統流量）による原子炉圧力容器内の水位の推定
- ③ 原子炉圧力、原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力による水位の推定

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	(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	-3800～1500 mm ^{*1}
		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	-3800～1300 mm ^{*2}
	(2)	原子炉水位（SA広帯域）	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	1	-3800～1500 mm ^{*1}
		原子炉水位（SA燃料域）	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	1	-3800～1300 mm ^{*2}
推定手段 ①	(1)	原子炉水位（SA広帯域）	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	1	-3800～1500 mm ^{*1}
		原子炉水位（SA燃料域）	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	1	-3800～1300 mm ^{*2}
	(2)	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	-3800～1500 mm ^{*1}
		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	-3800～1300 mm ^{*2}

推定手段 ②	高压代替注水系系 統流量	重大事故等対処設備	差圧式流量 検出器	1	0~50 L/s
	低压代替注水系原 子炉注水流量 (常設ライン用)	重大事故等対処設備	差圧式流量 検出器	1	0~500 m ³ /h
	低压代替注水系原 子炉注水流量 (可搬ライン用)	重大事故等対処設備	差圧式流量 検出器	1	0~300 m ³ /h
	低压代替注水系原 子炉注水流量 (常設ライン狭帯 域用)	重大事故等対処設備	差圧式流量 検出器	1	0~80 m ³ /h
	低压代替注水系原 子炉注水流量 (可搬ライン狭帯 域用)	重大事故等対処設備	差圧式流量 検出器	1	0~80 m ³ /h
	代替循環冷却系原 子炉注水流量	重大事故等対処設備	差圧式流量 検出器	2	0~150 m ³ /h
	原子炉隔離時冷却 系系統流量	重大事故等対処設備	差圧式流量 検出器	1	0~50 L/s
	高压炉心スプレイ 系系統流量	重大事故等対処設備	差圧式流量 検出器	1	0~500 L/s
	残留熱除去系系統 流量	重大事故等対処設備	差圧式流量 検出器	3	0~600 L/s
	低压炉心スプレイ 系系統流量	重大事故等対処設備	差圧式流量 検出器	1	0~600 L/s
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	0~10.5 MPa
	原子炉圧力 (SA)	重大事故等対処設備	弾性圧力検 出器	2	0~10.5 MPa
	サブプレッション・ チェンバ圧力	重大事故等対処設備	弾性圧力検 出器	1	0~1 MPa

*1：基準点は、原子炉圧力容器零レベルより 1340 cm 上とする。(蒸気乾燥器スカート下端)

*2：基準点は、原子炉圧力容器零レベルより 920 cm 上とする。(燃料有効長頂部)

3.2 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A広帯域）及び原子炉水位（S A燃料域）の概要

原子炉水位計は、差圧式検出器により、原子炉压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、信号演算処理後、指示、記録する。

(1) 原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（S A広帯域）

原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（S A広帯域）は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉压力容器零レベルより 1340 cm）を基準とし、-3800～1500 mm までの水位を計測することにより、原子炉压力容器内の水位を確認する。

また、原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（S A広帯域）は通常運転時の炉内環境下で使用することを想定し、通常運転時の炉水温度 285.6 °Cにおける水の密度に対して補正を行っている。

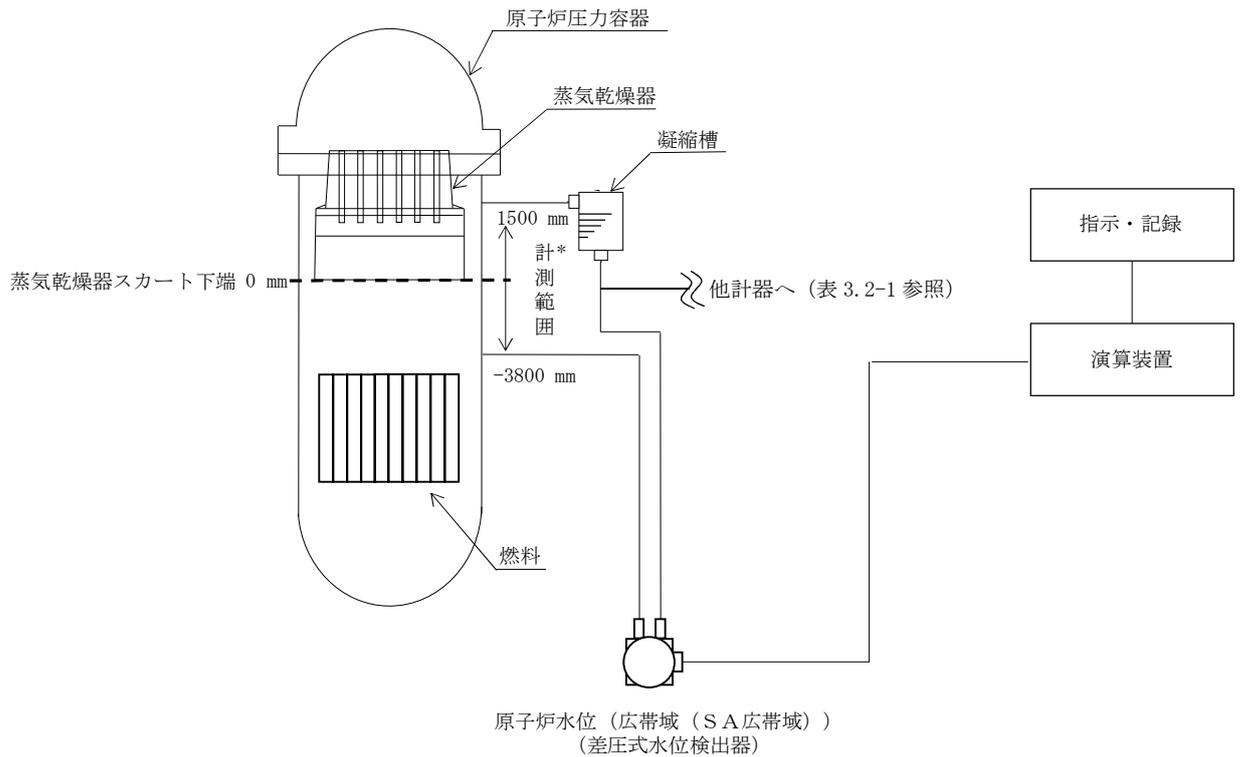
(2) 原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A燃料域）

原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A燃料域）は燃料有効長頂部（原子炉压力容器零レベルより 920 cm）を基準とし、-3800～1300 mm までの水位を計測することにより、原子炉压力容器内の水位を確認する。

また、原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A燃料域）は原子炉降圧後に使用することを想定し、大気圧時の飽和水温度 100 °Cにおける水の密度に対して補正を行っている。

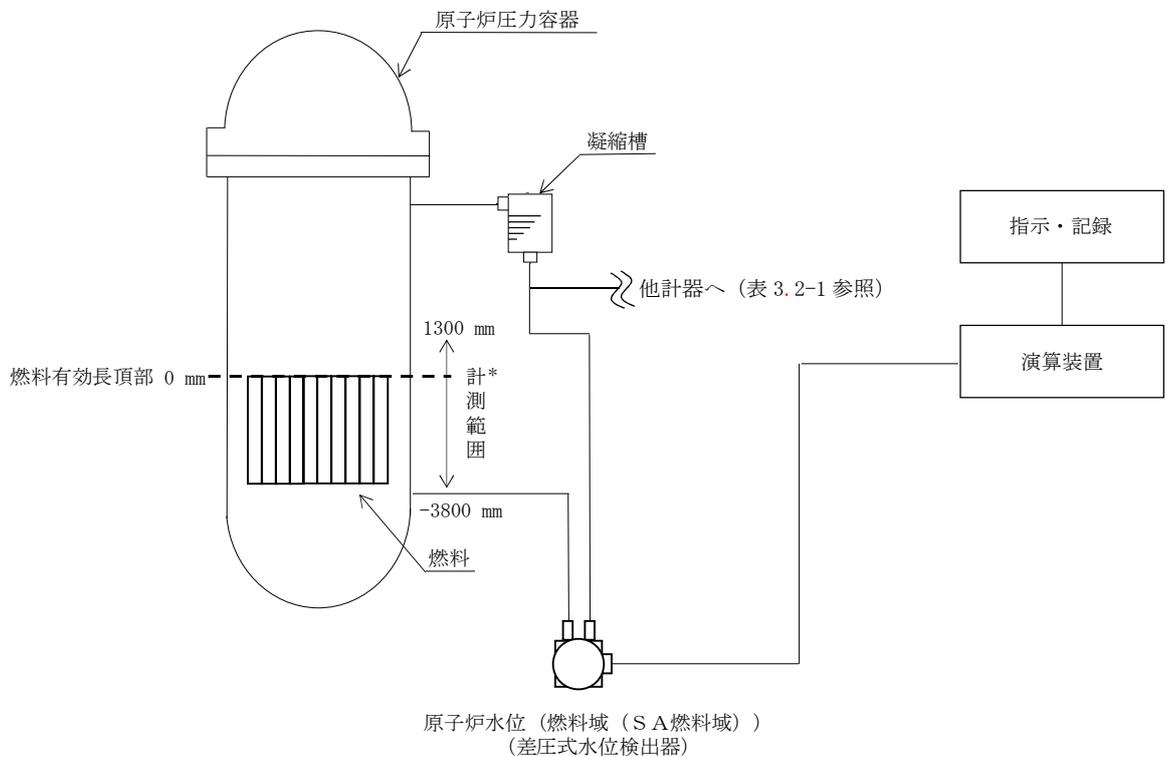
なお、原子炉圧力及び温度が補正よりも高い状態では水位の指示は実水位よりも低く指示するため、燃料有効長頂部に到達及び燃料有効長底部から燃料有効長の 20 %上の位置に到達等の水位低下の判断は実水位よりも早めに行うことになる。

計器の概要については「図 3.2-1 原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（S A広帯域）の概要」及び「図 3.2-2 原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A燃料域）の概要」に凝縮槽の配置については「図 3.2-3 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 3.2-4 凝縮槽D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 3.2-1 凝縮槽を兼用している計器」に、計器の仕様については「表 3.2-2 原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）の仕様」及び「表 3.2-3 原子炉水位（S A広帯域）及び原子炉水位（S A燃料域）の仕様」に示す。



* : 蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉压力容器零レベルより1340 cm) を基準とする

図 3.2-1 原子炉水位 (広帯域) 及び原子炉水位 (S A広帯域) の概要



* : 燃料有効長頂部 (原子炉压力容器零レベルより920 cm) を基準とする

図 3.2-2 原子炉水位 (燃料域) 及び原子炉水位 (S A燃料域) の概要

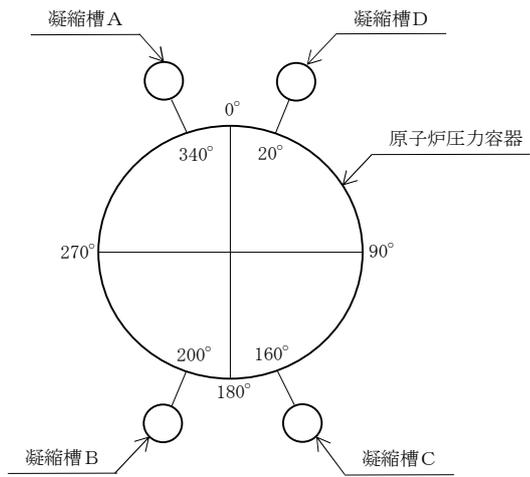


図 3.2-3 凝縮槽の配置図

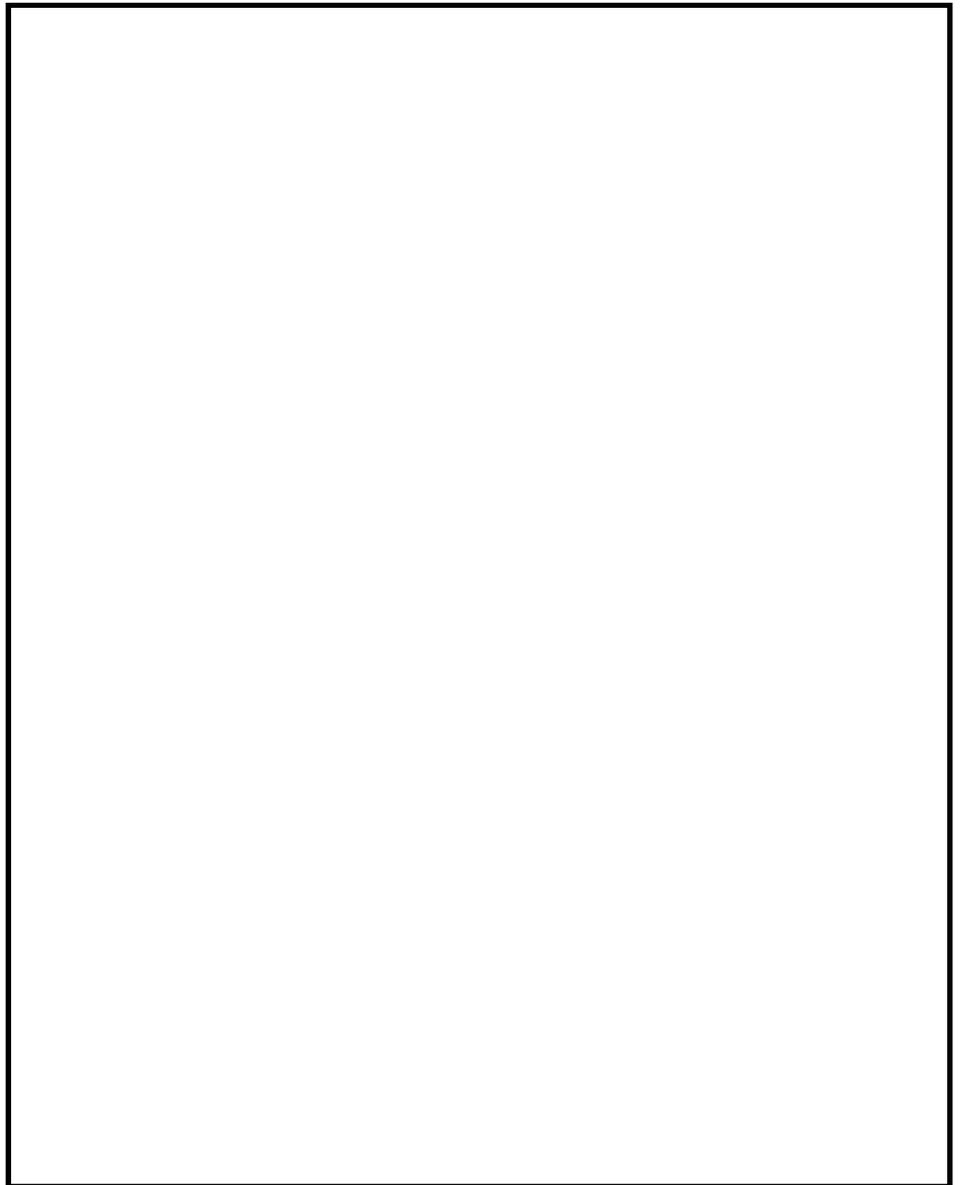


図 3.2-4 凝縮槽 D から原子炉水位への配管ルート概略図

表 3.2-1 凝縮槽を兼用している計器(1/4)

名称	計器番号	計測範囲	凝縮槽	用途
原子炉水位	LT-B22-N073A	-3800～1500 mm	A	高圧炉心スプレイ系起動
	LT-B22-N073B	-3800～1500 mm	C	
	LT-B22-N073C	-3800～1500 mm	A	
	LT-B22-N073D	-3800～1500 mm	C	
	LT-B22-N074A*	0～1500 mm	A	原子炉水位高検知
	LT-B22-N074B*	0～1500 mm	C	
	LT-B22-N080A	0～1500 mm	A	原子炉非常停止信号
	LT-B22-N080B	0～1500 mm	B	
	LT-B22-N080C	0～1500 mm	C	
	LT-B22-N080D	0～1500 mm	D	
	LT-B22-N081A	-3800～1500 mm	A	主蒸気隔離弁閉
	LT-B22-N081B	-3800～1500 mm	B	
	LT-B22-N081C	-3800～1500 mm	C	
	LT-B22-N081D	-3800～1500 mm	D	
	LT-B22-N095A	0～1500 mm	D	原子炉水位低検知
	LT-B22-N095B	0～1500 mm	B	
	LT-B22-N096*	-3800～1500 mm	D	中央制御室外原子炉停止機能 室計器
	LT-C34-N004A	0～1500 mm	C	中央制御室計器
LT-C34-N004B	0～1500 mm	B		
LT-C34-N004C*	0～1500 mm	A		

表 3.2-1 凝縮槽を兼用している計器(2/4)

名称	計器番号	計測範囲	凝縮槽	用途
原子炉水位 (広帯域)	LT-B22-N079A	-3800～1500 mm	A	A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能)
	LT-B22-N079B	-3800～1500 mm	C	
	LT-B22-N079C	-3800～1500 mm	A	
	LT-B22-N079D	-3800～1500 mm	C	
	LT-B22-N091A	-3800～1500 mm	D	低圧炉心スプレー系起動 残留熱除去系 (低圧注水系) 起動
	LT-B22-N091B	-3800～1500 mm	B	過渡時自動減圧機能 自動減圧系起動 中央制御室計器
	LT-B22-N091C	-3800～1500 mm	D	低圧炉心スプレー系起動 残留熱除去系 (低圧注水系) 起動
	LT-B22-N091D	-3800～1500 mm	B	過渡時自動減圧機能 自動減圧系起動
原子炉水位 (燃料域)	LT-B22-N044A	-3800～1300 mm	D	中央制御室計器
	LT-B22-N044B	-3800～1300 mm	B	
原子炉水位 (S A 広帯域)	LT-B22-N010	-3800～1500 mm	A	中央制御室計器
原子炉水位 (S A 燃料域)	LT-B22-N020	-3800～1300 mm	B	中央制御室計器

表 3.2-1 凝縮槽を兼用している計器(3/4)

名称	計器番号	計測範囲	凝縮槽	用途
原子炉圧力	PI-B22-R004A*	0～10 MPa	D	現場計器
	PI-B22-R004B*	0～10 MPa	B	
	PT-B22-N051A	0～10.5 MPa	D	中央制御室計器
	PT-B22-N051B	0～10.5 MPa	B	
	PT-B22-N068A*	0～10 MPa	D	逃がし安全弁の逃がし弁機能
	PT-B22-N068B*	0～10 MPa	D	
	PT-B22-N068C*	0～10 MPa	D	
	PT-B22-N068D*	0～10 MPa	D	
	PT-B22-N068E*	0～10 MPa	D	
	PT-B22-N068F*	0～10 MPa	D	
	PT-B22-N068G*	0～10 MPa	D	
	PT-B22-N068H*	0～10 MPa	D	
	PT-B22-N068J*	0～10 MPa	D	
	PT-B22-N068K*	0～10 MPa	D	
	PT-B22-N068L*	0～10 MPa	D	
	PT-B22-N068M*	0～10 MPa	D	
	PT-B22-N068N*	0～10 MPa	D	
	PT-B22-N068P*	0～10 MPa	D	
	PT-B22-N068R*	0～10 MPa	D	
	PT-B22-N068S*	0～10 MPa	D	
	PT-B22-N068U*	0～10 MPa	D	
	PT-B22-N068V*	0～10 MPa	D	
	PT-B22-N078A	0～10 MPa	A	原子炉非常停止信号
	PT-B22-N078B	0～10 MPa	B	
	PT-B22-N078C	0～10 MPa	C	
	PT-B22-N078D	0～10 MPa	D	
	PT-C34-N005	0～8.5 MPa	A	中央制御室計器
	PT-C34-N008	6～7.5 MPa	A	中央制御室計器
	PT-C61-N006*	0～10 MPa	D	中央制御室外原子炉停止機能 室計器

表 3.2-1 凝縮槽を兼用している計器(4/4)

名称	計器番号	計測範囲	凝縮槽	用途
原子炉圧力	PS-32-03.09A*	-101.3～588.4 kPa	A	主蒸気隔離弁漏えい抑制系
	PS-32-03.09B*	-101.3～588.4 kPa	A	
	PS-32-03.09C*	-101.3～588.4 kPa	A	
	PS-32-03.09D*	-101.3～588.4 kPa	A	
	PS-32-03.09E*	-101.3～588.4 kPa	C	
	PS-32-03.09F*	-101.3～588.4 kPa	C	
	PS-32-03.09G*	-101.3～588.4 kPa	C	
	PS-32-03.09H*	-101.3～588.4 kPa	C	
原子炉圧力 (S A)	PT-B22-N071A	0～10.5 MPa	A	A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)
	PT-B22-N071C	0～10.5 MPa	A	A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能)
	PT-B22-N071B	0～10.5 MPa	C	A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)
	PT-B22-N071D	0～10.5 MPa	C	A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能) 中央制御室計器

* : 工事計画書記載対象外

表 3.2-2 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) -3800~1500 mm (燃料域) -3800~1300 mm	燃料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、燃料集合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) ± 46 mm (燃料域) ± 44 mm	DBとSAの分離用の信号分配器を1台多く介して出力されるため、原子炉水位（SA広帯域）及び原子炉水位（SA燃料域）と比較して誤差が大きくなっている。
検出器の耐環境性	耐環境仕様	重大事故等時の温度、圧力、放射線に耐えることを確認。
耐震性	耐震Sクラス	—
電源	非常用電源（直流電源及び代替電源）から給電	

表 3.2-3 原子炉水位（SA広帯域）及び原子炉水位（SA燃料域）の仕様

項目	計器仕様	補足
計測範囲	(SA広帯域) -3800~1500 mm (SA燃料域) -3800~1300 mm	燃料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、燃料集合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	(SA広帯域) 1 (SA燃料域) 1	—
精度	(SA広帯域) ± 43 mm (SA燃料域) ± 41 mm	—
検出器の耐環境性	耐環境仕様	重大事故等時の温度、圧力、放射線に耐えることを確認。
耐震性	耐震Sクラス相当	—
電源	非常用電源（直流電源及び代替電源）から給電	

3.3 原子炉圧力容器への注水流量による原子炉圧力容器内の水位の推定手段

原子炉圧力容器への注水流量と水位不明時から水位推定時点までの経過時間により、水位不明となってから原子炉圧力容器へ注水された水量（以下「 V_1 」という）を算出する。「図 3.3-1 崩壊熱除去に必要な水量」において水位不明となってから崩壊熱除去によって蒸発した水量（以下「 V_2 」という）は水位推定時点の崩壊熱除去に必要な注水量を上辺、水位不明となった時点の崩壊熱除去に必要な注水量を下辺、水位不明となってから水位推定時点までの経過時間を高さとした台形の面積として近似される。 V_1 と V_2 の差が水位不明となってから水位推定時点までの水量の変化量となるため、 V_1 と V_2 の差を原子炉圧力容器レベル換算により原子炉水位変化幅に換算し、直前まで判明していた水位に原子炉水位変化幅を足すことにより原子炉水位を推定する。

【原子炉水位推定までの計算過程】

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

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

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

$$L_2 = L_1 + l$$

V_1 : 水位不明となってから原子炉圧力容器へ注水された水量[m³]

V_2 : 水位不明となってから崩壊熱除去によって蒸発した水量[m³]

Q_1 : 原子炉圧力容器への注水流量[m³/h]

Q_{21} : 水位不明となった時点の崩壊熱除去に必要な注水量[m³/h]

Q_{22} : 水位推定時点の崩壊熱除去に必要な注水量[m³/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係数

L_1 : 直前まで判明していた水位[mm]

L_2 : 推定水位 [mm]

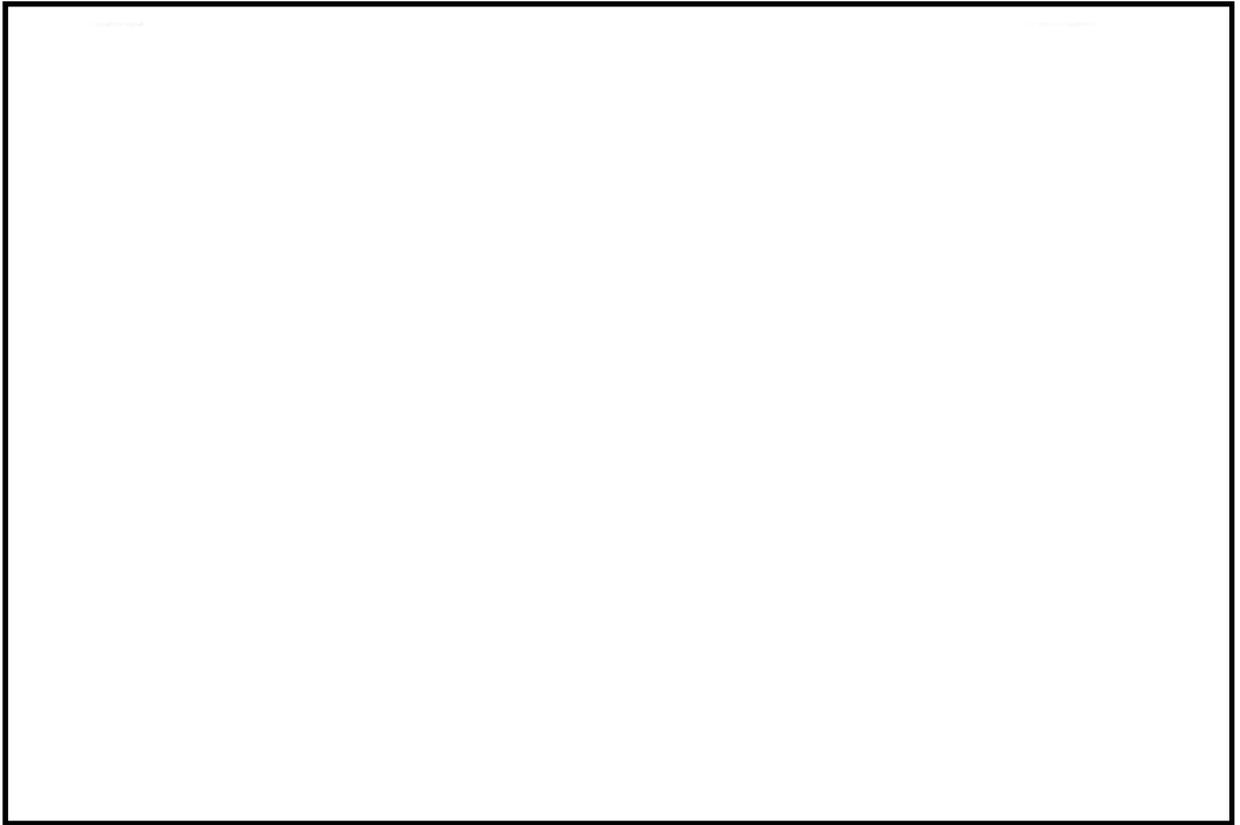


図 3.3-1 崩壊熱除去に必要な水量

【誤差の影響について】

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。

3.4 原子炉圧力，原子炉圧力（SA）及びサブプレッション・チェンバ圧力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，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）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，原子炉圧力容器内の圧力が上昇し，サブプレッション・チェンバとの差圧が大きくなる。原子炉圧力又は原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧が 以上であれば原子炉圧力容器を満水と推定する。（「図 3.4-1 「満水判断のイメージ」を参照）

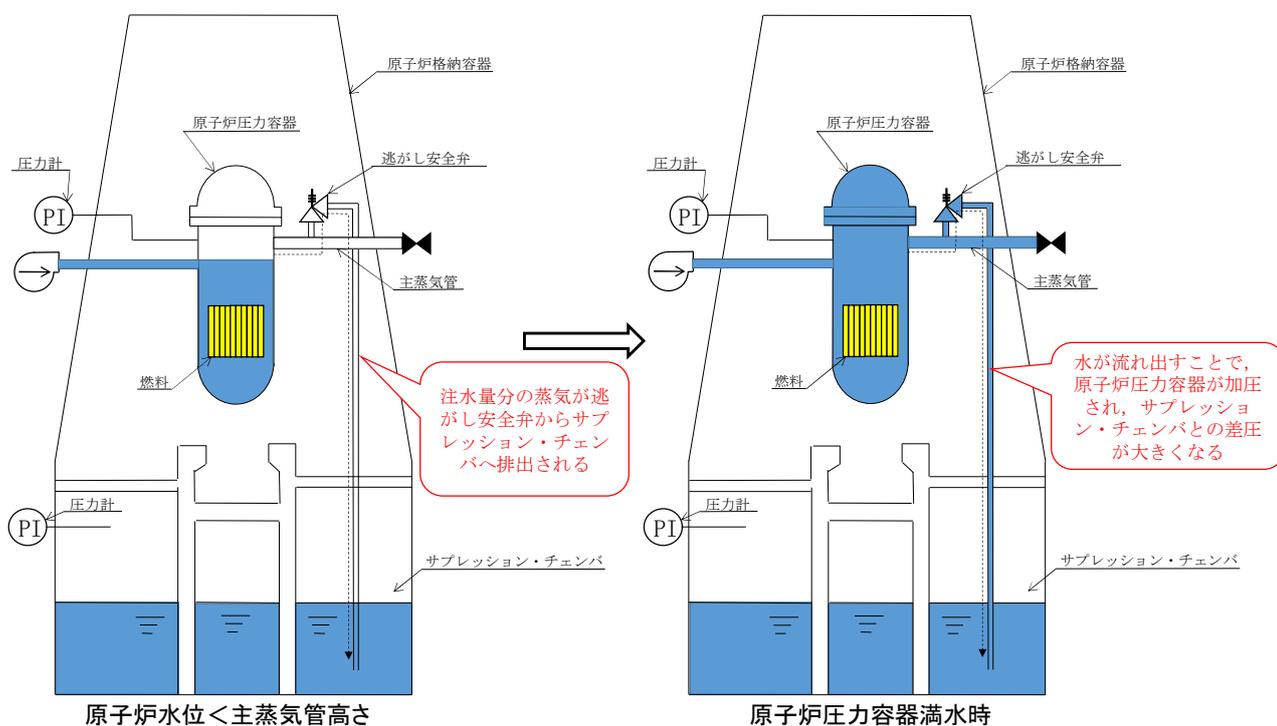


図 3.4-1 満水判断のイメージ

4. 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、重大事故等時が発生し、計測に必要な計器電源が喪失した場合に、当該重大事故等の対処に必要な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して監視するとともに、記録用紙に記録する。

(「図 4-1 可搬型計測器の概略構成図」, 「表 4-1 可搬型計測器の測定対象パラメータ」, 「図 4-2 可搬型計測器接続イメージ」, 「表 4-2 可搬型計測器の必要個数整理」参照。)

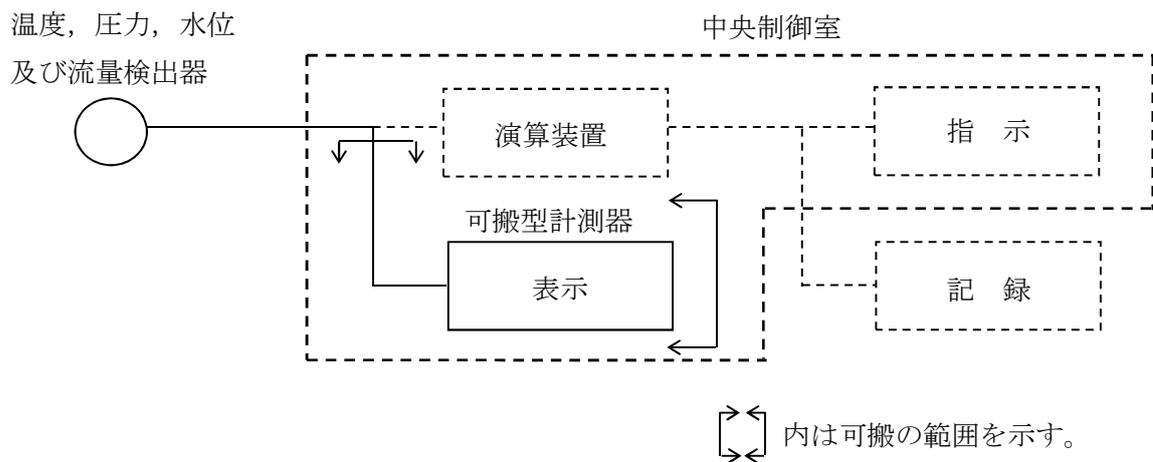
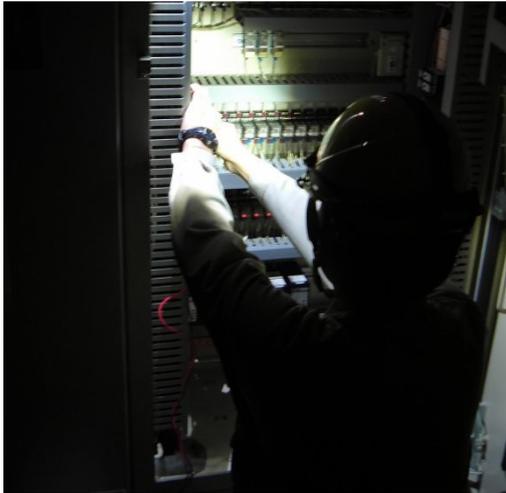


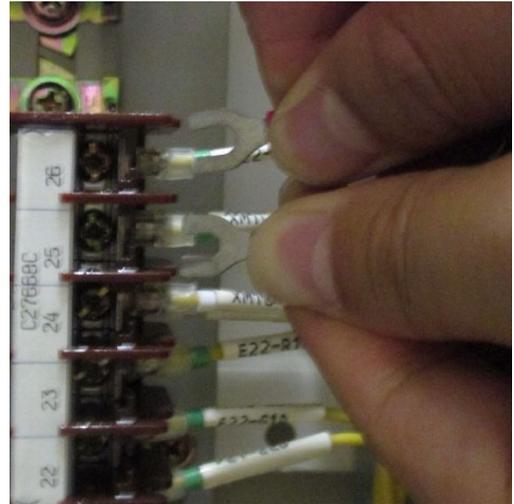
図 4-1 可搬型計測器の概略構成図

表 4-1 可搬型計測器の測定対象パラメータ

監視パラメータ		
原子炉压力容器温度	原子炉水位（燃料域）	フィルタ装置水位
高压代替注水系系統流量	原子炉水位（S A広帯域）	フィルタ装置圧力
低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	原子炉水位（S A燃料域）	フィルタ装置スクラビング水温度
低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	ドライウエル圧力	残留熱除去系海水系系統流量
低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	サプレッション・チェンバ圧力	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	サプレッション・プール水温度	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）
代替循環冷却系原子炉注水流量	ドライウエル雰囲気温度	常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力
代替循環冷却系ポンプ入口温度	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力
残留熱除去系熱交換器入口温度	格納容器下部水温	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
残留熱除去系熱交換器出口温度	代替淡水貯槽水位	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
原子炉隔離時冷却系系統流量	西側淡水貯水設備水位	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
高压炉心スプレイ系系統流量	低压代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
低压炉心スプレイ系系統流量	低压代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
残留熱除去系系統流量	低压代替注水系格納容器下部注水流量	静的触媒式水素再結合器動作監視装置
原子炉圧力	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	使用済燃料プール水位・温度（S A広域）
原子炉圧力（S A）	サプレッション・プール水位	使用済燃料プール温度（S A）
原子炉水位（広帯域）	格納容器下部水位	



① 可搬型計測器接続



② ケーブル接続



③ 可搬型計測器
(温度, 压力, 水位, 流量計測用)



④ 可搬型計測器
(压力・水位・流量計測用)

図 4-2 可搬型計測器接続イメージ

表 4-2 可搬型計測器の必要個数整理 (1/5)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数 *1	必要個数 *2	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0～500 ℃	0～900 ℃	4	1	熱電対	中央制御室	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	0～10.5 MPa[gage]	0～10.5 MPa[gage]	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	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)	0～10.5 MPa[gage]	0～10.5 MPa[gage]	2		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器の水位	原子炉水位 (広帯域)	-3800～1500 mm*3	-3800～1500 mm*3	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	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)	-3800～1300 mm*4	-3800～1300 mm*4	2		差圧式水位検出器	中央制御室	
	原子炉水位 (S A広帯域)	-3800～1500 mm*3	-3800～1500 mm*3	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
	原子炉水位 (S A燃料域)	-3800～1300 mm*4	-3800～1300 mm*4	1		差圧式水位検出器	中央制御室	

表 4-2 可搬型計測器の必要個数整理 (2/5)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数*1	必要個数*2	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量	0~50 L/s	0~50 L/s	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0~50 L/s	0~50 L/s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	高压炉心スプレイ系系統流量	0~500 L/s	0~500 L/s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低压代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用)	0~500 m ³ /h*5	0~500 m ³ /h*5	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	低压代替注水系原子炉注水流量(常設ライン狭帯域用)	0~80 m ³ /h*5	0~80 m ³ /h*5	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低压代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用)	0~300 m ³ /h	0~300 m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低压代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン狭帯域用)	0~80 m ³ /h	0~80 m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0~150 m ³ /h	0~150 m ³ /h	2		差圧式流量検出器	中央制御室	
	残留熱除去系系統流量	0~600 L/s	0~600 L/s	3		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低压炉心スプレイ系系統流量	0~600 L/s	0~600 L/s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
原子炉格納容器への注水量	低压代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライン用)	0~500 m ³ /h*5	0~500 m ³ /h*5	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	低压代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ライン用)	0~500 m ³ /h	0~500 m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低压代替注水系格納容器下部注水流量	0~200 m ³ /h	0~200 m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—

表 4-2 可搬型計測器の必要個数整理 (3/5)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数 *1	必要個数 *2	検出器の種類	測定箇所	備考	
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	0~300 °C	0~350 °C	8	1	熱電対	中央制御室	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・チェンバ雰囲気温度	0~200 °C	0~350 °C	2	1	熱電対	中央制御室	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	0~200 °C	0~500 °C	3	1	測温抵抗体	中央制御室		
	格納容器下部水温	0~500 °C*6 (格納容器下部床面 0 m, +0.2 m) *7	0~500 °C	各 5	8	測温抵抗体	中央制御室	デブリ落下・堆積検知の高さ毎に必要な個数(4個×2高さ分)を設定する。	
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	0~1 MPa[abs]	0~1 MPa[abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	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	0~1 MPa[abs]	0~1 MPa[abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室		
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	-1~9 m*8 (EL. 2030~ 12030 mm)	-1~9 m*8 (EL. 2030~ 12030 mm)	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	-	
	格納容器下部水位	(高さ 1 m 超検 知用)	+1.05 m*7, *9 (EL. 12856 mm)	+1.05 m*7, *9 (EL. 12856 mm)	2	1	電極式水位検出器	中央制御室	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。
		(高さ 0.5 m, 1.0 m 未 満検知 用)	+0.50 m, +0.95 m *7, *10 (EL. 12306 mm, 12756 mm)	+0.50 m, +0.95 m *7, *10 (EL. 12306 mm, 12756 mm)	各 2				
		(満水管 理用)	+2.25 m, +2.75 m *7, *11 (EL. 14056 mm, 14556 mm)	+2.25 m, +2.75 m *7, *11 (EL. 14056 mm, 14556 mm)	各 2				
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	0~100 %	-	2	-*18	熱伝導式水素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。	
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	-	2	-*18	電離箱	-	可搬型計測器での測定対象外。	
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	-	2	-*18	電離箱	-	可搬型計測器での測定対象外。	

表 4-2 可搬型計測器の必要個数整理 (4/5)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数 *1	必要個数 *2	検出器の種類	測定箇所	備考
未臨界の維持 又は監視	起動領域計装	10 ⁻¹ ~10 ⁶ cps (1.0×10 ³ ~1.0×10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹) 0~40 %又は0~125 % (1.0×10 ⁸ ~1.5×10 ¹³ cm ⁻² ・s ⁻¹)	—	8	— *18	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	出力領域計装	0~125 % (1.0×10 ¹² ~1.0×10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹) *12	—	2 *13	— *18	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	180~5500 mm	180~5500 mm	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置圧力	0~1 MPa[gage]	0~1 MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置スクラビング水温度	0~300 °C	0~350 °C	1	1	熱電対	中央制御室	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	—	2	— *18	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
		10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	—	1	— *18	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置入口水素濃度	0~100 %	—	2	— *18	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	—	2	— *18	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0~100 °C	0~350 °C	2	1	熱電対	中央制御室	—
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0~300 m ³ /h	0~300 m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300 °C	0~350 °C	2	1	熱電対	中央制御室	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	0~300 °C	0~350 °C	2	1	熱電対	中央制御室	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。
	残留熱除去系海水系系統流量	0~550 L/s	0~550 L/s	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	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。
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	0~800 m ³ /h	0~800 m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	0~50 m ³ /h	0~50 m ³ /h	1	差圧式流量検出器		中央制御室		

表 4-2 可搬型計測器の必要個数整理 (5/5)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数 *1	必要個数 *2	検出器の種類	測定箇所	備考
水源の確保	代替淡水貯槽水位	0~20 m	0~20 m	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	西側淡水貯水設備水位	0~6.5 m	0~6.5 m	1	1	電波式水位検出器	中央制御室	—
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0~10 MPa[gage]	0~10 MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0~10 MPa[gage]	0~10 MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0~10 MPa[gage]	0~10 MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0~5 MPa[gage]	0~5 MPa[gage]	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0~5 MPa[gage]	0~5 MPa[gage]	2		弾性圧力検出器	中央制御室	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0~4 MPa[gage]	0~4 MPa[gage]	3		弾性圧力検出器	中央制御室	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0~4 MPa[gage]	0~4 MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0~10 %	—	2	— *18	触媒式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
		0~20 %	—	3		熱伝導式水素検出器	—	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300 °C	0~350 °C	4*14	2	熱電対	中央制御室	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	格納容器内酸素濃度 (S A)	0~25 %	—	2	— *18	磁気力式酸素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	-4300~+7200 mm *15 (EL. 35077~46577 mm)	—	1	— *18	ガイドパルス式水位検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
		0~120 °C	0~500 °C	1*16	1	測温抵抗体	中央制御室	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。
	使用済燃料プール温度 (S A)	0~120 °C	0~350 °C	1*17		熱電対	中央制御室	
	使用済燃料エリアプール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	—	1	— *18	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
		10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	—	1				
使用済燃料プール監視カメラ	—	—	—	1	— *18	赤外線カメラ	—	可搬型計測器での測定対象外。

配備個数：可搬型計測器（温度，圧力，水位，流量計測用）を 20 個（測定時の故障を想定した 1 個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として 20 個配備する。

配備台数：可搬型計測器（圧力・水位・流量計測用）を 19 個（測定時の故障を想定した 1 個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として 19 個配備する。

- *1：監視パラメータの計器数
- *2：可搬型計測器の必要個数
- *3：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1340 cm）
- *4：基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920 cm）
- *5：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用
- *6：R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ 0 m，0.2 m 位置水温計兼デブリ検知器）
- *7：格納容器下部底面（コリウムシールド上表面：EL. 11806 mm）からの高さ
- *8：基準点は通常運転水位 EL. 3030 mm（サプレッション・チェンバ底部より 7030 mm）
- *9：R P V破損前までの水位管理（高さ 1 m 超水位計）
- *10：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2 m の場合）（高さ 0.5 m，1.0 m 未満水位計）
- *11：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ \geq 0.2 m の場合）（満水管理水位計）
- *12：定格出力時の値に対する比率で示す。
- *13：出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
- *14：2 基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置
- *15：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 EL. 39377 mm（使用済燃料プール底部より 4688 mm）
- *16：検出点 2 箇所
- *17：検出点 8 箇所
- *18：全交流動力電源喪失時は，水素・酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置（水位・温度（S A 広域），監視カメラ）に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には，監視計器は使用可能である。



4.1 可搬型計測器による監視パラメータの測定結果の換算概要

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の場合）

可搬型計測器にて原子炉圧力容器温度の検出器のタイプ（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。

$$\text{圧力} = (\text{電流値} - 4) / 16 \times 10.5$$

[計測範囲：0～10.5 MPa, 電流値：4～20 mA]

(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。

$$\text{水位} = (\text{電流値} - 4) / 16 \times 5300 - 3800$$

[計測範囲：-3800 mm～1500 mm, 電流値：4～20 mA]

(4) 流量（注水量）（例：高圧炉心スプレイ系系統流量の場合）

可搬型計測器にて高圧炉心スプレイ系系統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。

$$\text{流量} = \sqrt{\frac{(\text{電流値} - 4)}{16}} \times 500$$

[計測範囲：0～500 L/s, 電流値：4～20 mA]

5. 計測結果の記録の保存について

5.1 設置基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存

技術基準規則第 34 条第 4 項及びその解釈に関わる計測結果は中央制御室に、原則、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とする。制御棒の位置及び原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力及び温度の計測結果は、プロセス計算機から記録を帳票として出力し保存できる設計とするとともに、一次冷却材の不純物の濃度については、断続的な試料の分析を行い、従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

計測項目	計測装置等
炉心における中性子束密度	起動領域計装
	出力領域計装
制御棒の位置	制御棒位置
一次冷却材の不純物の濃度	分析装置
原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量	主蒸気圧力
	主蒸気温度
	主蒸気流量
	給水圧力
	給水温度
	給水流量
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位
	原子炉水位（広帯域）
原子炉格納容器内の圧力、温度及び可燃性ガスの濃度	ドライウエル圧力
	サプレッション・チェンバ圧力
	ドライウエル雰囲気温度
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度
	格納容器内水素濃度
	格納容器内酸素濃度

その他の計測項目については、添付書類「V-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する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」及び添付書類「V-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。

5.2 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存

重大事故等の対応に必要となるパラメータは、原則、緊急時対策支援システム伝送装置に電磁的に記録、保存できる設計とする。保存した記録は、電源喪失により失われない*とともに、帳票に出力できる設計とする。また、プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は1分、記録の保存容量は計測結果を取り出すことで継続的なデータを得ることができるよう、14日以上保存できる設計とする。

重大事故等の対応に必要となる現場のパラメータについても、可搬型計測器により記録できる設計とする。

*：計測結果の記録は、中央制御室と緊急時対策所建屋の電源の異なる2つのサーバーに保存しているため、電源喪失により保存した記録が失われない設計としている。

なお、添付書類「V-1-3-1 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する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」及び添付書類「V-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」においても、緊急時対策支援システム伝送装置は電源喪失により保存した記録が失われないことを説明している。

6. 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」第三十五条（安全保護装置）第五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適切な措置を実施している。

6.1 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，原子炉緊急停止系の構成例を「図 6.1-1 原子炉緊急停止系の構成例」に示す。また，安全保護系の構成を「図 6.1-2 安全保護系構成概略図」に示す。

安全保護装置は，検出器からの信号を受信し，原子炉緊急停止系を自動的に作動させる回路と，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。

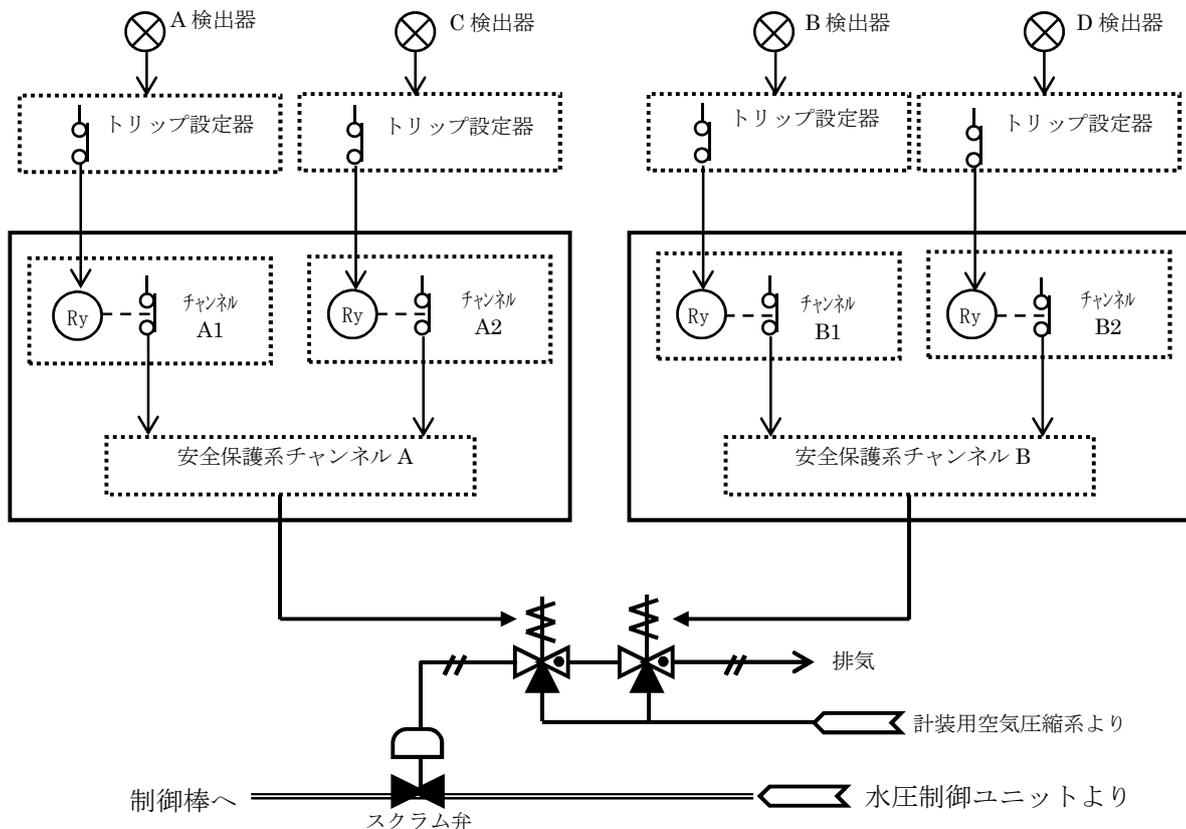


図 6.1-1 原子炉緊急停止系の構成例

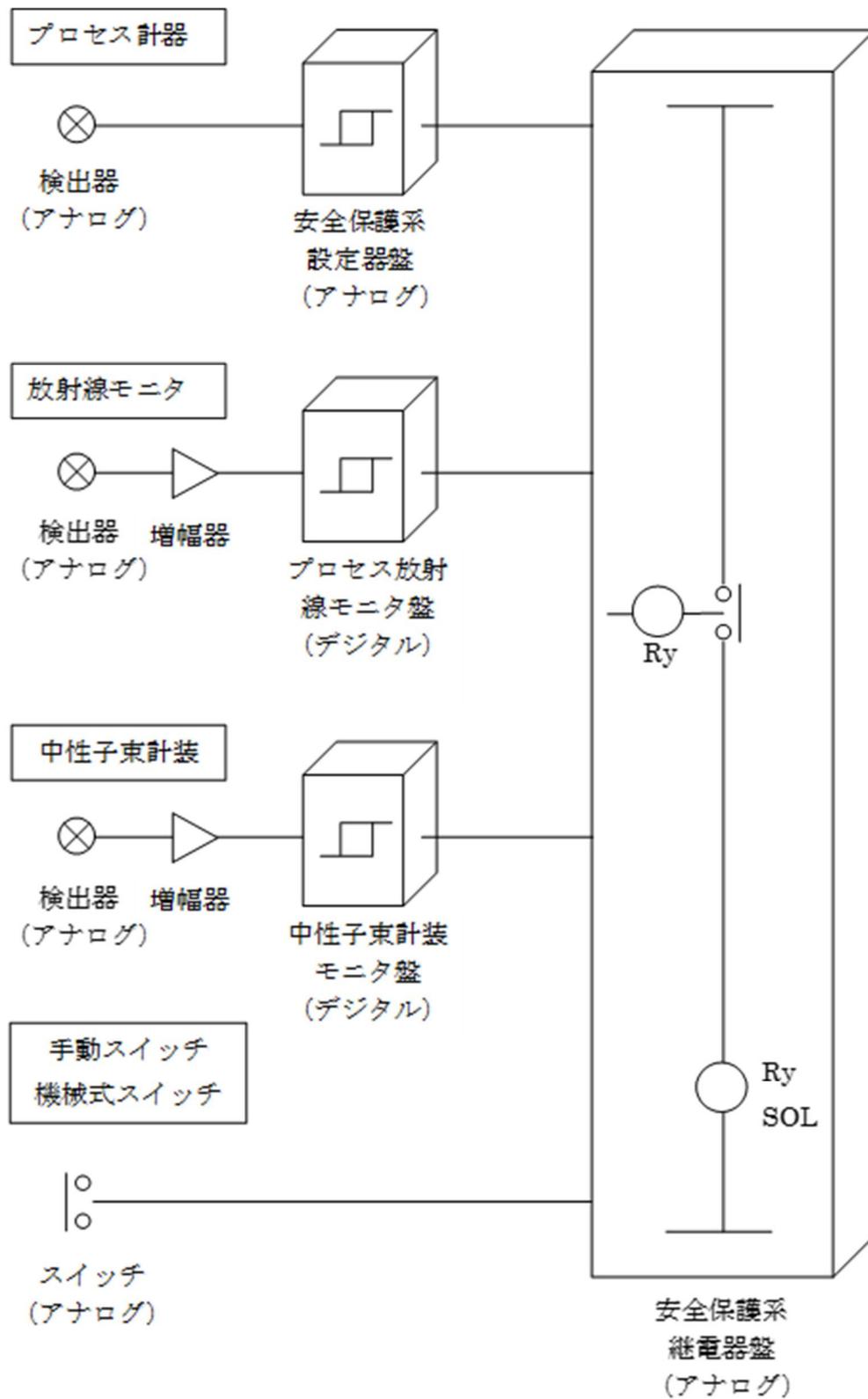


図 6.1-2 安全保護系構成概略図

6.2 安全保護系の物理的な分離又は機能的な分離対策

6.2.1 安全保護装置の物理的分離対策

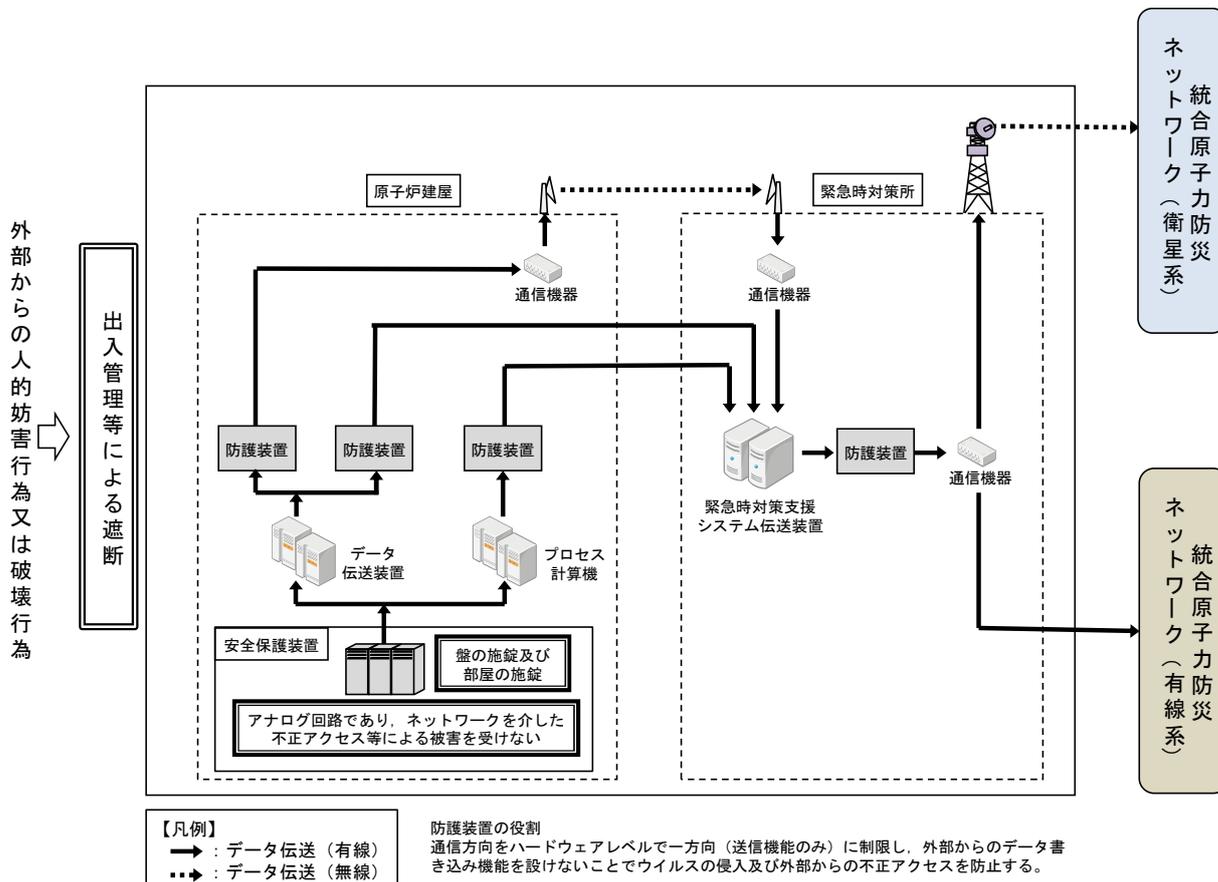
安全保護装置は、不正アクセスを防止するため、安全保護系盤等の扉には施錠を行い、許可された者以外はハードウェアを直接接続できない対策を実施している。



安全保護系盤等は、社内規程に定める発電長による扉の鍵管理を行っている。データ収集端末は、作業担当箇所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、情報セキュリティに関する教育を行っている。

6.2.2 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→プロセス計算機・データ伝送装置→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置→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。



6.2.3 物理的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、デジタル演算処理を行う機器からデータを採取するデータ収集端末にはデジタル演算処理を行う機器からのデータ受信機能のみを設けるとともに、データ収集端末を施錠管理された場所に保管することで管理されない変更を防止している。

6.3 想定脅威に対する対策について

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 6.3-1 に示す想定脅威に対する対策を行っている。

表 6.3-1 想定脅威に対する対策（工場製作及び出荷）

想定脅威		対策
外部脅威	外部からの侵入	ソフトウェアの設計データの製作環境は外部に接続しない環境で製作
内部脅威	設備の脆弱性	安全保護系のソフトウェアは供給者独自ソフトウェアにて構築
	不正ソフトウェア利用	不正ソフトウェアが無いことを確認した環境で、ソフトウェア設計を実施
	持込危機・媒体による改ざん・漏えい	作業専用端末による作業
	作業環境からの不正アクセス	作業環境での第三者のソフトウェアへの不正アクセスを防止
人的要因	作業ミス，知識不足による情報漏えい等	情報セキュリティ教育の実施

6.4 耐ノイズ・サージ対策

安全保護装置は、雷・誘導サージ・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及びケーブル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。

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

7. 代替パラメータによる主要パラメータの推定の誤差による影響について

重大事故等が発生し、計測機器の故障又は故障が疑われ、当該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、代替パラメータを用いて判断した場合の影響について説明する。

なお、計装設備の計器誤差については表 7-2 に示す。

* : 代替パラメータによる推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

表 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (1/22)

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	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 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 燃料域) 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 (S A)、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (S A 広帯域)、原子炉水位 (S A 燃料域) で推定できるため、事故収束を行う上で問題とはならない。 ②原子炉水位が燃料有効長頂部以下の場合には、スクラム後の原子炉水位が燃料有効長頂部に到達してからの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定可能であり、輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため正確な評価は困難だが、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	
		有手	原子炉圧力容器破損確認				
		有手	原子炉格納容器下部への注水判断				
		有手	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	有手	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原子炉圧力 (S A) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A 広帯域) ③原子炉水位 (S A 燃料域) ③原子炉圧力容器温度	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 (S A) により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③原子炉水位から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、②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とはならない。	なし	
		有手	原子炉圧力容器減圧機能確認				
		手	炉心損傷確認				
		有手	原子炉圧力容器破損確認				
	原子炉圧力 (S A)	原子炉圧力 (S A)	有手	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原子炉圧力 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A 広帯域) ③原子炉水位 (S A 燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (S A) 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 (S A) 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。 ③原子炉水位から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、②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とはならない。	なし
			有手	原子炉圧力容器減圧機能確認			
			手	炉心損傷確認			
			有手	原子炉圧力容器破損確認			

*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常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (2/22)

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)	有手	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 (SA広帯域)	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) の監視が不可能になった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域) により監視可能であり, 判断に与える影響はない。なお, 大破断LOCA等により原子炉格納容器温度が上昇し, ドライウェル雰囲気温度の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は, 水位不明と判断する。水位不明と判断した場合は, 下記③により推定する。 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原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉水位を推定する手段は, 原子炉水位の監視が困難になった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における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
		有手	原子炉圧力容器減圧機能確認	②原子炉水位 (SA燃料域) ③高圧代替注水系系統流量		
		手	炉心損傷確認	③低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)		
		有手	原子炉圧力容器破損確認	③低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) ③低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ③低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) ③代替循環冷却系原子炉注水流量 ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心スプレー系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ③低圧炉心スプレー系系統流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④サブプレッション・チェンバ圧力		

*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常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (3/22)

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 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	有手	高圧・低圧注水機能確認	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②高圧代替注水系系統流量 ②低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ②低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) ②低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ②低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) ②代替循環冷却系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心スプレイ系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ②低圧炉心スプレイ系系統流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サブプレッション・チェンバ圧力	①原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域) の監視が不可能になった場合は, 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。なお, 大破断LOCA等により原子炉格納容器温度が上昇し, ドライウェル雰囲気温度の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は, 水位不明と判断する。水位不明と判断した場合は, 下記②により推定する。 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原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より原子炉水位を推定する手段は, 原子炉水位の監視が困難になった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における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
		有手	原子炉圧力容器減圧機能確認			
		手	炉心損傷確認			
		有手	原子炉圧力容器破損確認			

*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常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (4/22)

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	高压代替注水系系統流量	有手	高压注水機能確認	①サブプレッション・プール水位 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広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力	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、代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の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。 ③各系統の流量の監視が不可能となった場合は、ポンプ吐出圧力からポンプの注水特性を用いて、流量を確認することで、原子炉压力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。	なし
	低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	有手	低压注水機能確認	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 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広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)		なし
	代替循環冷却系原子炉注水流量	有手	低压注水機能確認	①サブプレッション・プール水位 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広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力		なし
	原子炉隔離時冷却系系統流量	有手	高压注水機能確認	①サブプレッション・プール水位 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広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力		なし
	高压炉心スプレイ系系統流量	有手	高压注水機能確認	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子度水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力		なし

*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常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (5/22)

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	残留熱除去系系統流量	有手	低圧注水機能確認	①サブプレッション・プール水位 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広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③残留熱除去系ポンプ吐出圧力	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、代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の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
	低圧炉心スプレイ系系統流量	有手	低圧注水機能確認	①サブプレッション・プール水位 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広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	③各系統の流量の監視が不可能となった場合は、ポンプ吐出圧力からポンプの注水特性を用いて、流量を確認することで、原子炉压力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。	なし

*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常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (6/22)

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	① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) ② 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	有手	原子炉格納容器冷却機能確認	① 代替淡水貯槽水位 ① 西側淡水貯水設備水位 ② サプレッション・プール水位	① 低圧代替注水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、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備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 注水先のサプレッション・プー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
	代替循環冷却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 代替循環冷却系原子炉注水流量 ① 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	① 代替循環冷却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、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から代替循環冷却系原子炉注水流量を差し引いて、代替循環冷却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
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	有手	原子炉格納容器冷却機能確認	① 代替淡水貯槽水位 ① 西側淡水貯水設備水位 ② 格納容器下部水位	① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備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 原子炉格納容器下部へ注水した場合は、計測範囲内において適用可能である。なお、原子炉格納容器下部への注水目的は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、初期水張り高さ (+1.05m)、R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ < 0.2m の場合) 高さ (+0.5m, +0.95m) 及び R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ ≥ 0.2m の場合) 高さ (+2.25m, +2.75m) が計測されれば良いため、事故対応を行う上で必要な状態を把握でき、判断に与える影響はない。	なし

*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常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (7/22)

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	ドライウエル雰囲気温度	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 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①ドライウエル雰囲気温度の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ドライウエル雰囲気温度の計測が不可能となった場合は、原子炉格納容器内が飽和温度にある場合に限定されるが、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に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維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止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。 ③サブプレッション・チェンバ圧力により、上記②と同様にドライウエル雰囲気温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認			
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	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・プール水温度 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の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サブプレッション・チェンバ雰囲気温度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サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の計測が不可能となった場合は、原子炉格納容器内が飽和温度にある場合に限定されるが、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維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止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			

*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常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (8/22)

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	サブプレッション・プール水温度	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 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①サブプレッション・プール水温度の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サブプレッション・プール水温度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・チェンバ雰囲気温度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
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認			
		手	原子炉压力容器減圧機能確認			
		有手	サブプレッション・プール冷却機能確認			
格納容器下部水温	格納容器下部水温	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格納容器下部水温の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。 ①なお、デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個(予備1個含む)設置し、RPV破損の早期判断の観点から、2個以上が上昇傾向(デブリ落下による水温上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)することでRPV破損を検知可能であり、判断に与える影響はない。 ①また、十分な量のデブリ堆積検知の観点から、3個以上がオバースケール(デブリの接触による温度上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)した場合は、格納容器下部満水注水を行うため、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器下部への注水判断			

*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常用代替監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (9/22)

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	有手	原子炉圧力容器破損確認	①サブプレッション・チェンバ圧力 ②ドライウエル雰囲気温度 ③ [ドライウエル圧力] *3	①ドライウエル圧力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、真空破壊装置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。 ②原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定されるが、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。 ③常用計器でドライウエル圧力を監視可能であれば、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			
	サブプレッション・チェンバ圧力	有手	原子炉圧力容器破損確認	①ドライウエル圧力 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ③ [サブプレッション・チェンバ圧力] *3	①サブプレッション・チェンバ圧力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、真空破壊装置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。 ②原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定されるが、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。 ③常用計器でサブプレッション・チェンバ圧力を監視可能であれば、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			

*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常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (10/22)

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	サブプレッション・プール水位	有手	原子炉圧力容器破損確認	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	① サブプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量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 水源である代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の水位変化によりサブプレッション・プール水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③ ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧によりサブプレッション・プール水位を推定する手段は、計測範囲が限定されるものの、原子炉格納容器内の水位は上記①、②で推定できるため、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
		有手	原子炉冷却材流出確認	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)		
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器下部水位	有手	原子炉格納容器除熱機能確認	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) ① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) ① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) ① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ② 代替淡水貯槽水位 ② 西側淡水貯水設備水位 ③ ドライウェル圧力 ③ サブプレッション・チェンバ圧力	① 格納容器下部水位の 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 格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により、格納容器下部水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③ 水源である代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備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。 ④ 常用計器で格納容器下部雰囲気温度を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
		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 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ③ 代替淡水貯槽水位 ③ 西側淡水貯水設備水位 ④ [格納容器下部雰囲気温度] *3		
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (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 [格納容器内水素濃度] *3	① 格納容器内水素濃度 (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 常用計器で格納容器内水素濃度を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
		手	格納容器ベント判断			

*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常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (11/22)

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放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	有	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 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 (D/W) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) により推定可能であり、炉心損傷を推定する上で判断に与える影響はない。	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 (S/C)	有	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 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 (S/C) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) により推定可能であり、炉心損傷を推定する上で判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉格納容器除熱機能確認			

*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常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (12/22)

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	起動領域計装	有	原子炉スクラム確認	①主要パラメータの他チャンネル ②出力領域計装 ③ [制御棒操作監視系] *3	①起動領域計装の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起動領域計装の監視が不可能となった場合は、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海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
		手	原子炉未臨界確認			
	出力領域計装	有	原子炉スクラム確認	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域計装 ③ [制御棒操作監視系] *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出力領域計装の計測が不可能となった場合は、起動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海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
手	原子炉未臨界確認					
	[制御棒操作監視系] *3	有	原子炉スクラム確認	①起動領域計装 ②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、起動領域計装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

*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常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (13/22)

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 代替循環冷却系	サブプレッション・プール水温度	有手 代替循環冷却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・チェンバ雰囲気温度	①サブプレッション・プール水温度の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サブプレッション・プール水温度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・チェンバ雰囲気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
	代替循環冷却系ポンプ入口温度		①残留熱除去系熱交換器出口温度	①代替循環冷却系ポンプ入口温度の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の残留熱除去系熱交換器出口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
	代替循環冷却系原子炉注水流量		①サブプレッション・プール水位 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広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ④原子炉圧力容器温度	①代替循環冷却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代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を差し引いて、代替循環冷却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ことができ、判断に与える影響はない。	なし

*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常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (14/22)

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	代替循環冷却系	有手	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱確認	①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ②サブプレッション・プール水温度 ②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①代替循環冷却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、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から代替循環冷却系原子炉注水流量を差し引いて、代替循環冷却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、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気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	
	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	有手	格納容器圧力逃がし装置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フィルタ装置水位の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
		フィルタ装置圧力			①ドライウエル圧力 ①サブプレッション・チェンバ圧力 ②フィルタ装置スクラビング水温度	①フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力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。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		フィルタ装置スクラビング水温度			①フィルタ装置圧力	①飽和温度/圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)			①主要パラメータ (フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)) の他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタ (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
フィルタ装置入口水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置入口水素濃度の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フィルタ装置入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が格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし				

*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常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (15/22)

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 耐圧強化ベント系 残留熱除去系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	有手 耐圧強化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耐圧強化ベント系放射線モニタの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
	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 ①サブプレッション・プール水温度	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、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残留熱除去系海水系系統流量 ②緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ②緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	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、残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②残留熱除去系海水系又は緊急用海水系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。	なし
	残留熱除去系系統流量		①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて残留熱除去系系統流量を確認することで、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。	なし

*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常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (16/22)

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広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	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広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域) で原子炉压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広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)		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) で原子炉压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広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉压力容器温度	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) で原子炉压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原子炉压力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの, 原子炉压力容器内の圧力は上記①, ②で推定可能であり, 事故収束を行う上で問題とならない。	なし
	原子炉圧力 (SA)		①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 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広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉压力容器温度	①原子炉圧力 (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压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原子炉压力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの, 原子炉压力容器内の圧力は上記①, ②で推定可能であり, 事故収束を行う上で問題とならない。	なし

*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常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (17/22)

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態	ドライウエル雰囲気温度	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	①ドライウエル雰囲気温度の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ドライウエル雰囲気温度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		①サブプレッション・チェンバ圧力 ②ドライウエル雰囲気温度 ③ [ドライウエル圧力] *3	①ドライウエル圧力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、真空破壊装置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。 ②原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定されるが、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。 ③常用計器でドライウエル圧力を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	

*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常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (18/22)

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 原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	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高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出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、原子炉圧力と破損箇所が同様の傾向を示すことから、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) の指示上昇傾向を把握することができ、格納容器バイパス事象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
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力		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原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出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、原子炉圧力と破損箇所が同様の傾向を示すことから、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) の指示上昇傾向を把握することができ、格納容器バイパス事象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
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力		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残留熱除去系ポンプ吐出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、原子炉圧力と破損箇所が同様の傾向を示すことから、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) の指示上昇傾向を把握することができ、格納容器バイパス事象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
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力		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低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出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、原子炉圧力と破損箇所が同様の傾向を示すことから、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) の指示上昇傾向を把握することができ、格納容器バイパス事象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

*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常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (19/22)

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	サブプレッション・プール水位	有 手	高圧・低圧注水機能確認	①高圧代替注水系系統流量 ①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心スプレイ系系統流量 ①残留熱除去系系統流量 ①低圧炉心スプレイ系系統流量 ②常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ②代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①サブプレッション・プー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・チェンバ内のプール水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・プールの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各ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出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

*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常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (20/22)

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	代替淡水貯槽水位	有手	低压注水機能確認	① 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ① 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) ① 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ① 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) ① 低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) ① 低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) ① 低压代替注水系格納容器下部注水流量 ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (S A 広帯域) ② 原子炉水位 (S A 燃料域) ② サプレッション・プール水位 ③ 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力	① 代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合は、代替淡水貯槽を水源とする各系統の注水量と直前まで判明していた代替淡水貯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プレッション・プール水位の水位変化を確認することで、必要な水源である代替淡水貯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。 ③ 常設低压代替注水系ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することにより、必要な水源である代替淡水貯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
	西側淡水貯水設備水位	有手	低压注水機能確認	① 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン) ① 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) ① 低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン) ① 低压代替注水系格納容器下部注水流量 ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (S A 広帯域) ② 原子炉水位 (S A 燃料域) ② サプレッション・プール水位	① 西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は、西側淡水貯水設備を水源とする各系統の注水量と直前まで判明していた西側淡水貯水設備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プレッション・プール水位の水位変化を確認することで、必要な水源である西側淡水貯水設備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

*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常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (21/22)

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
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	手	原子炉建屋内水素濃度確認	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素再結合器動作監視装置	①原子炉建屋水素濃度の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原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉建屋内の水素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を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (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格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ③格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ④ドライウエル圧力 ⑤サブプレッション・チェンバ圧力 ⑥ [格納容器内酸素濃度] *3	①格納容器内酸素濃度 (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格納容器内酸素濃度 (SA) の監視が不可能になった場合は、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。 ③ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力を確認し、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ことから、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。 ④常用計器で格納容器内酸素濃度を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
		手	格納容器ベント判断			

*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常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (22/22)

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
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①使用済燃料プール温度 (S A) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料プール監視カメラ	①同じ仕様の使用済燃料プール温度 (S A) で使用済燃料プールの温度を計測することができ、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ①水位/放射線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、使用済燃料プールを監視する上で判断に与える影響はない。 ②使用済燃料プールの状態を監視する上で判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料プール温度 (S A)	有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料プール監視カメラ	①同じ仕様の使用済燃料プール水位・温度 (S A) で使用済燃料プールの温度を計測することができ、使用済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使用済燃料プールの状態を監視する上で判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ②使用済燃料プール温度 (S A) ②使用済燃料プール監視カメラ	①水位/放射線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、使用済燃料プールを監視する上で判断に与える影響はない。 ②使用済燃料プールの状態を監視する上で判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料プール監視カメラ	有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ①使用済燃料プール温度 (S A) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①水位/放射線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、使用済燃料プールを監視する上で判断に与える影響はない。	なし

*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常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 7-2 計装設備の計器誤差について (1/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*14
原子炉圧力容器温度	熱電対	0~500 °C	4	原子炉格納容器内	±5.4 °C
原子炉圧力	弾性 圧力検出器	0~10.5 MPa [gage]	2	原子炉建屋原子炉 棟3階	±91 kPa
原子炉圧力 (S A)	弾性 圧力検出器	0~10.5 MPa [gage]	2	原子炉建屋原子炉 棟3階	±84 kPa
原子炉水位 (広帯域)	差圧式 水位検出器	-3800~1500 mm*1	2	原子炉建屋原子炉 棟3階	±46 mm
原子炉水位 (燃料域)	差圧式 水位検出器	-3800~1300 mm*2	2	原子炉建屋原子炉 棟2階	±44 mm
原子炉水位 (S A 広帯 域)	差圧式 水位検出器	-3800~1500 mm*1	1	原子炉建屋原子炉 棟3階	±43 mm
原子炉水位 (S A 燃料 域)	差圧式 水位検出器	-3800~1300 mm*2	1	原子炉建屋原子炉 棟2階	±41 mm
高压代替注水系系統流 量	差圧式 流量検出器	0~50 L/s	1	原子炉建屋原子炉 棟地下2階	±0.5 L/s
低压代替注水系原子炉 注水流量 (常設ライン 用)	差圧式 流量検出器	0~500 m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉 棟3階	±4.0 m ³ /h
低压代替注水系原子炉 注水流量 (常設ライン狭 帯域用)	差圧式 流量検出器	0~80 m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉 棟3階	±0.7 m ³ /h
低压代替注水系原子炉 注水流量 (可搬ライン 用)	差圧式 流量検出器	0~300 m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉 棟2階	±2.4 m ³ /h
低压代替注水系原子炉 注水流量 (可搬ライン狭 帯域用)	差圧式 流量検出器	0~80 m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉 棟2階	±0.7 m ³ /h
代替循環冷却系原子炉 注水流量	差圧式 流量検出器	0~150 m ³ /h	2	原子炉建屋原子炉 棟地下2階, 2階	±1.2 m ³ /h
原子炉隔離時冷却系系 統流量	差圧式 流量検出器	0~50 L/s	1	原子炉建屋原子炉 棟地下2階	±0.5 L/s
高压炉心スプレイ系系 統流量	差圧式 流量検出器	0~500 L/s	1	原子炉建屋原子炉 棟地下1階	±4.3 L/s
残留熱除去系系統流 量	差圧式 流量検出器	0~600 L/s	3	原子炉建屋原子炉 棟地下1階	±5.2 L/s
低压炉心スプレイ系系 統流量	差圧式 流量検出器	0~600 L/s	1	原子炉建屋原子炉 棟地下1階	±5.2 L/s
低压代替注水系格納容 器スプレイ流量 (常設ラ イン用)	差圧式 流量検出器	0~500 m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉 棟地下1階	±4.0 m ³ /h
低压代替注水系格納容 器スプレイ流量 (可搬ラ イン用)	差圧式 流量検出器	0~500 m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉 棟3階	±4.0 m ³ /h
低压代替注水系格納容 器下部注水流量	差圧式 流量検出器	0~200 m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉 棟3階	±1.6 m ³ /h
代替循環冷却系格納容 器スプレイ流量	差圧式 流量検出器	0~300 m ³ /h	2	原子炉建屋原子炉 棟地下2階	±2.4 m ³ /h

表 7-2 計装設備の計器誤差について (2/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*14
ドライウエル雰囲気温度	熱電対	0~300 °C	8	原子炉格納容器内	±3.5 °C
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	熱電対	0~200 °C	2	原子炉格納容器内	±2.2 °C
サブプレッション・プール水温度	測温抵抗体	0~200 °C	3	原子炉格納容器内	±2.1 °C
格納容器下部水温	測温抵抗体	0~500 °C*3 (格納容器下部床面 0 m, +0.2 m) *4	各 5	原子炉格納容器内	±4.8 °C
ドライウエル圧力	弾性 圧力検出器	0~1 MPa [abs]	1	原子炉建屋原子炉 棟 4 階	±8.0 kPa
サブプレッション・チェンバ圧力	弾性 圧力検出器	0~1 MPa [abs]	1	原子炉建屋原子炉 棟 1 階	±8.0 kPa
サブプレッション・プール水位	差圧式 水位検出器	-1~9 m (EL. 2030~12030 mm) *5	1	原子炉建屋原子炉 棟地下 2 階	±8.0 cm
格納容器下部水位	電極式 水位検出器	+1.05 m*4,*6 (EL. 12856 mm)	2	原子炉格納容器内	±10 mm
		+0.50 m, +0.95 m*4,*7 (EL. 12306mm, 12756mm)	各 2	原子炉格納容器内	±10 mm
		+2.25 m, +2.75 m*4,*8 (EL. 14056 mm, 14556 mm)	各 2	原子炉格納容器内	±10 mm
格納容器内水素濃度 (SA)	熱伝導式 水素検出器	0~100 %	2	原子炉建屋原子炉 棟 2, 3 階	±1.7 %
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋原子炉 棟 3 階	±0.1N デカード (N=7) *15
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋原子炉 棟地下 1 階	±0.1N デカード (N=7) *15
起動領域計装	核分裂 電離箱	10 ⁻¹ ~10 ⁵ cps (1.0×10 ³ ~1.0×10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹) 0~40 % 又は 0~125 % (1.0×10 ⁸ ~1.5×10 ¹³ cm ⁻² ・s ⁻¹)	8	原子炉格納容器内	7.3×10 ^{N-1} ~ 1.38×10 ^N cps N: -1~6 又は±2.0 %
出力領域計装	核分裂 電離箱	0~125 % (1.0×10 ¹² ~1.0×10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹)	2*9	原子炉格納容器内	±2.7 %
フィルタ装置水位	差圧式 水位検出器	180~5500 mm	2	格納容器圧力逃がし装置格納槽内	±43 mm
フィルタ装置圧力	弾性 圧力検出器	0~1 MPa [gage]	1	格納容器圧力逃がし装置格納槽内	±8.0 kPa
フィルタ装置スクラビング水温度	熱電対	0~300 °C	1	格納容器圧力逃がし装置格納槽内	±3.3 °C

表 7-2 計装設備の計器誤差について (3/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*14
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟 1階	$\pm 0.1N$ デカード (N=7) *15
		$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	1	屋外 (原子炉建屋南側外壁面)	$\pm 0.1N$ デカード (N=7) *15
		$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟 1階	$\pm 0.1N$ デカード (N=7) *15
フィルタ装置入口水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~100 %	2	原子炉建屋付属棟 3階	± 2.1 %
耐圧強化ベント系放射線モニタ	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h	2	屋外 (原子炉建屋東側外壁面)	$\pm 0.1N$ デカード (N=7) *15
代替循環冷却系ポンプ入口温度	熱電対	0~100 °C	2	原子炉建屋原子炉棟地下2階	± 1.1 °C
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	0~300 °C	2	原子炉建屋原子炉棟1階	± 3.4 °C
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	0~300 °C	2	原子炉建屋原子炉棟地下1階	± 3.4 °C
残留熱除去系海水系系統流量	差圧式流量検出器	0~550 L/s	1	原子炉建屋原子炉棟地下2階	± 4.8 L/s
			1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階	± 4.8 L/s
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	差圧式流量検出器	0~800 m ³ /h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階	± 6.4 m ³ /h
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	差圧式流量検出器	0~50 m ³ /h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階	± 0.4 m ³ /h
代替淡水貯槽水位	差圧式水位検出器	0~20 m	1	常設低圧代替注水系ポンプ室内	± 16 cm
西側淡水貯水設備水位	電波式水位検出器	0~6.5 m	1	常設代替高圧電源装置置場 (地下)	± 4.7 cm
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10 MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階	± 86 kPa
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~5 MPa [gage]	2	常設低圧代替注水系ポンプ室内	± 40 kPa
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~5 MPa [gage]	2	原子炉建屋原子炉棟地下2階	± 40 kPa
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10 MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階	± 86 kPa
高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階	± 86 kPa
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~4 MPa [gage]	3	原子炉建屋原子炉棟地下1階	± 35 kPa
低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~4 MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階	± 35 kPa

表 7-2 計装設備の計器誤差について (4/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*14
原子炉建屋水素濃度	触媒式水素検出器	0~10 %	2	原子炉建屋原子炉棟6階	±0.6 %
	熱伝導式水素検出器	0~20 %	3	原子炉建屋原子炉棟地下1階, 2階	±1.1 %
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	熱電対	0~300 °C	4*10	原子炉建屋原子炉棟6階	±3.5 °C
格納容器内酸素濃度 (SA)	磁気力式酸素検出器	0~25 %	2	原子炉建屋原子炉棟2, 3階	±1.1 %
使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	ガイドパルス式水位検出器	-4300~+7200 mm (EL. 35077~46577 mm) *11	1	原子炉建屋原子炉棟6階	±173 mm
	測温抵抗体	0~120 °C	1*12		±3.0 °C
使用済燃料プール温度 (SA)	熱電対	0~120 °C	1*13	原子炉建屋原子炉棟6階	±1.1 °C
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	1	原子炉建屋原子炉棟6階	±0.1N デカード (N=7) *15
		10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	1		±0.1N デカード (N=7) *15
使用済燃料プール監視カメラ	赤外線カメラ	— (映像)	1	原子炉建屋原子炉棟6階	— (映像)

- *1 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1340 cm)
- *2 基準点は燃料有効長頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 920 cm)
- *3 原子炉圧力容器破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0 m, 0.2 m 位置水温計兼デブリ検知器)
- *4 格納容器下部底面 (コリウムシールド上表面: EL. 11806 mm) からの高さ
- *5 基準点は通常運転水位: EL. 3030 mm (サブプレッション・チェンバ底部より 7030 mm)
- *6 原子炉圧力容器破損前までの水位管理 (高さ 1 m 超水位計)
- *7 原子炉圧力容器破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ<0.2 m の場合) (高さ 0.5 m, 1.0 m 未満水位計)
- *8 原子炉圧力容器破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ≥0.2 m の場合) (満水管理水位計)
- *9 出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち, A, B の 2 チャンネルが対象。出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個, B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
- *10 2 基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置
- *11 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端: EL. 39377 mm (使用済燃料プール底部より 4688 mm)
- *12 検出点 2 箇所
- *13 検出点 8 箇所
- *14 検出器~SA 監視操作盤の誤差
- *15 指示に対して最大で指示値×10 (±0.1N) の誤差が発生する

補足-240-2 【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…	1
2. 過渡時自動減圧系の回路構成について……………	2
2.1 残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立について……………	2
2.2 タイマーによる時間遅れについて……………	2
3. 設置許可申請書における原子炉水位設定値の記載適正化について……………	3
4. 計装誤差に含まれる余裕の考え方について……………	10

1. 原子炉圧力高設定値について

原子炉圧力高（ATWS）信号は、原子炉非常停止信号によるスクラム動作に失敗した際に、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圧力高（スクラム）が先に発信し、その後の圧力上昇に対して原子炉圧力高（ATWS）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（ATWS）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。

このため、実設計では、計装誤差を考慮しても、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 1.1-1 に示す。

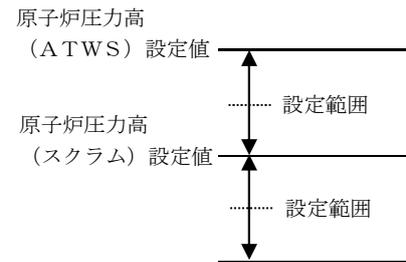


図 1.1-1 設定値の相対関係

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 1.2-1 に示すとおりとなる。

原子炉圧力高（ATWS）の下限値（図 1.2-1 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原子炉圧力高設定値（スクラム）より低い値とならないこと
- ・③原子炉圧力高（ATWS）設定値は逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッション・プールへの熱負荷を考慮し、可能な限り低く設定すること

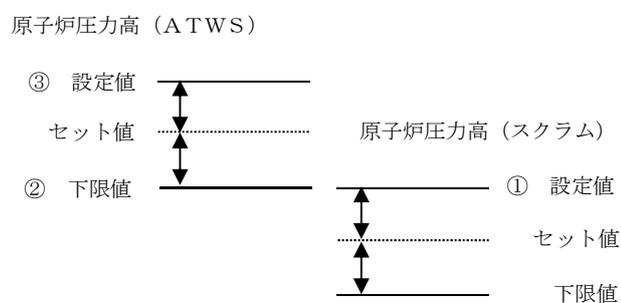


図 1.2-1 原子炉圧力高（スクラム）と原子炉圧力高（ATWS）の相対関係

ここで、原子炉圧力高（スクラム）の設定値を、最大の計装誤差を考慮した原子炉圧力高（ATWS）の下限値とすることが、上記要件を満足させられる設定点となる。

2. 過渡時自動減圧機能の回路構成について

過渡時自動減圧機能の論理回路は、原子炉水位異常低下（レベル1）、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立の信号及び時間遅れを設けるタイマーより構成される。作動回路の概略を「図 2-1 過渡時自動減圧機能作動回路の概略図」に示す。

2.1 残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立について

過渡時自動減圧機能により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ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプによる注水が必要であることから、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転の場合に作動する設計とする。

各ポンプの吐出圧力確立の信号は、各ポンプの吐出配管に設置されている圧力検出器により検出し警報設定器により接点信号を出力する。動作値は各ポンプの運転時の吐出圧力を考慮し、残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）の吐出圧力確立を 0.69 MPa、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力確立を 0.98 MPa としている。

2.2 タイマーによる時間遅れについて

過渡時自動減圧機能は、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。

自動減圧系本来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異常低下（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、過渡時自動減圧機能には、設備誤作動時に原子炉の運転を阻害しないように起動阻止スイッチ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、過渡時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 分後に過渡時自動減圧機能論理による減圧で低圧注水系等により十分な炉心冷却が可能である。

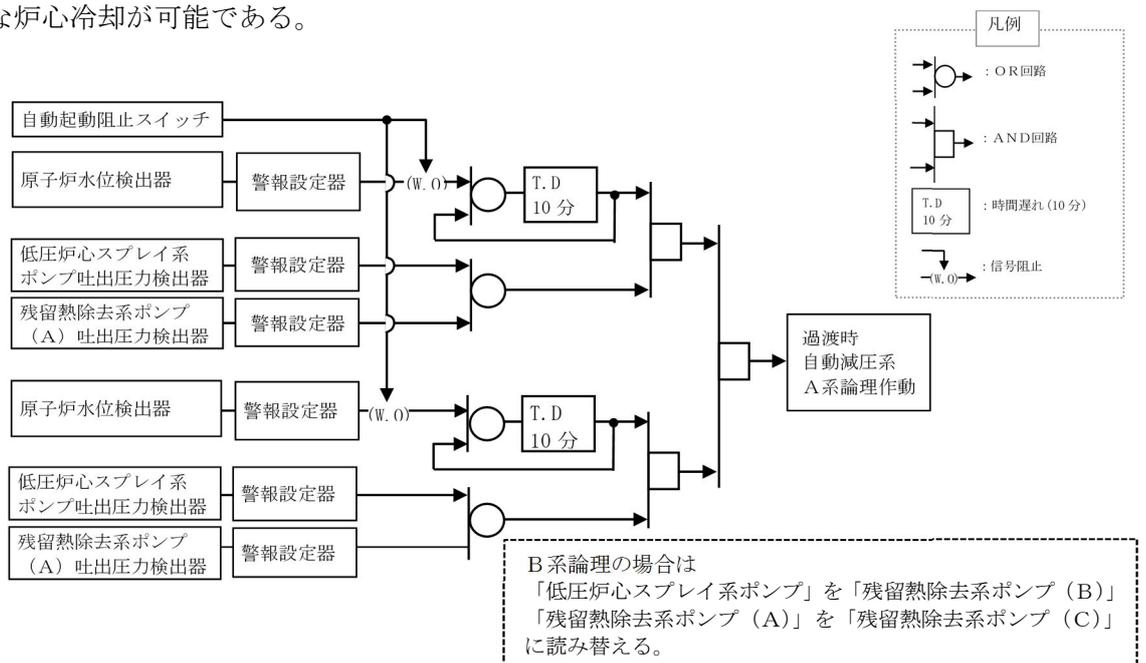


図 2.2-1 過渡時自動減圧機能作動回路の概略図

3. 設置許可申請書における原子炉水位設定値の記載適正化について
(原子炉水位設定値変更の経緯として公開資料を添付)

資料番号：C-18-1 改2

平成30年2月19日
日本原子力発電(株)

設置許可申請書における原子炉水位設定値の記載適正化について

1. はじめに

現在対応中の設置変更許可申請書等の審査書類における燃料有効長頂部(以下、「TAF」という。)の記載値誤りとは別の原子炉水位に関連する記載の不整合事案として、添付書類八(以下、「添八」という。)と添付書類十(以下、「添十」という。)との間の原子炉水位設定値に係る記載の不整合が過去に確認されている。この記載不整合事案については、各々の記載値には相応の根拠があることから記載間違いとまでは言えず、また評価結果に与える影響が軽微であることを感度解析により確認し、安全上直ちに問題になるものではないと考えることから、記載の適正化は、10×10燃料導入時など、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全解析がともに変更となるタイミングで実施するものとしていた。(別紙1, 2)

2. 対応方針

今回のTAFの記載値誤りへの対応の中で、燃料域水位計の基準点^{*1}を修正し運用管理を適正化することから、併せて原子炉水位設定値に係る不整合事案のうち、運用管理に係る原子炉水位設定値^{*2}の記載についても適正化を図る。

(※1) 燃料域水位計はTAFを基準点としている。

(※2) 以下の原子炉水位設定値をいう。

- ・原子炉水位異常低下(レベル1)(以下、「L-1」という。)
- ・原子炉水位異常低下(レベル2)(以下、「L-2」という。)
- ・原子炉水位低(レベル3)(以下、「L-3」という。)
- ・原子炉水位高(レベル8)(以下、「L-8」という。)

(1) L-1, L-2及びL-3設定値の添八記載値について、設計基準事故及び有効性評価に係る添十記載値と整合するよう、以下のとおり変更する。

- ① L-1 ; RPV底部から 961 cm
- ② L-2 ; RPV底部から 1,243 cm
- ③ L-3 ; RPV底部から 1,372 cm

(2) L-1, L-2及びL-3設定値の記載のある審査資料について、上記(1)に合わせて修正する。また、L-8設定値の記載のある審査資料について、有効性評価に係る添十記載値と整合するよう、以下のとおり変更する。

- ④ L-8 ; RPV底部から 1,481 cm

以上

表1 添十と添八における設定値比較表（現状）

項目	添付書類十（設計基準事故）	添付書類八
L-1	セパレータスカート下端から-345cm [961 cm（ベッセルゼロより上）]	960 cm（ベッセルゼロより上）
L-2	セパレータスカート下端から-63cm [1,243 cm（ベッセルゼロより上）]	1,245 cm（ベッセルゼロより上）
L-3	セパレータスカート下端から+66cm [1,372 cm（ベッセルゼロより上）]	1,370 cm（ベッセルゼロより上）
L-8	セパレータスカート下端から+175cm [1,481 cm（ベッセルゼロより上）]	記載なし

（注） []内の数値は、比較のため申請書記載値から換算した値

添八及び添十における原子炉水位設定値の記載の考え方について

(1) 原子炉水位設定値に係る添十及び添八記載値の差異について

東海第二の設置許可申請書 添付書類十における原子炉水位設定値については、GEのオリジナル設計をベースに単位換算 (inch⇒cm) し設定されている。一方で、添付書類八は、単位換算し 5 cm 単位で端数処理した値が設定されている。

(2) 添十 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における L-2 設定値

添十の設計基準事故評価においては、上記 (1) の設定値を使用している。一方で、運転時の異常な過渡変化評価においては、主蒸気隔離弁の閉止が早くなる保守的な設定を使用している。

以上

L-2 設定値の不整合が運転時の異常な過渡変化解析に与える影響について

添十の運転時の異常な過渡変化解析のうち L-2 設定値については、主蒸気隔離弁閉止のタイミングが早くなる保守的な条件設定をしており、設計基準事故の解析条件と不整合があるものの、感度解析により評価結果に与える影響は非常に小さいことを以下のとおり確認していることから、今後当該解析が変更となるタイミングで適正化する。

1. 運転時の異常な過渡変化解析における L-2 設定値の影響

(1) 主蒸気隔離弁閉止

原子炉水位が低下し、L-2にて主蒸気隔離弁が閉止すると、原子炉圧力は上昇し、その後逃がし安全弁により制御される。主蒸気隔離弁閉止のタイミングが早まる場合、原子炉圧力評価の観点で厳しい条件となる。

(2) 原子炉再循環ポンプトリップ

原子炉水位が低下し、L-2にて原子炉再循環ポンプがトリップすると、炉心流量は低下し、最終的には自然循環流量に静定する。原子炉スクラムが発生していない状態で原子炉再循環ポンプトリップのタイミングが早まる場合、原子炉出力の低下タイミングが早まるが、運転時の異常な過渡変化解析のうち L-2 まで水位が低下する事象では、再循環ポンプトリップ発生までに原子炉スクラムが発生していることから影響はない。

(3) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系起動

原子炉水位が低下し、L-2にて原子炉隔離時冷却系等が起動すると、原子炉水位が上昇する。但し、運転時の異常な過渡変化は、プラントに外乱が発生した場合の事象初期の過渡変化に伴う最小限界出力比等への影響を確認するものであることから、解析上 L-2 の原子炉隔離時冷却系等の起動を模擬していないため影響はない。

2. L-2 設定値の不整合が運転時の異常な過渡変化解析に与える影響（感度解析）

上記を踏まえ、L-2 設定値の不整合が運転時の異常な過渡変化解析に与える影響を確認するため、L-2にて主蒸気隔離弁の閉止が発生する「給水流量の全喪失」を対象に感度解析を実施した。解析条件の比較を表 1 に、解析結果の比較を表 2 に、解析結果を図 1 に示す。

感度解析の結果、評価項目となるパラメータである「最小限界出力比（表 2 では初期値からの変化幅 $\Delta MCPR$ で提示)」、「表面熱流束」及び「原子炉冷却材圧力パウンダリにかかる圧力（表 2 では原子炉圧力を提示）」の最大値に変化はなく、L-2 設定値の不整合が運転時の異常な過渡変化解析に与える影響は非常に小さいことを確認した。

以上

表1 解析条件の比較

解析条件	ベースケース	感度解析	感度解析条件設定の考え方
L-2	セパレータスカート 下端から-59 cm	セパレータスカート 下端から-63 cm	記載不整合を踏まえて設定
燃料	9×9燃料 (A型) 9×9燃料 (B型)	9×9燃料 (B型)	A型/B型で挙動に有意な差がないことから代表としてB型を設定

表2 解析結果の比較

評価項目となるパラメータ	ベースケース (L-2 ; セパレータスカート 下端から-59 cm)	感度解析 (L-2 ; セパレータスカート 下端から-63 cm)
原子炉圧力 (MPa [gage])	7.53	7.53
表面熱流束 (%)	初期値以下	初期値以下
Δ MCPR	0.00	0.00

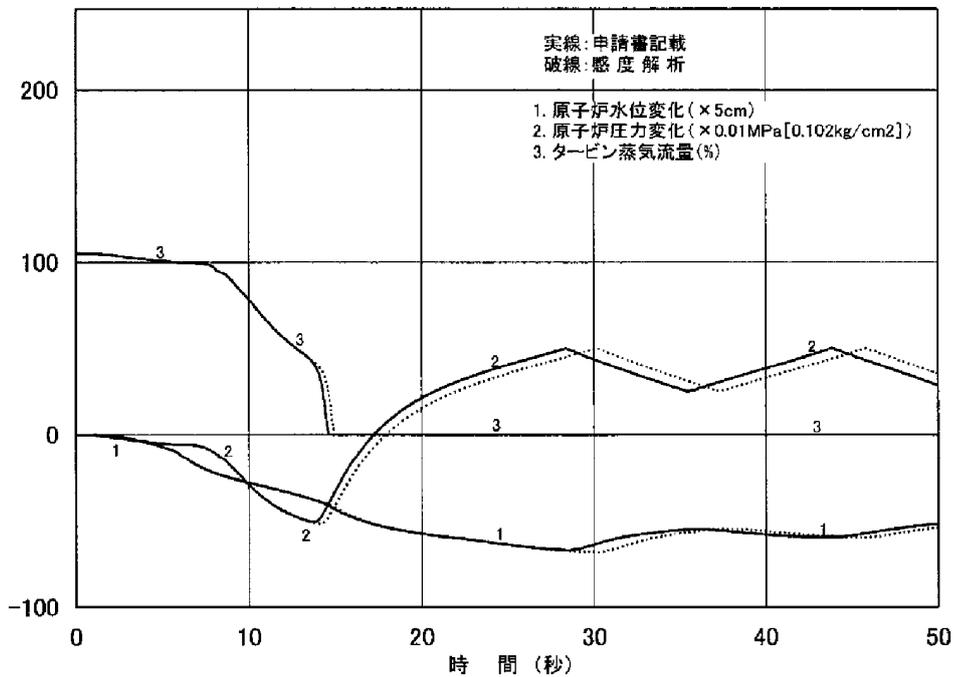
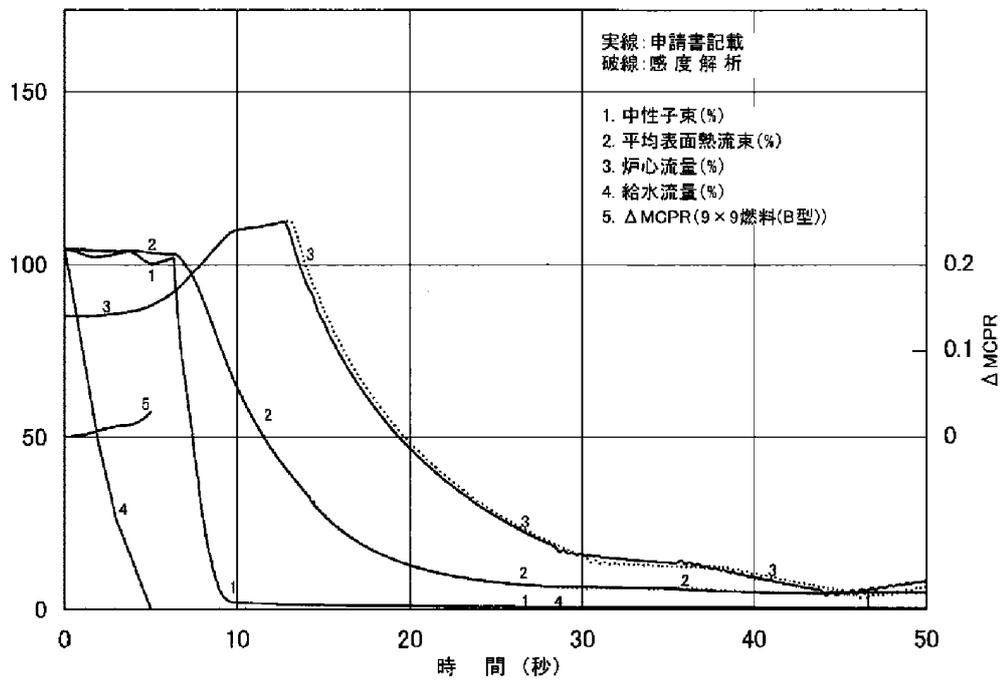
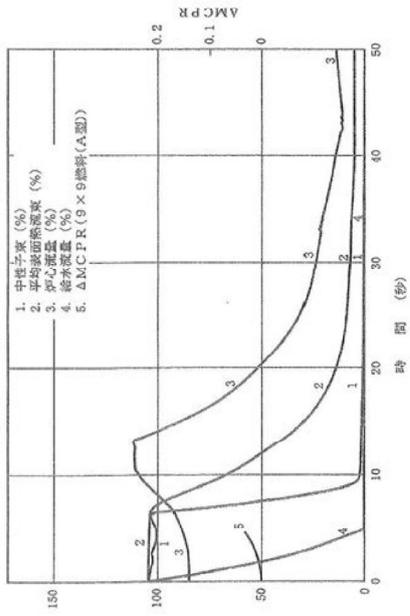


図1 給水流量の全喪失時の過渡変化解析結果 (感度解析)

9 × 9 燃料 A 型



9 × 9 燃料 B 型

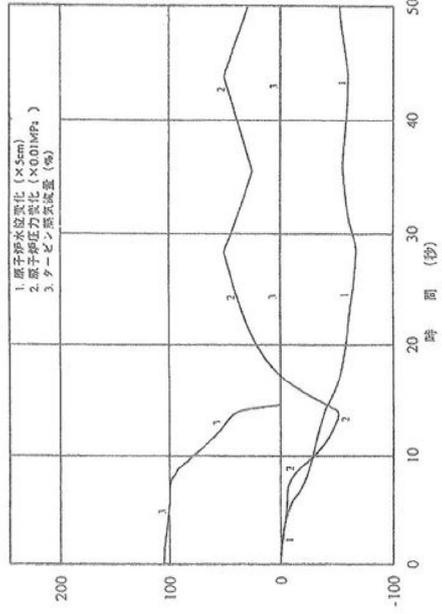
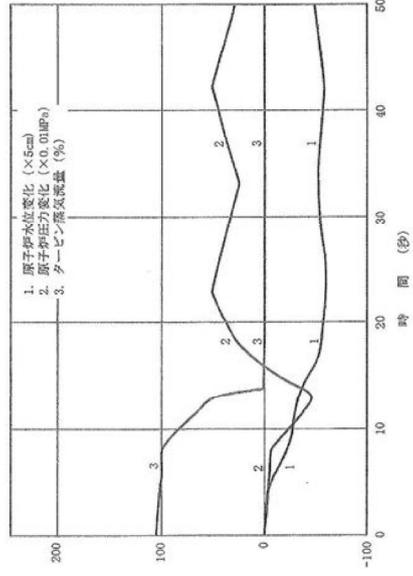
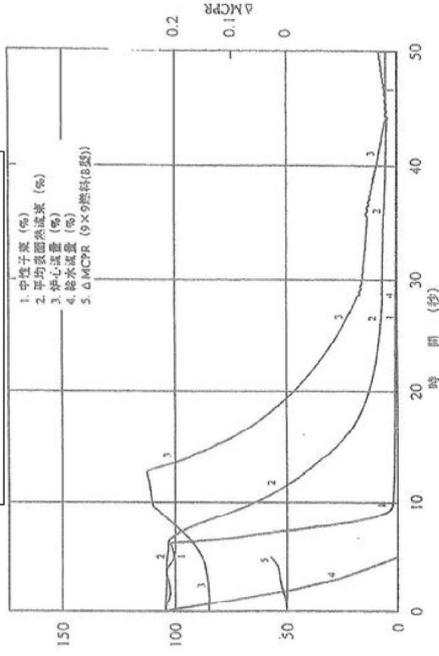


図 2 (参考) 給水流量の全喪失時の過渡変化解析結果 (A型/B型の比較)

4. 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 4-1 に示す通り、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、原子炉水位低の信号を挙げる。運開時の原子炉水位低の計器誤差は 7.6 cm であるため、計器誤差を切上げて計装誤差を 8 cm とした際に 0.4 cm の差分が発生する。当初はこの 0.4 cm の差分を余裕としていた。現在は、計器を交換したことで計器精度は 0.8 cm となっているが、計装誤差は運開時の値を使用しているため、余裕は計装誤差 8 cm から現在の原子炉水位低の計器誤差 0.8 cm を引いた 7.2 cm としている。（表 4-1 参照）

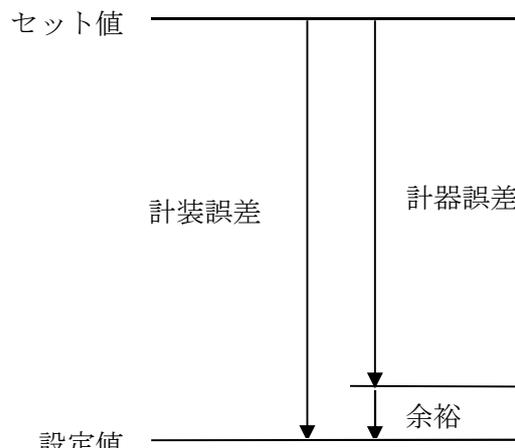


図 4-1 計装誤差の概念

表 4-1 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 (運開時)	余裕 (運開時)	計器誤差 (現在)	余裕 (現在)
原子炉水位低	8 cm	7.6 cm	0.4 cm	0.8 cm	7.2 cm
原子炉圧力異常低下 (レベル 2)	4 cm	3.8 cm	0.2 cm	2.9 cm	1.1 cm
原子炉圧力異常低下 (レベル 1)	4 cm	3.8 cm	0.2 cm	2.9 cm	1.1 cm
原子炉圧力高	0.07 MPa	0.069 MPa	0.001 MPa	0.057 MPa	0.013 MPa

補足-240-3 【安全保護系の応答時間について】

目次

1. 安全保護系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 安全保護系の応答時間について	2
1.3 安全保護系の応答時間の根拠について	6
1.4 安全保護系の応答時間の確認について	10

1. 安全保護系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緊急停止系作動回路は、発電用原子炉の安全性を損なうおそれのある運転時の異常な過渡変化、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。

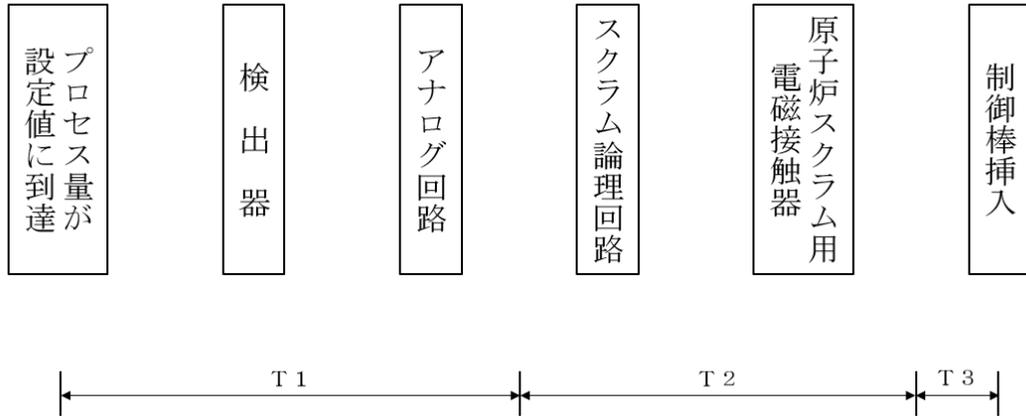
その他の工学的安全施設等の作動回路は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために、ATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）及びATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を作動させる。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために、過渡時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安全保護系の応答時間及びその他の工学的安全施設等としてATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の応答時間について説明する。

1.2 安全保護系の応答時間について

(1) 原子炉緊急停止系作動回路

原子炉緊急停止系作動回路の原子炉スクラム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

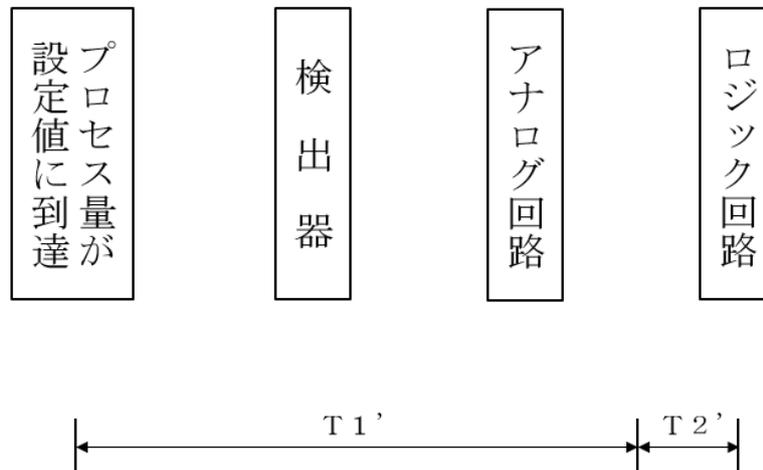
T 3 : 原子炉スクラム用電磁接触器の動作から制御棒が全ストロークの 90 %に至るまでの時間

原子炉スクラム信号の応答時間

原子炉スクラム信号		応答時間 (秒)				
		T 1	T 2	合計 (T 1+T 2)	T 3	合計 (T 1+T 2+T 3)
原子炉圧力高				0.55	3.5	4.05
原子炉水位低				1.05		4.55
中性子束高	出力領域計装			0.09		3.59
	起動領域計装			0.09		3.59
原子炉出力ペリオド短				0.20		3.70
主蒸気隔離弁閉				0.06		3.56
主蒸気止め弁閉				0.06		3.56
蒸気加減弁急速閉				0.08		3.58

(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

$T2'$: ロジック回路部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

ATWS緩和設備 (代替再循環系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 (ATWS)			0.64

1.3 安全保護系の応答時間の根拠について

(1) 原子炉スクラム信号

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（原子炉スクラム信号の応答時間：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～T3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。

原子炉スクラム信号	応答時間の根拠			
	T1	T2	T3	T1+T2+T3
原子炉圧力高			3.5 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 90 %に至るまでの時間を考慮して 3.5 秒とし、上記範囲内に収まることを定期事業者検査等で確認している。	4.05 秒
原子炉水位低		同上	3.5 秒	4.55 秒

原子炉スクラム信号	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 (起動領域計装)			3.5 秒	3.59 秒
		原子炉圧力高に同じ。		
原子炉出力ペリオド短			3.5 秒	3.70 秒
			3.5 秒	3.56 秒
主蒸気隔離弁閉 主蒸気止め弁閉		同上		

原子炉スクラム信号	応答時間の根拠			
	T 1	T 2	T 3	T 1+T 2+T 3
蒸気加減弁急速閉			3.5 秒	3.58 秒
		原子炉圧力高に同じ。		

(2) 工学的安全施設作動信号

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。

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

1.4 安全保護系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スクラム信号及び工学的な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) 原子炉緊急停止系作動回路の応答時間

原子炉スクラム信号の各応答時間（ $T_1 \sim T_3$ ）の確認について以下に示す。

- ① 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継電器が動作するまでの応答時間を計測している。
- ② 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することが可能である。
- ③ 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90%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90%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) 工学的な安全施設作動回路

- ① 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。
- ② T_2' ：ロジック回路部での信号処理遅れ時間
ロジック回路部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。

補足-240-4 【中央制御室の機能に関する説明書に係る
補足説明資料】

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 現場操作が必要となる操作の抽出
 - 1.2 環境条件の抽出
 - 1.3 環境条件下における操作の容易性
- 2 誤操作防止対策
 - 2.1 中央制御室の誤操作防止対策
 - 2.2 中央制御室以外の誤操作防止対策
 - 2.3 その他の誤操作防止対策
- 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
 - 3.2 津波・構内監視カメラについて
 - 3.3 津波・監視カメラ映像サンプル
 - 3.4 津波・監視カメラで把握可能な自然現象等
 - 3.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ
- 4 酸素濃度計等
 - 4.1 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要
 - 4.2 酸素濃度，二酸化炭素濃度の管理

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
- ・ 原子炉保護系母線停止操作
- ・ 使用済燃料プール冷却・注水機能復旧操作
- ・ 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作
- ・ 中央制御室外原子炉停止操作

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6条に示す設計基準事象，内部火災，内部溢水，設計基準事故等を想定する。なお，設置許可基準規則第6条で整理した「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）」は，考慮が不要もしくは自然現象に包絡される。

これらの起回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第 1.2-1 表に、中央制御室以外の場所における環境条件を第 1.2-2 表に示す。

第 1.2-1 表 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (1/3)

起回事象	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及び火災報知設備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定類に定め、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。
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	中央制御室内には溢水源がない設計とする。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。
地震	余震	中央制御室及び制御盤は、原子炉建屋付属棟に設置し、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、制御盤に手摺を設置するとともに天井照明設備には落下防止措置を講じることにより、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具への誤接触を防止できる設計とする。

第 1.2-1 表 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (2/3)

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
地震	外部電源喪失又は全交流動力電源喪失による照明等の所内電源の喪失	<p>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（森林火災）及び火山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^{※1}からの給電により、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。</p> <p>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を確保する設計とする。</p> <p>また、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明のほか、中央制御室には可搬型照明を配備し、操作が必要な盤面や計器等を照らすことで運転操作を可能とする。</p> <p>※1 非常用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。</p> <p>地震：耐震Sクラスであり、基準地震動に対して、健全性を確保する。</p> <p>竜巻：設計基準の竜巻による複合荷重（風圧、気圧差、飛来物衝撃力）に対して、外殻その他による防護で健全性を確保する。</p> <p>風：設計基準の風（台風）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。</p> <p>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。</p> <p>落雷：設計基準の電撃電流値に対して、避雷設備等による防護で健全性を確保する。</p> <p>外部火災：防火帯の内側に設置することにより延焼を防止し、熱影響に対しては隔離距離の確保によって健全性を確保する。また、ばい煙の侵入に対してはフィルタによる防護で健全性を確保する。</p> <p>火山：想定する降下火砕物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、降下火砕物の侵入に対してはフィルタによる防護で健全性を確保する。</p>
竜巻・風（台風）		
積雪		
落雷		
外部火災（森林火災）		
火山		
外部火災（森林火災）	燃焼ガス、ばい煙や有毒ガス発生による中央制御室内環境への影響	中央制御室換気系の給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し、閉回路循環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。
火山	降下火砕物による中央制御室内環境への影響	
凍結	凍結による中央制御室内環境への影響	中央制御室の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。

第 1.2-1 表 中央制御室に同時にもたらされる環境条件への対応 (3/3)

起回事象	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
津波	—※1	—
降水	—※2	—
生物学的事象	—※3	—
高潮	—※4	—

- ※1 津波防護対象設備は、津波の敷地への流入防止、漏水による安全機能又は重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止、津波防護の多重化及び水位低下による安全機能又は重大事故に対処するために必要な機能への影響防止を考慮した津波防護対策を講じる設計とするため、中央制御室の環境条件に影響はない。
- ※2 外部事象防護対象施設は、森林法に基づき観測記録を上回る設計基準降水量を設定し、構内排水路を設けて海域へ排水を行うことにより、その安全性を損なうおそれがない設計とする。また、重大事故等対処設備は、降水に対して防水対策を行う設計とする。これらのことから、降水は中央制御室の環境条件に影響はない。
- ※3 外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備は、海生生物及び小動物の侵入を防止する設計とするため、中央制御室の環境条件に影響はない。
- ※4 外部事象防護対象施設及び重大事故等対処設備は、高潮の影響を受けない敷地高さ以上に設置し高潮により影響を受けない設計とするため、中央制御室の環境条件に影響はない。

第 1.2-2 表 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 ^{※1} 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に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こととしている。
竜巻・ 風（台風）	外部電源喪失又は全交流動力電源喪失による照明等の所内電源の喪失	外部電源喪失時においても、現場の照明は、非常用ディーゼル発電機から給電され ^{※2} 、機能が喪失することはない設計とし、また、蓄電池内蔵型照明を備えており、機能が喪失しない設計とする。 ※2 各自然現象に対する非常用ディーゼル発電機の健全性確保状況については、第 1.2-1 表と同様。
積雪		
落雷		
外部火災 (森林火災)		
火山		
外部火災 (森林火災)	燃焼ガス、ばい煙や有毒ガスによる建屋内環境への影響	外気取り入れ運転を行っている建屋換気系は、外気取り入れ口にフィルタを設置しているため、建屋内環境への影響はない。また、建屋換気系を停止し、外気取り入れを遮断することから建屋内環境への影響はない。
火山	降下火砕物による建屋内環境への影響	
凍結	凍結による建屋内環境への影響	建屋換気系により環境温度が維持されるため、建屋内環境への影響はない。
津波	—	—
降水	—	—
生物学的事象	—	—
高潮	—	—

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) 温度

中央制御室の換気系により、運転操作に適した室温（21℃～24℃）に調整可能な設計としている。

(b) 照度

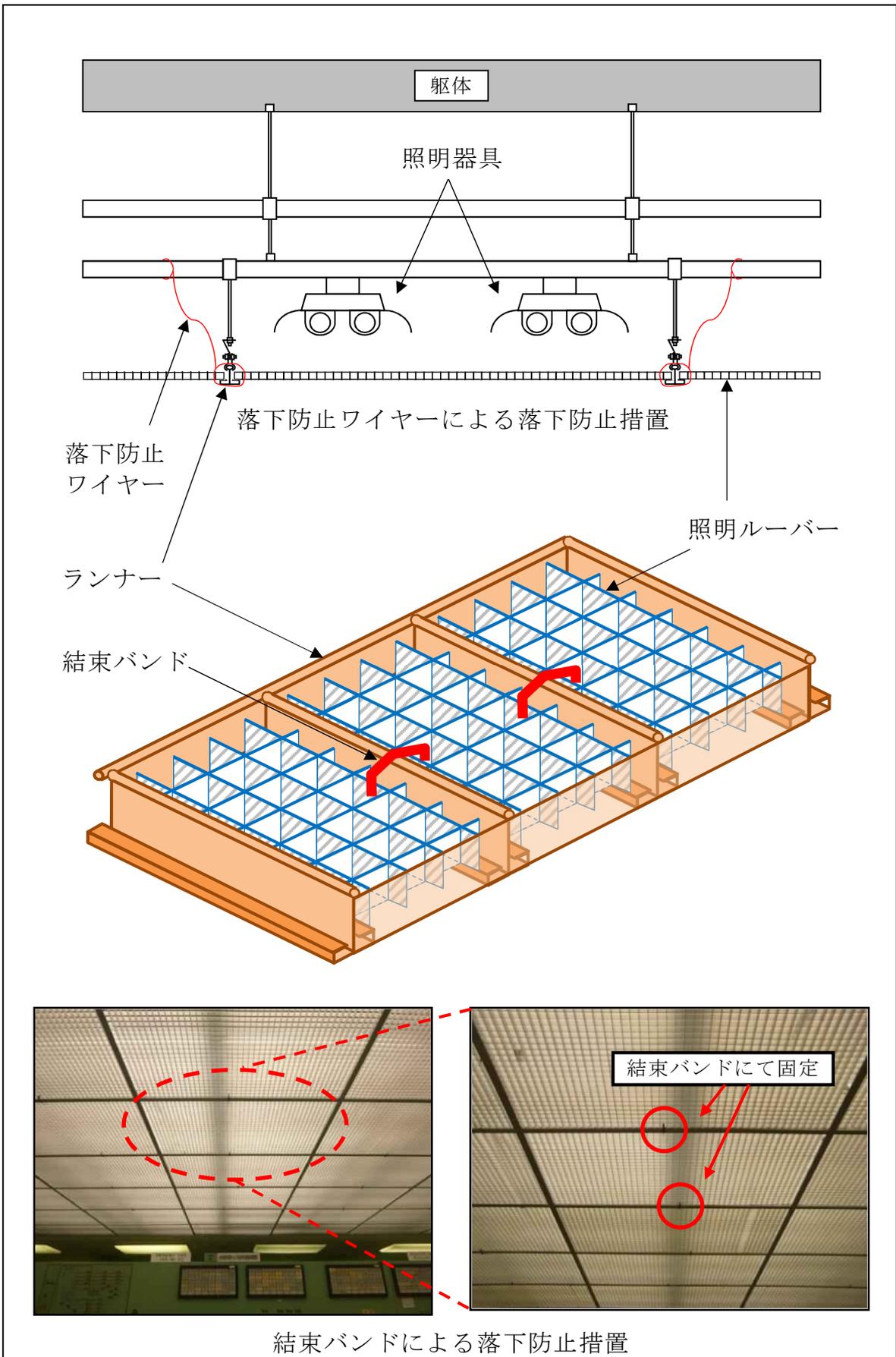
中央制御室の照明設備については、運転監視業務に加え、机上業務も考慮して運転員常駐箇所は通常 1,000 ルクスを確保可能な設計とする。

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、天井に照明ルーバーを設置しており、照明ルーバーは地震等での落下を防止するため、落下防止ワイヤーの設置及び結束バンドによる固定を行う。

(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（室内騒音条件として 85dB（A）未満^{*1}の設計）とする。

※1 騒音障害防止のためのガイドラインに基づく、管理区分Ⅰ（「作業環境の継続的維持に努める」としている管理区分）となる基準値



第 1.3-1 図 中央制御室照明ルーバー落下防止措置

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

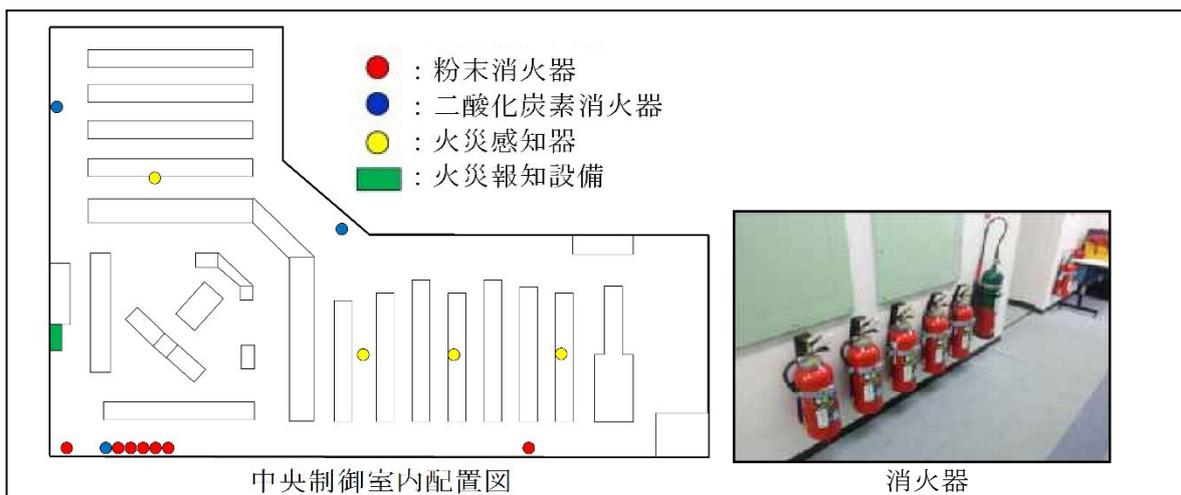
中央制御室における環境条件に対し、以下のとおり設計する。

(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及び火災報知設備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。

(b) 地震

中央制御室及び制御盤は、原子炉建屋付属棟内に設置し、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、制御盤に手摺を設置するとともに天井照明設備には落下防止措置を講じることにより、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具への誤接触を防止できる設計とする。



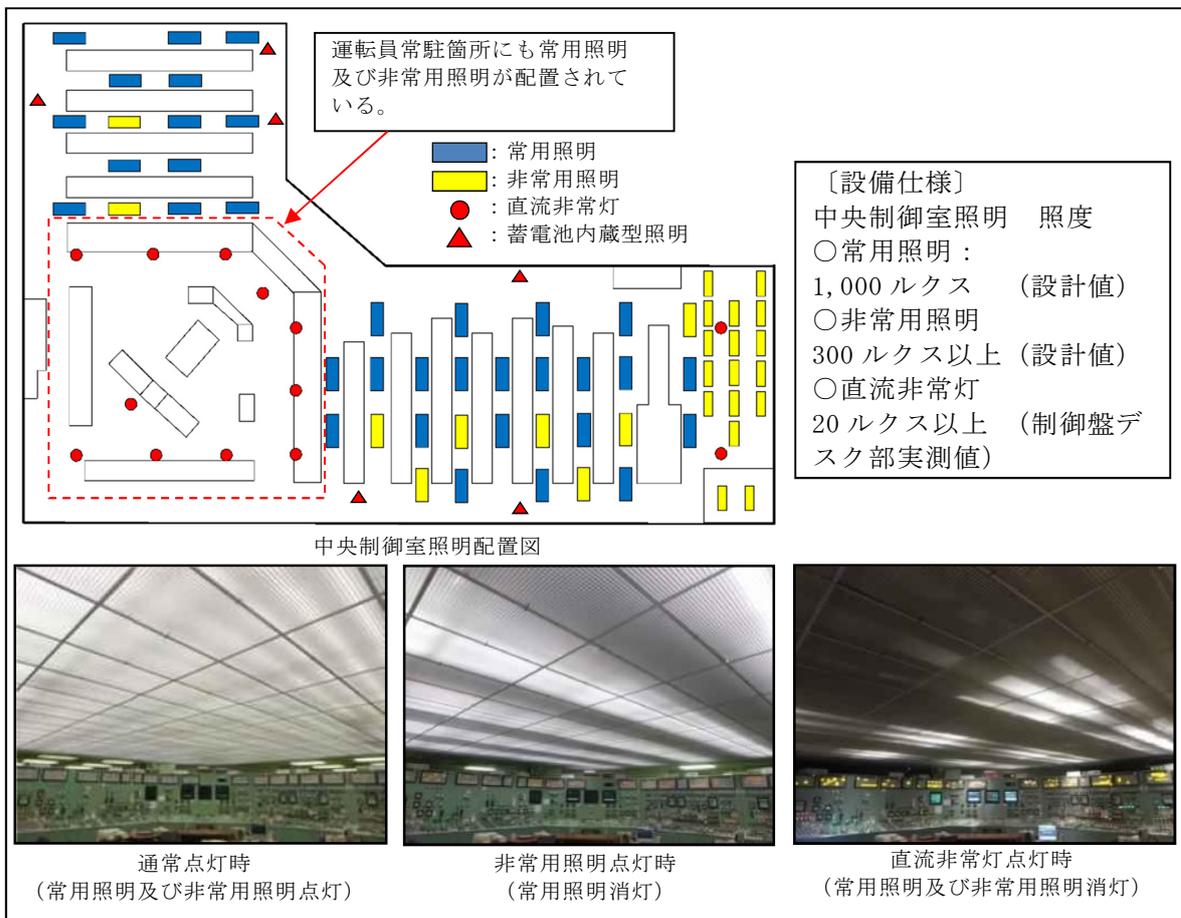
第 1.3-2 図 中央制御室の火災防護措置

(c) 外部電源喪失又は全交流動力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（森林火災）及び火山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からの給電により、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（制御盤デスク部：300ルクス以上）を確保する設計とする。

また、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明のほか、中央制御室には可搬型照明を配備し、操作が必要な盤面や計器等を照らすことで運転操作を可能とする。

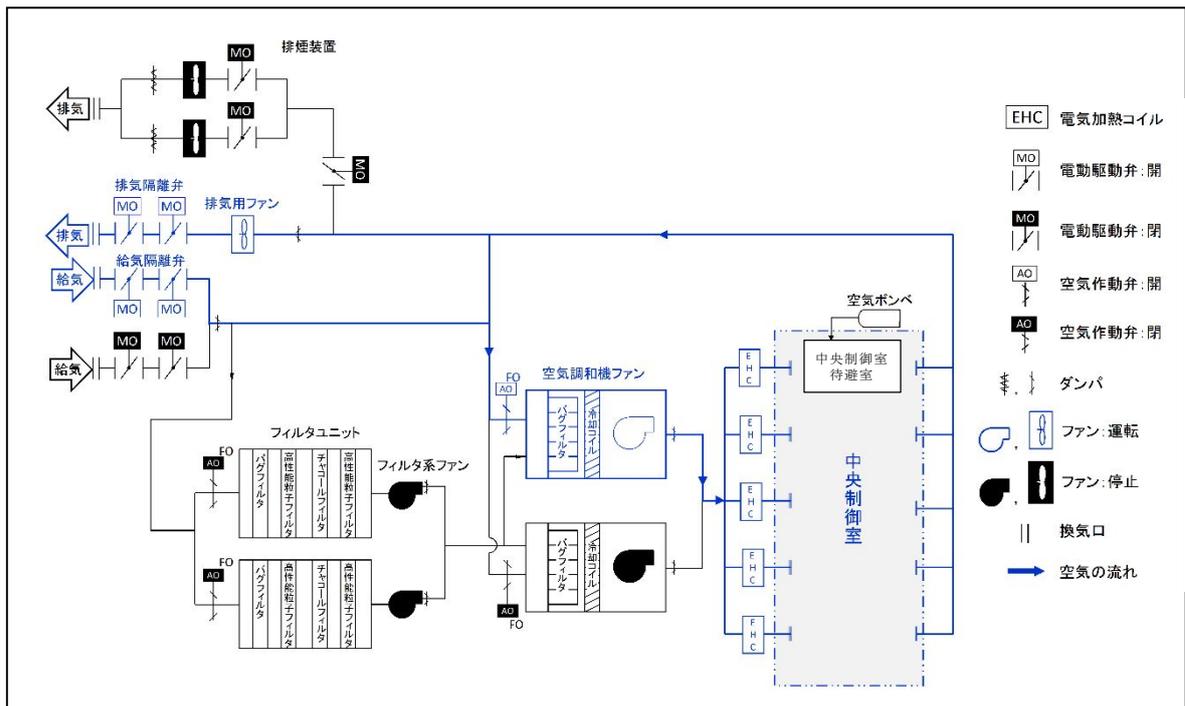


第 1.3-3 図 中央制御室の照明設備

(d) ばい煙等の発生による中央制御室内環境への影響

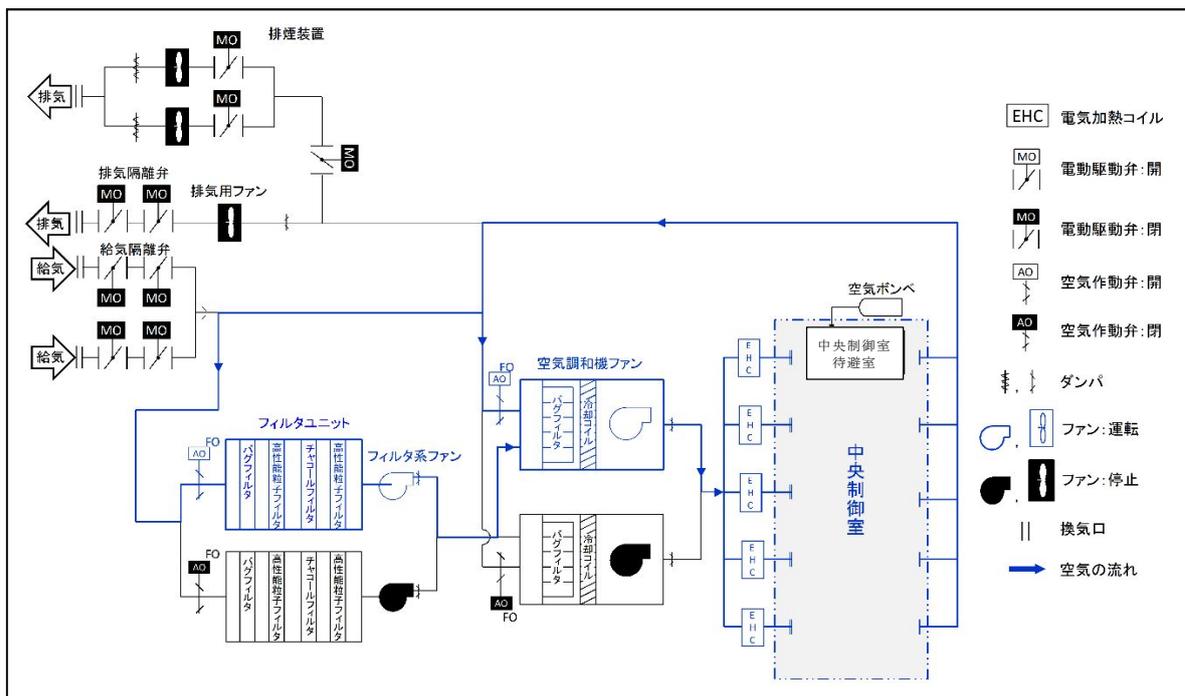
燃焼ガス，ばい煙，有毒ガス又は降下火砕物による中央制御室内の操作環境の悪化に対しては，手動で中央制御室換気系の給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し，閉回路循環運転を行うことで外気を遮断することから，運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

- ・中央制御室換気系について，通常運転時は給気隔離弁，空気調和機ファン及び排気用ファンにより中央制御室の換気を行う。外気及び再循環空気は，空気調和機ファンにより中央制御室に供給し，排気用ファンにより中央制御室外に直接排気する設計とする。



第 1.3-4 図 中央制御室換気系の概要図（通常運転時）

- ・事故時は、給気隔離弁及び排気隔離弁を閉操作することで、外気から隔離し、室内空気を空気調和機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フィルタユニット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、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。



第 1.3-5 図 中央制御室換気系の概要図（閉回路循環運転時）

- ・ 燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス又は降下火砕物に対しては、手動で給気隔離弁及び排気隔離弁を閉操作し、閉回路循環運転へ切り替えることで外気を遮断する設計とする。

中央制御室換気系仕様

空気調和機ファン	台数：2台
	容量：約 42,500m ³ /h（1台あたり）
排気用ファン	台数：1台
	容量：約 3,400m ³ /h（1台あたり）
フィルタ系ファン	台数：2台
	容量：約 5,100m ³ /h（1台あたり）
フィルタユニット	基数：2基
高性能粒子フィルタ	粒子除去効率：99.97%以上
チャコールフィルタ	よう素除去効率：97%以上

(e) 内部溢水による中央制御室内環境への影響

中央制御室内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

中央制御室の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) 原子炉保護系母線停止操作

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、原子炉をスクラムさせる必要がある場合には、現場での原子炉保護系母線停止操作が必要となる。

(b) 使用済燃料プール冷却・注水機能復旧操作

地震時の溢水の要因により燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した際に、残留熱除去系により使用済燃料プールの冷却及び注水機能を維持する必要があり、その際に現場での手動弁操作が必要となる。

第 1.3-1 表 燃料プール冷却浄化系機能喪失時の残留熱除去系への切替操作のための現場操作機器

操作対象機器		対象区画
機器番号	機器名称	
E12-F170A	RHR(A)-FPC ライン隔離弁	RB-3-1 (MSIV-LCS マニホールド室)
E12-F170B	RHR(B)-FPC ライン隔離弁	
G41-F036	FPC 系-RHR 系連絡出口弁	RB-4-1 (エレベータ正面)
G41-F016	FPC 系-RHR 系連絡入口弁	RB-4-19 (FPC ポンプ室)

(c) 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作

全交流動力電源喪失時で、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に、重大事故等に対処するために必要な電力を常設代替交流電源設備から供給するため、受電準備の現場操作として不要な負荷の切り離し操作が必要となる。

(d) 中央制御室外原子炉停止操作

火災その他の異常な事態により中央制御室内での操作が困難な場合、中央制御室外原子炉停止装置において、原子炉スクラム後の高温状態から冷温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、かつ、時間的余裕がある場合は、中央制御室を出る前に原子炉スクラム操作を実施する。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論理回路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) 原子炉保護系母線停止操作

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保護系継電器盤を発火箇所とする。

それに対し、操作場所である原子炉建屋付属棟1階（電気室）は、発火箇所である中央制御室と位置的分散がなされており、想定される環境条件においてもアクセス性に影響はなく、操作可能である。

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、本操作を行う制御盤に設置されている計器を確認することにより、操作が実施されたことの確認も容易である。

(b) 使用済燃料プール冷却・注水機能復旧操作

溢水事象発生時に想定される環境条件（水位、温度、線量、化学薬品、照明、感電、漂流物）の観点から評価し、アクセス性に影響はな

く、操作可能である。

現場弁等を操作する際に使用する工具については、現場弁等の仕様や構造に応じた適正な工具を中央制御室内及び廃棄物処理操作室近傍に配備し、操作が容易に実施可能である。

(c) 全交流動力電源喪失時の負荷切り離し操作

全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が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、蓄電池内蔵型照明を設置することにより、アクセス性に影響はなく、操作可能である。また、可搬型照明を配備していることから、必要により使用することが可能である。

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、当該電源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も容易である。なお、負荷切り離し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。

(d) 中央制御室外原子炉停止操作

火災その他の異常な事態により中央制御室内での操作が困難な場合においても、中央制御室外原子炉停止装置は中央制御室から離れた場所に設置し位置的に分散されているため、想定される環境条件においてもアクセス性に影響はなく、操作可能である。

現場にて操作を行う制御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、本操作を行う制御盤に設置されている計器を確認することにより、操作が実施されたことの確認も容易である。

2 誤操作防止対策

2.1 中央制御室の誤操作防止対策

発電用原子炉の設計基準事故等の対応操作に必要な各種指示の確認及び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並びに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、盤面器具（指示計、記録計、操作器具、表示装置、警報表示）を系統ごとにグループ化して主制御盤に集約し、操作方に統一性を持たせ、運転員の動線や運転員間のコミュニケーションを考慮した配置とすることにより、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、設計基準事故等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。

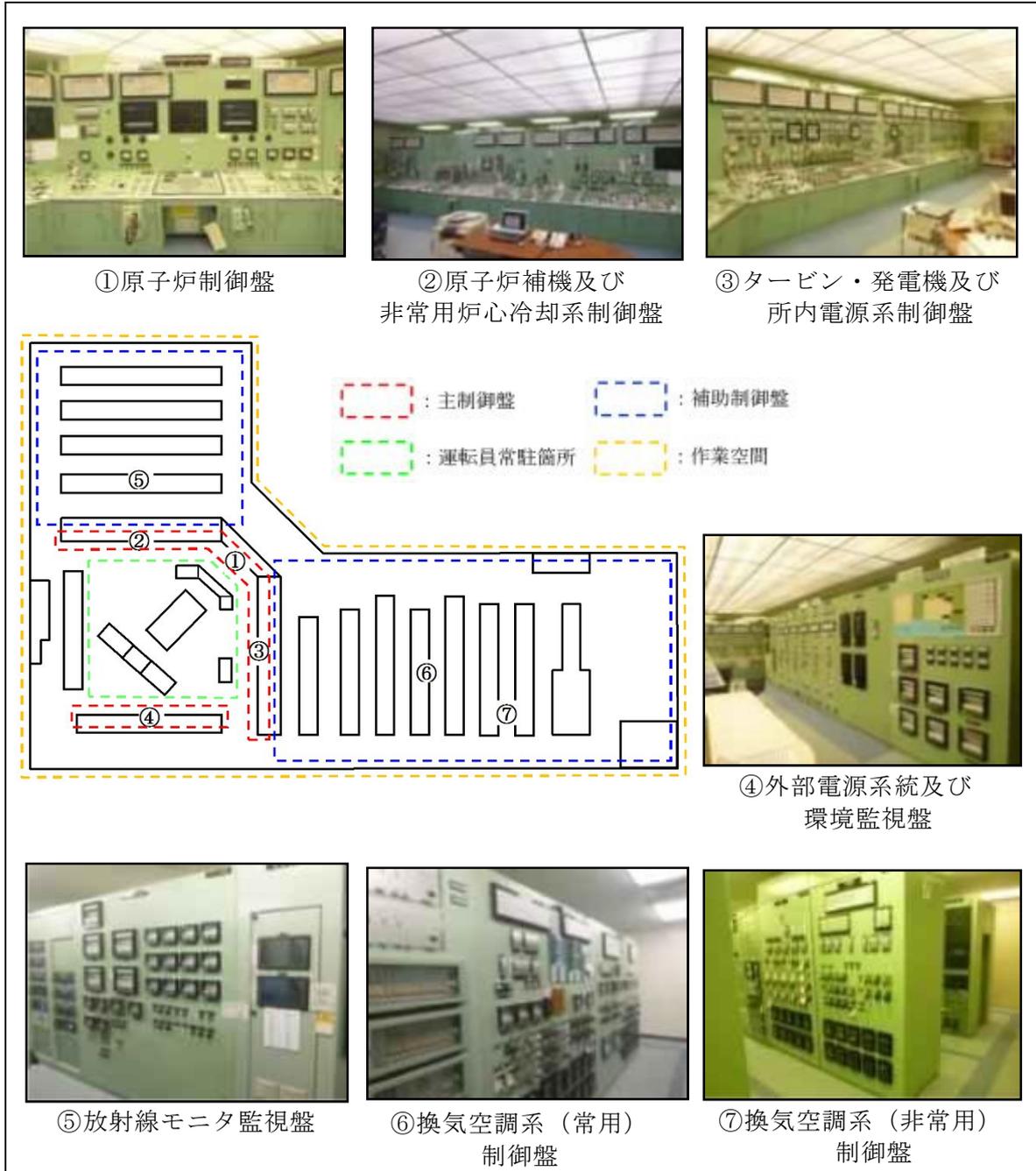
なお、運転開始以降に発生した、スリーマイルアイランド事故等から得られた運転員の誤操作防止に関する知見を反映しており、重要な指示計及び記録計の識別表示、警報の重要度に応じた色分け、ディスプレイの設置、操作器具の識別等を行っている。

(1) 視認性

a. 中央制御室制御盤の配置

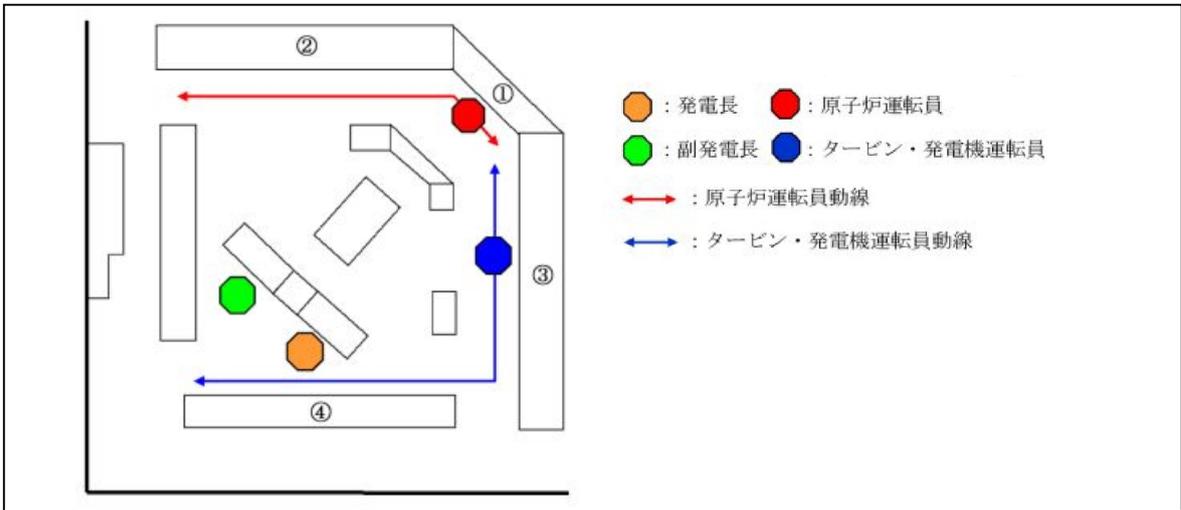
- (a) 中央制御室制御盤は、中央監視操作盤（以下「主制御盤」という）及び中央制御室内裏側直立盤（以下「補助制御盤」という）から構成されており、プラントの起動、停止及び通常運転時の監視・操作が必要なものに加え、監視・操作頻度が高いもの、また、プラントの異常時にプラントを安全に保つために必要なものについては、主制御盤に配置する。主制御盤は、左側から安全系、原子炉系、タービン・所内電源系の順で配置し、それぞれの盤面器具を集約して配列する。上記

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、補助制御盤に配置する。



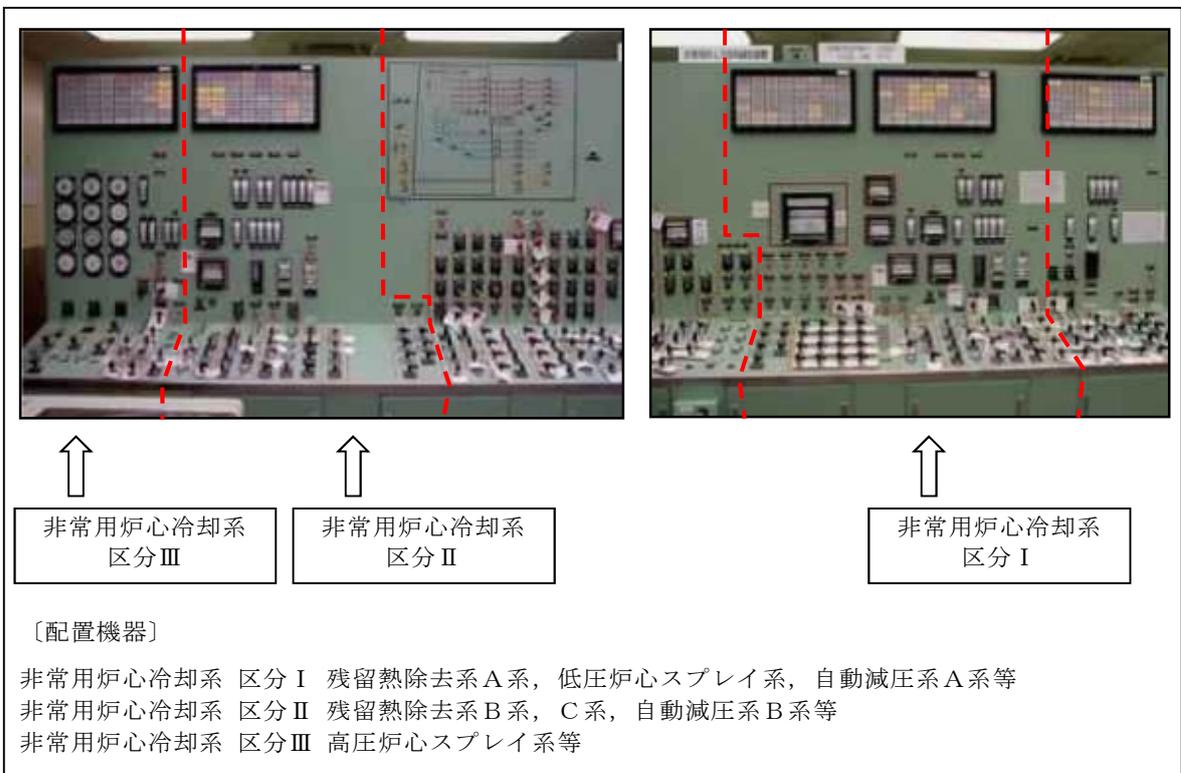
第 2.1-1 図 中央制御室の制御盤配置

(b) 主制御盤は、集中して運転操作及び監視が可能であり、運転員の動線やコミュニケーションを考慮した配置となっている。



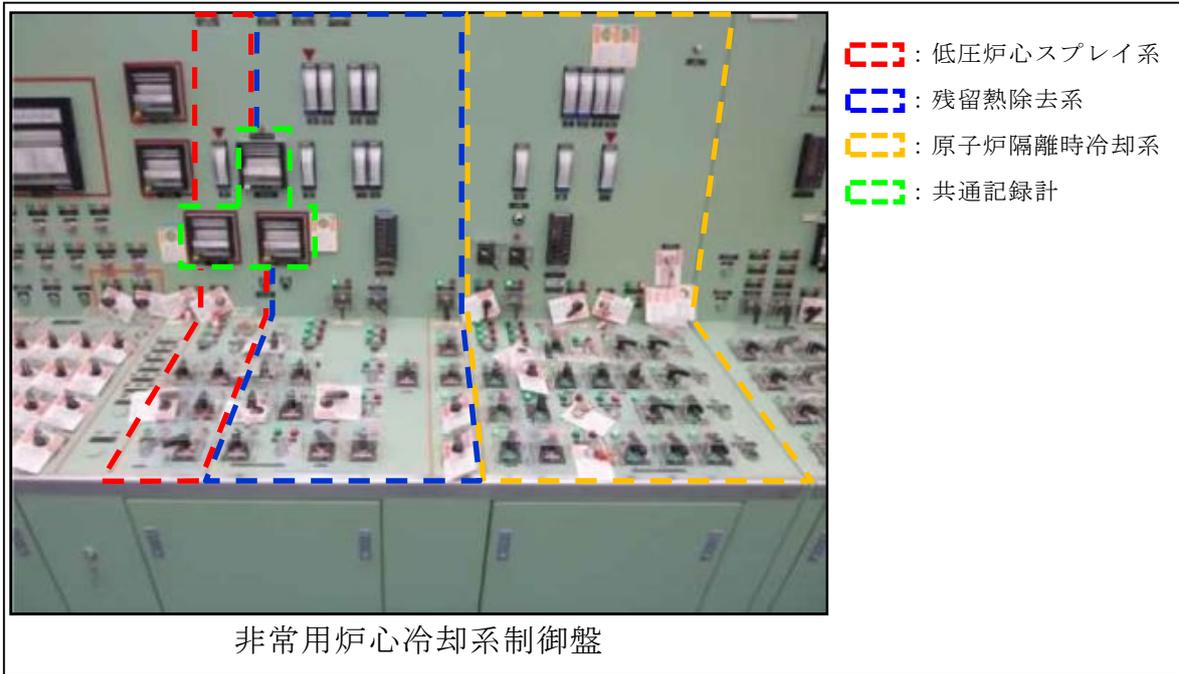
第 2.1-2 図 主制御盤の配置及び運転員の動線

(c) 非常用炉心冷却系制御盤については、制御盤自体で系統区分を行い配置している。



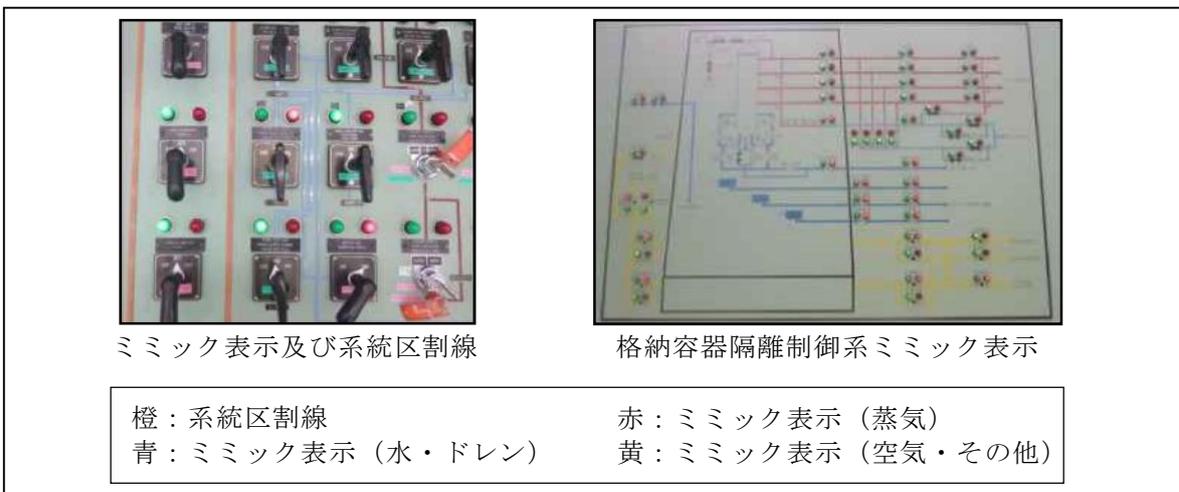
第 2.1-3 図 非常用炉心冷却系制御盤の盤面配列

(d) 運転員の誤判断及び誤操作防止を考慮し、盤面を系統ごとに分割して配置している。



第 2.1-4 図 制御盤の系統分割 (例)

(e) 異なる系統間には、デスク部に系統区割線を設置し系統間の識別を容易にしており、非常用炉心冷却系統、原子炉隔離時冷却系統、格納容器隔離制御系統の制御盤については、誤操作防止のため、ミミック表示を行っている。



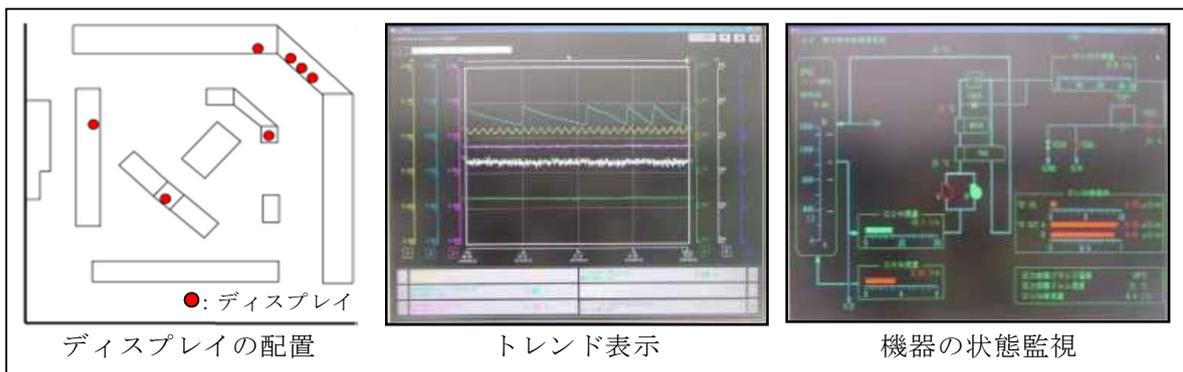
第 2.1-5 図 ミミック表示及び系統区割線 (例)

- (f) 設計基準事故等において運転員がプラントの状態をよりの確に判断できるように原子炉圧力，水位等重要な指示計及び記録計について識別表示（色，形状，位置）を行っている。



第 2.1-6 図 重要指示計等の識別表示 (例)

- (g) 発電用原子炉施設の状態を監視するための運転支援装置としてディスプレイを設置している。ディスプレイは機器の状態監視，パラメータの指示及びトレンドを監視することに使用できる。



第 2.1-7 図 ディスプレイによる状態監視 (例)

- (h) 警報発報時に警報重要度の識別を可能とし、また、事故時のような短時間に多数の警報発報がある場合でも、それらの重要度を確実かつ容易に識別し判断できることで運転員の負荷が軽減されるよう、警報の色分けを行っている。

①重故障：赤 ②中故障：緑 ③軽故障：白



警報表示灯

重要度に応じた色分けによる分類

①重故障：赤

- ・工学的安全施設の作動を示す警報。
- ・原子炉，タービン発電機の緊急停止及び 275kV 電源喪失，所内用変圧器，起動用変圧器トリップを示す警報。
- ・放射能の発電所外異常放出を示す警報。

②中故障：緑

- ・重要補機のトリップを示す警報。
- ・工学的安全施設の異常を示す警報。
- ・非常用ディーゼル発電機起動を示す警報。
- ・6.9kV 母線喪失を示す警報。

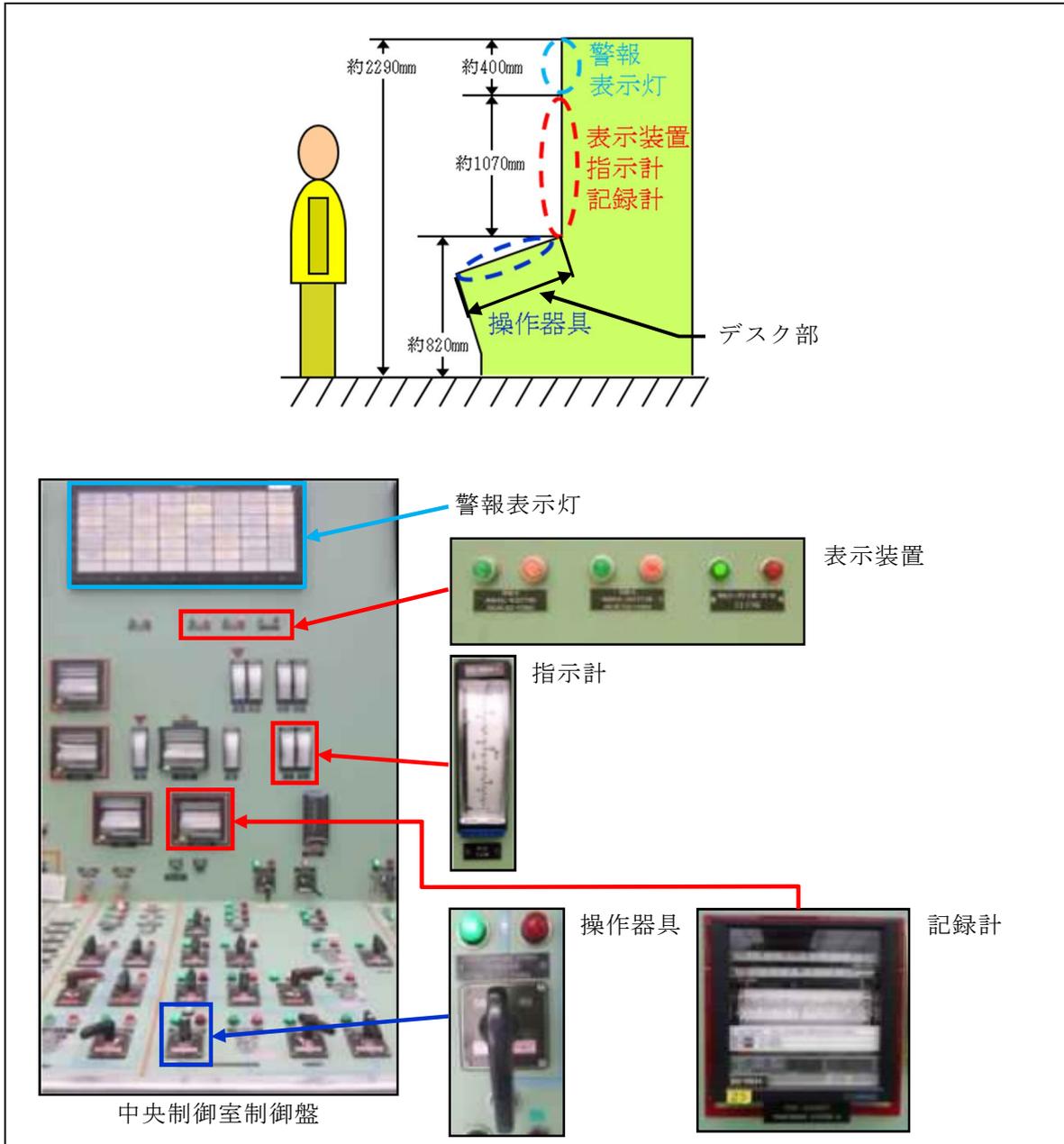
③軽故障：白

- ・機器の単体故障等“重故障”“中故障”以外のもの。

第 2.1-8 図 警報の重要度識別

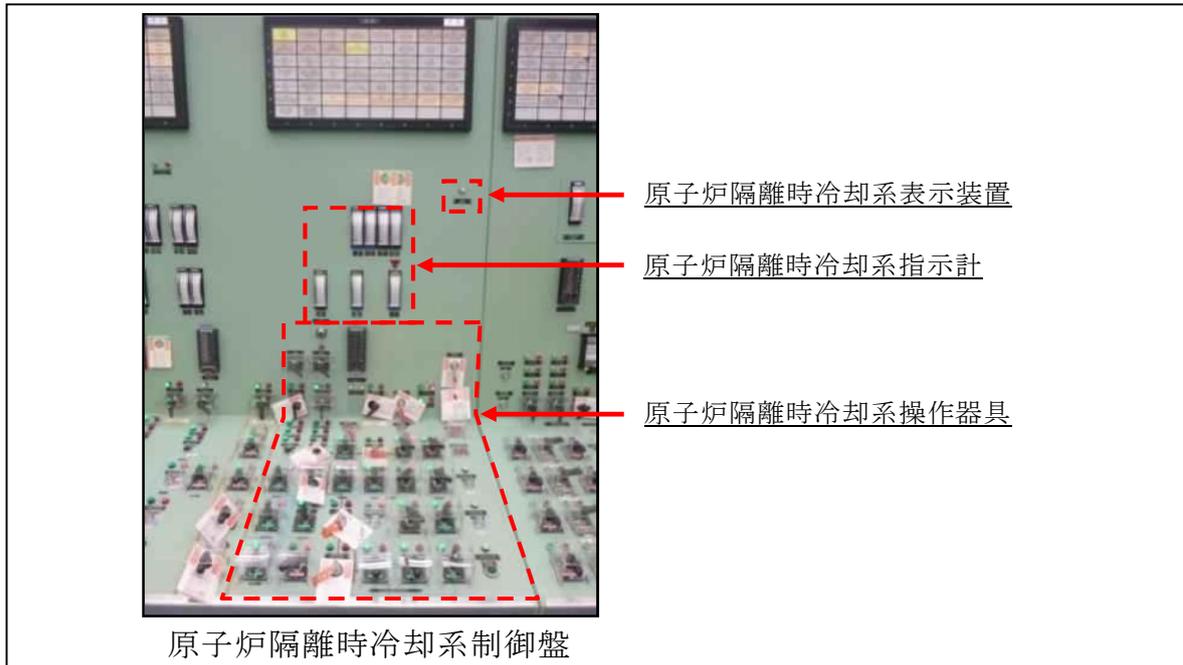
b. 盤面器具の配列

- (a) 運転員の操作に関連する指示計，記録計，表示装置は，操作を行う位置から監視が可能である。また，操作頻度の高い操作器具については操作性を考慮し，盤面デスク部に配置している。



第 2.1-9 図 制御盤の盤面配置

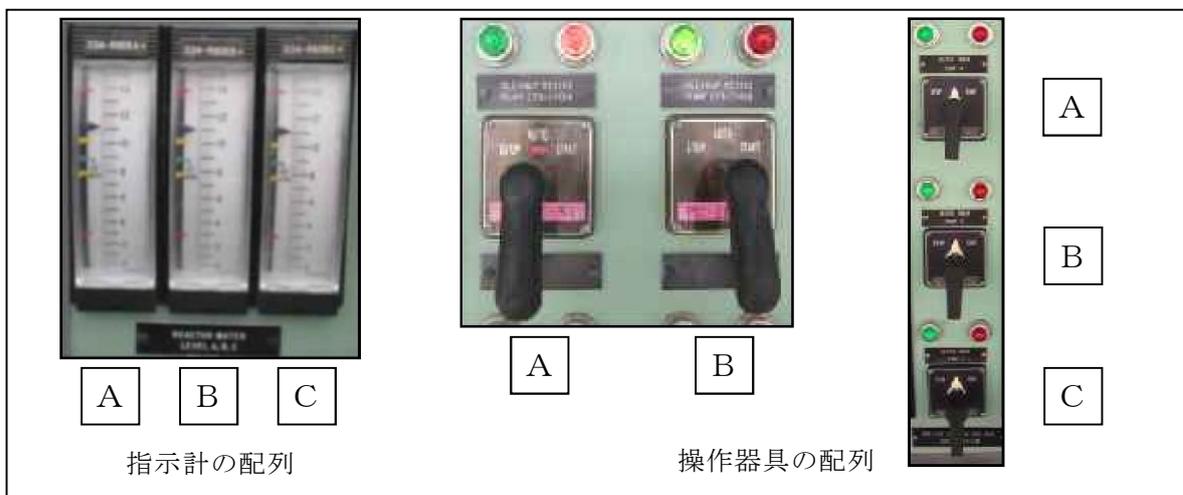
- (b) 関連の深い指示計，記録計，表示装置及び操作器具は近接配置とされている。



第 2.1-10 図 指示計等の近接配置 (例)

- (c) 中央制御室制御盤に設置されている同種の指示計及び操作器具は向かって左又は上から A，B，C の順に配列している。

なお，一部の現場制御盤で機器配置と操作器具の配列が異なることによる誤認識を防止するため，機器配置に合わせて配列している。



第 2.1-11 図 同種指示計等の配列 (例)

(2) 操作性

運転員の判断負担の軽減化あるいは誤操作防止対策として、視覚的要素での識別を可能とするための操作器具の大きさや形状等の統一、並びに、操作方法等も一貫性を持たせた設計とする。また、中央制御室の制御盤は、運転員2名でプラント全体の情報を監視し、機器を操作する設計とする。

a. 操作器具

- ・操作器具は、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、操作器具の適切な配置（操作時に対象外の操作器具に触れることがないよう配置）、保護カバーの設置、鍵操作型スイッチの設置、ボタン型スイッチを設置する。



第 2.1-12 図 操作器具（例）

- ・操作器具の操作方法は、運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致させている。（例：操作器具は右が「入（開）」、左が「切（閉）」）
- ・操作器具は、大きさ、形状等、操作性を考慮して選定し、操作器具の色、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具はほかの操作器具と色分けによる識別が可能な設計とする。

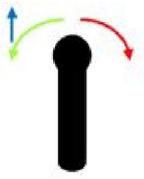


ピストル型 (赤・黒) キー付ピストル型 ステッキ型 オーバル型 キクヒラ型

——— 操作器具の識別例 ———

a. 操作器具の形状：ピストル型（ポンプ，遮断器等），キー付ピストル型（原子炉モードスイッチ等），ステッキ型（弁等），オーバル型（周波数及び電圧等調節用），キクヒラ型（選択スイッチ等）

b. 操作器具の色：赤（重要機器），黒（その他の機器）



操作器具の操作方法

← 時計回り方向
：動作（起動，開弁）

← 反時計回り方向
：リセット（停止，閉弁）

← 反時計回り方向＋引き抜き方向
：ロック（固定式保護機構）

第 2.1-13 図 操作器具の識別（例）

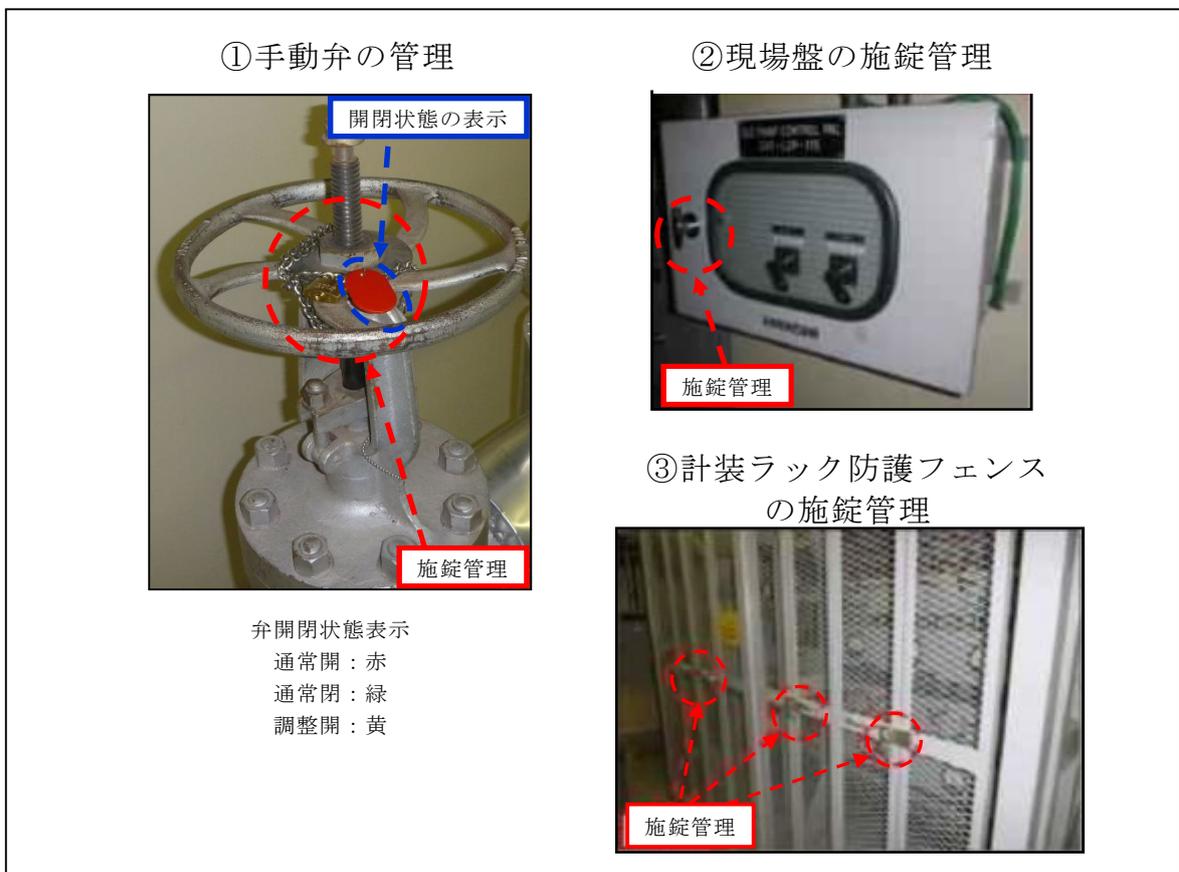
2.2 中央制御室以外の誤操作防止対策

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、原子発電用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・外部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

発電用原子炉施設の安全上重要な機能に障害をきたすおそれのある機器の盤及び手動弁の施錠管理、人身安全・外部環境に影響を与えるおそれのある手動弁の開閉状態表示及び施錠管理を行う。また、重要な計装ラックには、防護フェンスを設置し、施錠管理を行う。



第 2.2-1 図 施錠管理 (例)

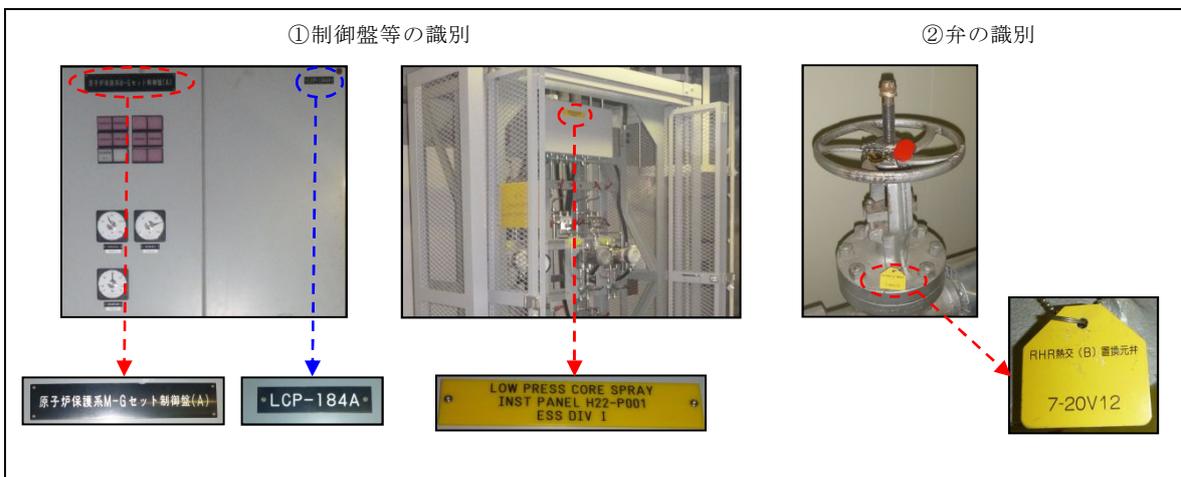
(2) 識別管理

系統名称の表示，配管の色分けによる識別管理を行うことにより，現場での誤操作を防止している。また，内包する流体等の流れ方向を示す矢印を表示している。



第 2.2-2 図 配管の識別管理（例）

制御盤等及び弁については，機器名称及び機器番号が記載された銘板を取り付けることにより識別を行っている。現場操作時は，これら銘板と使用する手順書，操作禁止札に記載されている機器名称及び機器番号を照合し，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。



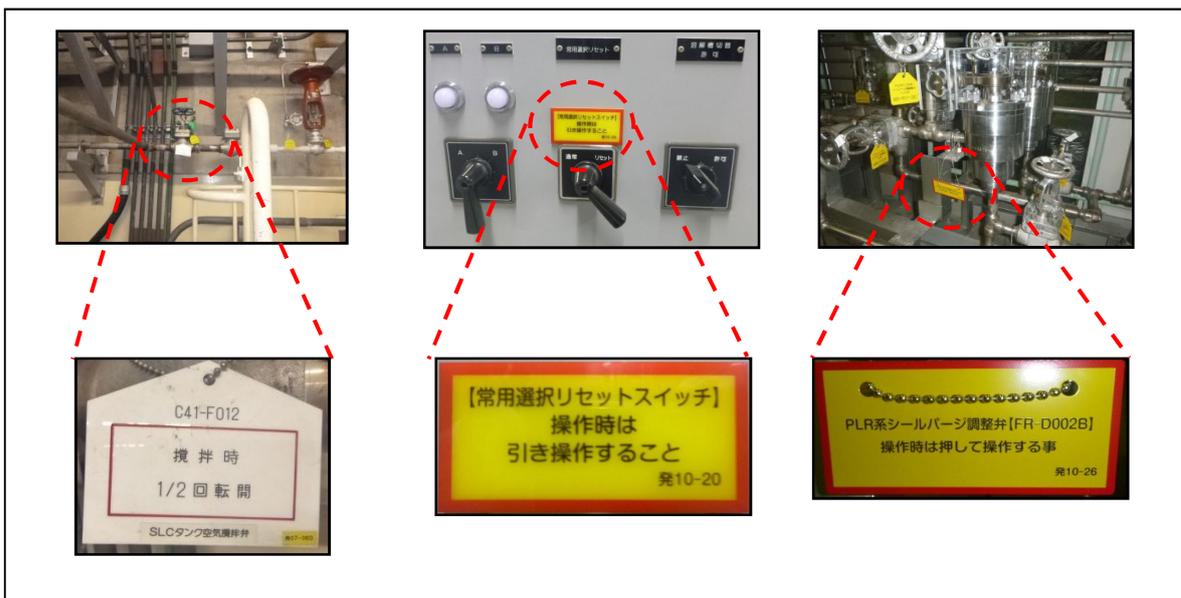
第 2.2-3 図 制御盤等及び弁の識別管理（例）

(3) 注意喚起表示

開度調整時の補助（目安）として、運転手順書に記載されている開度を注意喚起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（流量調整弁、圧力調整弁、温度調整弁）については、開度調整後にパラメータ（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。

また、通常とは異なる操作が必要な機器等に対しては、注意喚起表示を現場に掲示し、機器破損（誤操作）を防止する。

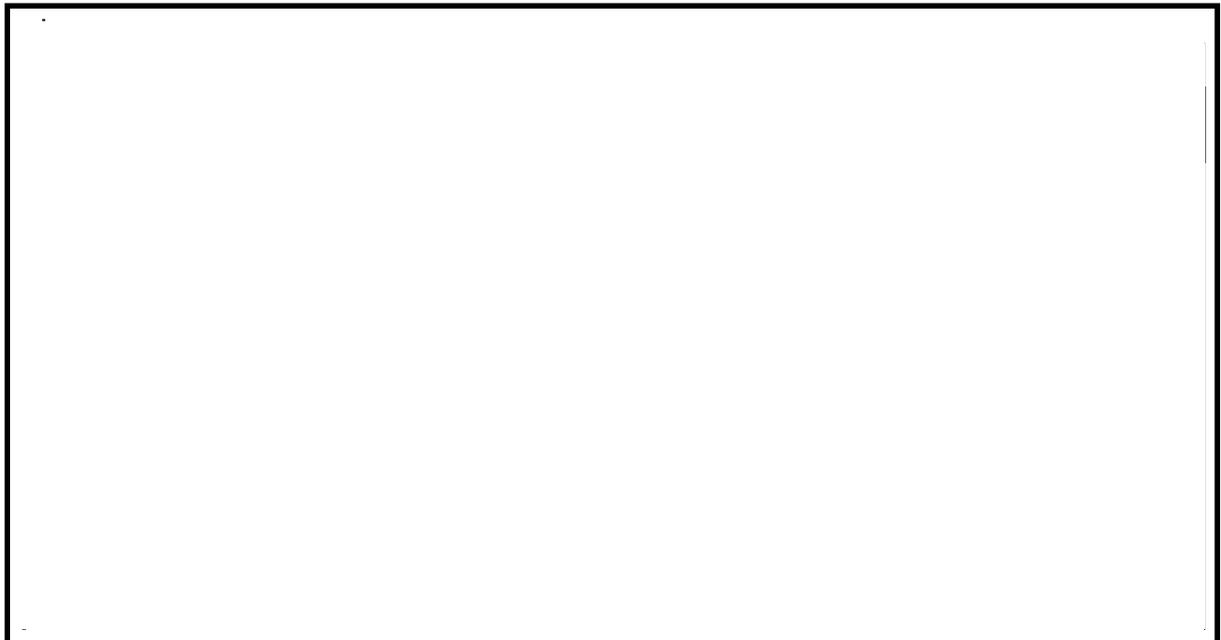


第 2.2-4 図 注意喚起表示による識別（例）

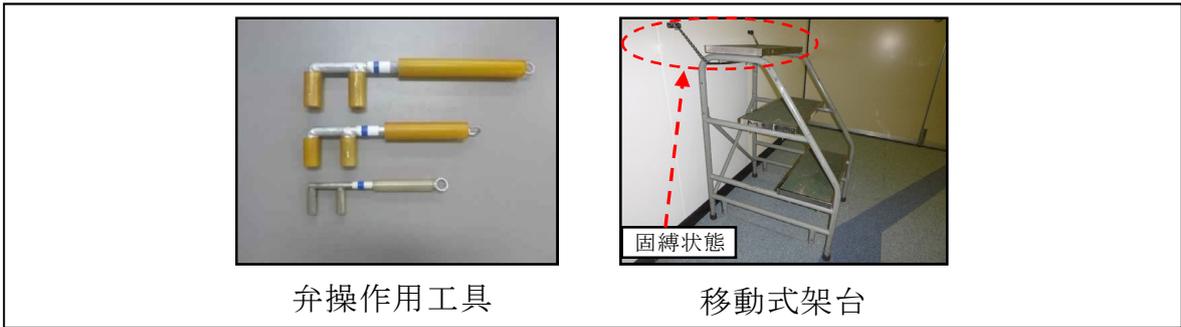
(4) 工具等・可搬型照明の配備

現場弁の操作については、各種弁の仕様や構造に応じた適正な工具を運転員が常駐している中央制御室内（管理区域外）、及び現場操作の起点としている廃棄物処理操作室近傍（管理区域内）に運転操作に必要な数を配備する。操作の対象が高所にある場合には、近傍に配備した移動式架台を使用することにより、容易に操作が可能である。なお、移動式架台については、安全設上重要な設備への接触による悪影響を防止するため、固縛を行う。

外部電源の喪失に対して、必要な箇所には非常用ディーゼル発電機から給電される照明を設置しているため、機能を喪失することはない。また、全交流動力電源喪失に対しては、直流非常灯及び蓄電池内蔵型照明を必要な箇所に設置することで、現場操作及び現場へのアクセスに影響がない設計とする。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。



第 2.2-5 図 弁操作工具の保管場所



第 2.2-6 図 弁操作用工具及び移動式架台 (例)



第 2.2-7 図 可搬型照明 (例)

2.3 その他の誤操作防止対策

(1) 操作禁止札による識別

機器の点検等の作業を実施する場合、安全処置事項を明記した「操作禁止札」を処置した箇所に取り付け、機器の状態を識別することで当該機器の誤操作防止を図る。



第 2.3-1 図 操作禁止札による識別（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。概略を第 3.1-1 図に、配置を第 3.1-2 図に示す。

(1) 津波・構内監視カメラ

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等（風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、火山の影響、森林火災、近隣工場等の火災、船舶の衝突、及び地震、高潮、津波）、及び自然現象等による発電所構内、発電用原子炉施設への影響の概況を原子炉建屋屋上及び防潮堤上部に設置する津波・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) 取水ピット水位計／潮位計

津波来襲時の海水面水位変動を監視できる設計とする。

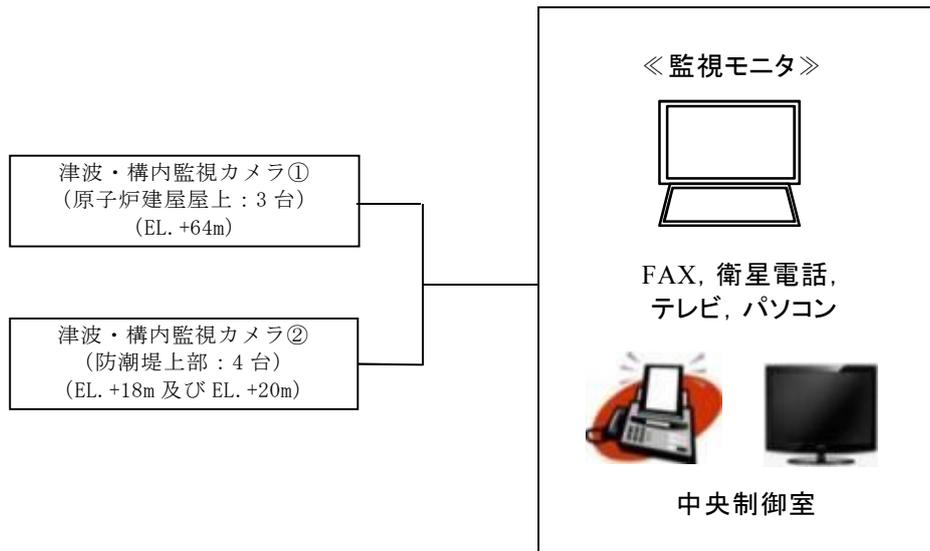
(3) 気象観測設備

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。

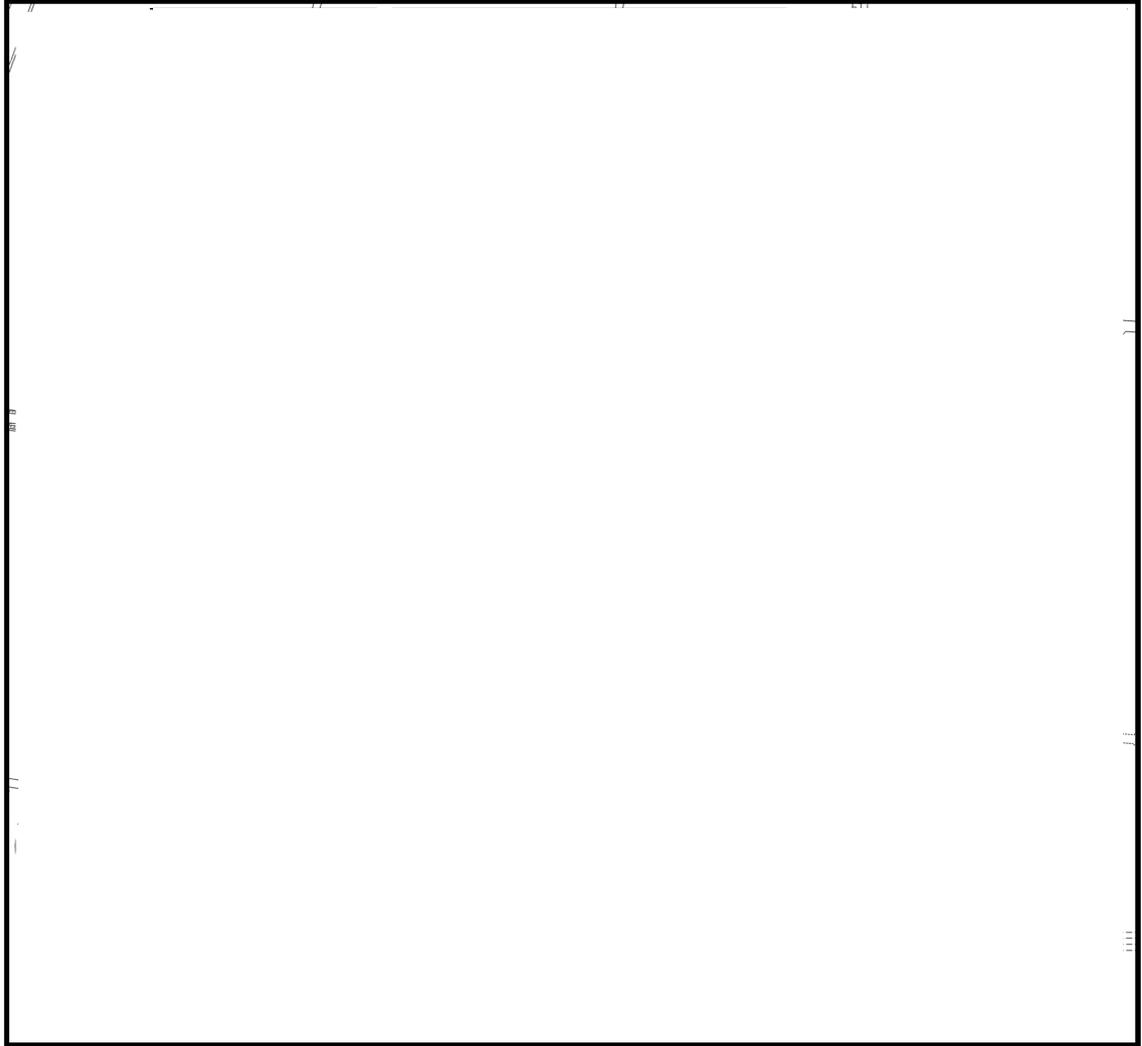
また、周辺モニタリング設備により、発電所周辺監視区域境界付近の外部放射線量率を把握できる設計とする。

(4) 公的機関等の情報を入手するための設備

公的機関等からの地震，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。



第 3.1-1 図 中央制御室における外部状況把握の概略



第 3.1-2 図 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

3.2 津波・構内監視カメラについて

津波・構内監視カメラは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、火山の影響、森林火災、近隣工場等の火災、船舶の衝突、及び地震、高潮、津波）、及び自然現象等による発電所構内、発電用原子炉施設への影響の概況を適切に監視できる位置・方向で基準津波（T.P. +17.1m）の影響を受けない高所に設置する。

第 3.2-1 表に津波・構内監視カメラの概要を示す。

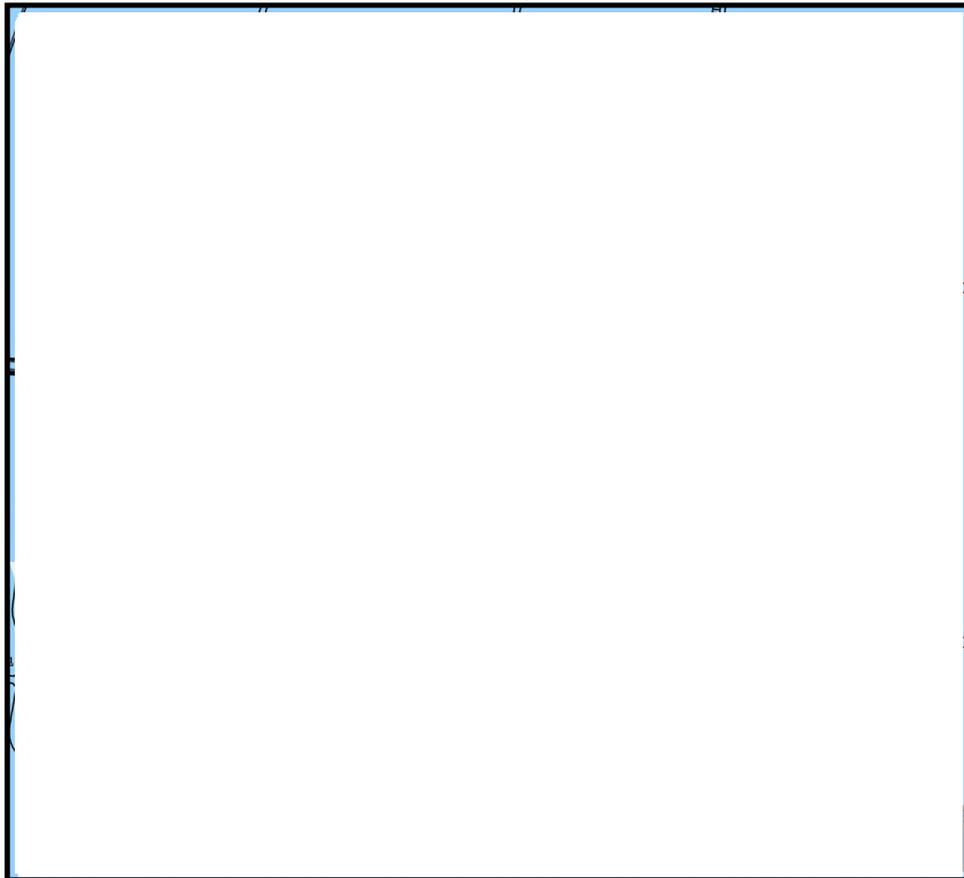
津波・構内監視カメラは、取付け部材、周辺の建物、設備等で死角となるエリアをカバーすることができるように配慮して配置する。ただし、一部死角となるエリアがあるが、構内のタービン建屋付近等のごく限られた場所であり、その他の監視可能な領域の監視により、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を十分把握可能である。また、一部死角となるタービン建屋付近に設置されている主変圧器、起動変圧器については、津波・構内監視カメラにて全体像のうち上半分程度が監視可能で、自然現象等による影響を十分把握可能である。なお、中央制御室にて警報による監視も可能である。

同エリアにあるアクセスルートについては目視監視を行う時間が確保できることから問題はない。津波・構内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第 3.2-1 図に示す。

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、津波・構内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、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある自然現象等を把握する。

第 3.2-1 表 津波・構内監視カメラの概要

	津波・構内監視カメラ
外観	
カメラ構成	可視光と赤外線
ズーム	デジタルズーム 4 倍
遠隔可動	水平可動: 360° (連続), 垂直可動: ±90°
夜間監視	可能 (赤外線カメラ)
耐震設計	S クラス
供給電源	所内常設直流電源設備
風荷重	設計竜巻を考慮した荷重にて設計
積雪荷重, 堆積量	積雪を考慮した荷重, 設置高さにて設計
降下火砕物荷重, 堆積量	降下火砕物を考慮した荷重, 設置高さにて設計
台数	原子炉建屋屋上 3 台, 防潮堤上部 4 台



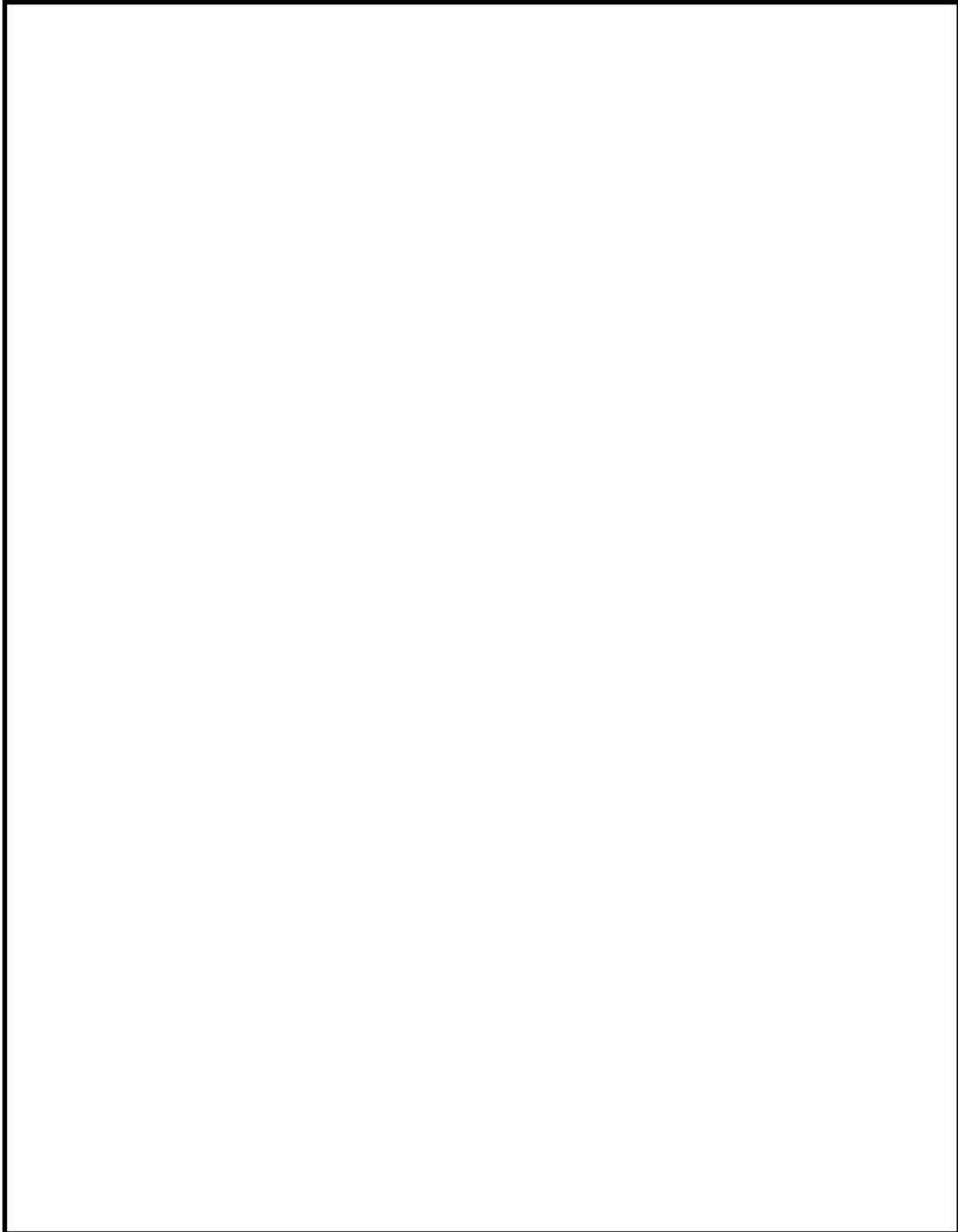
*1: 一部死角となるエリアがあるが、死角となるのは、構内のタービン建屋付近 (主変圧器, 起動変圧器) 等のごく限られた場所であり、その他の監視可能な領域の監視により、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を十分把握可能である。

第 3.2-1 図 津波・構内監視カメラの監視可能な範囲

3.3 津波・構内監視カメラ映像サンプル

中央制御室において、津波・構内監視カメラにより監視できる映像のサンプルを第 3.3-1 図に示す。

また、津波・構内監視カメラの撮影方向を第 3.3-2 図に示す。



3.4 津波・構内監視カメラで把握可能な自然現象等

地震，津波，及び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」，「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，津波・構内監視カメラにより把握可能な自然現象等を第3.4-1表に示す。

第3.4-1表 津波・構内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	6条選定事象		4条	5条	把握できる発電用原子炉施設の外の状況
	自然	人為	地震	津波	
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
竜巻	○				
降水	○				発電所構内の排水状況や降雨の状況
積雪	○				降雪の有無や発電所構内及び原子炉施設への積雪状況
落雷	○				発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無
火山	○				降下火砕物の有無や堆積状況
高潮	○				高潮・津波襲来の状況や発電所構内及び原子炉施設への影響の有無
津波				○	
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
外部火災※1	○	○			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の有無
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

※1：外部火災は「森林火災」，「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

津波・構内監視カメラ以外に中央制御室にて把握可能なパラメータを第

3.5-1 表に示す。

第 3.5-1 表 津波・構内監視カメラ以外に中央制御室にて把握可能なパラメータ

パラメータ		測定レンジ	測定レンジの考え方
大気温度		-10℃～40℃	測定下限は、凍結リスクが生じる 0℃をカバーできる設定とする。
雨量		0～49.5 mm (記録紙印字幅)	積算雨量を記録紙に印字し、50 mmを超えると記録紙は再度 0mm から印字する。1 時間当たりの積算雨量から、1 時間雨量(mm/h)を読みとることができる設計とする。
風向 (EL. +18m/EL. +89m/EL. +148m)		0～540°(N～S)	台風等の影響の接近と離散を把握できる設計とする。
風速 (EL. +18m/EL. +89m/EL. +148m)		0～30m/s (10 分間平均値)	陸地内部で通常起こりうる風速を測定できる設定とする。
日射量		0～1.2kW/m ²	大気安定度を識別できる設計とする。
放射収支量		0.05 kW/m ² ～-0.25kW/m ²	
取水口潮位(新設)		EL. -5.0 m～20.0m	津波による水位の低下に対して非常用海水系の取水を確保するため、常用系ポンプの停止水位及び非常用海水系ポンプの取水可能水位 (-6.08m) を把握可能な設計とする。 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。
取水ピット水位(新設)		EL. -7.8 m～2.3m	
空間線量率 (モニタリング・ポスト A～D)	低レンジ	10 ¹ nGy/h～10 ⁵ 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 ⁸ nGy/h=10 ⁻¹ Gy/h)を満足する設計とする。
	高レンジ	10 ⁻⁸ Gy/h～10 ⁻¹ Gy/h	

4 酸素濃度計等

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、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第 4.4-1 表に示す。

第 4.1-1 表 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	
	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0～40.0vol%
	表示精度	±0.1vol%
	電源	電 源：乾電池（単四×2本） 測定可能時間：約 3,000 時間 （バッテリー切れの場合、予備を可動させ、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。）
	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.0～5.0vol%
	表示精度	±3.0%F.S.
	電源	電 源：乾電池（単三×4本） 測定可能時間：約 12 時間 （バッテリー切れの場合、予備を可動させ、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，二酸化炭素濃度の管理

労働安全衛生法，J E A C 4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規定」及び鉱山保安法施行規則を踏まえ，酸素濃度が19%を下回るおそれのある場合，又は二酸化炭素濃度が1.0%を上回るおそれのある場合に，外気をフィルタで浄化しながら取り入れる運用とする。なお，法令要求等における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の基準値は以下のとおりである。

酸素濃度の人体への影響についてを第4.2-1表，二酸化炭素濃度の人体への影響についてを第4.2-2表に示す。

(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十八パーセント以上（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。

鉱山保安法施行規則（一部抜粋）

第十六条の一

- 一 鉱山労働者が作業し，又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセント以上とし，炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

第4.2-1表 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%	通常の空気の状態
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

鉱山保安法施行規則（一部抜粋）

第十六条の一

- 一 鉱山労働者が作業し，又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセント以上とし，炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

J E A C 4622-2009 「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規定」（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CO₂濃度の上昇による運転員等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CO₂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CO₂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CO₂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。

第4.2-2表 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	人体への影響
<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

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	5
1.1.4 その他の中央制御室設計について	7
1.2 誤操作の防止	13
1.2.1 誤操作防止に係る設計方針について	13
1.2.2 表示機能について	19
1.2.2.1 SA監視操作盤の表示の例	20
1.2.3 操作機能について	21
1.2.3.1 SA監視操作盤の操作の例	22
1.2.4 警報表示機能	26
1.2.4.1 SA監視操作盤の警報表示の例	26
1.2.5 ソフトウェア故障の考慮について	28
1.2.5.1 冗長化構成	28
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	28
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	29
2.1 各運転状態で期待する中央制御室の監視操作設備	29
2.1.1 重大事故等時の監視操作設備の復旧	29
2.2 常時起動とする設計について	31
2.3 表示パラメータ及びSBO時に監視可能なパラメータ	31
2.4 設計基準事故対処設備との分離及び切替について	36
2.4.1 中央監視操作盤に関する分離設計	36
2.5 重大事故等時の監視操作設備の設置場所について	38

1. 重大事故等時の中央制御室の機能について

東海第二発電所では、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、設計基準事故対処設備と兼用する中央制御室制御盤と重大事故等対処設備として新たに設置するSA制御盤を用いる設計とする。

また、設計基準事故対処設備としての中央制御室制御盤に係る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、設計基準事故対処設備と兼用する中央制御室制御盤と重大事故等対処設備として新たに設置するSA制御盤を用いて、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。

設計基準事故対処設備と兼用する中央制御室制御盤である中央監視操作盤及び中央制御室内裏側直立盤は、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。

重大事故等対処設備として新たに設置するSA制御盤であるSA監視操作盤、高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤は、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。

SA監視操作盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤には、デジタル制御装置を適用し、監視及び操作には耐震性を有したVDU^(注)を使用し、タッチオペレーション方式により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）発生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が速やかに起動できなかった場合には、残された直流電源の負荷低減のために中央制御室制御盤の不要な直流負荷を切り離し、SA監視操作盤にて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。

(注) VDU：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

中央監視操作盤は、設計基準事故対処設備と兼用する重大事故等対処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。中央制御室内裏側直立盤では、設計基準事故対処設備と兼用する重大事故等対処設備の補機

類をハードウェア器具により操作が可能な設計とする。

S A監視操作盤は、重大事故等対処設備のパラメータ及び補機類（ただし、中央監視操作盤、中央制御室内裏側直立盤、高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤で操作する補機を除く）を原則として、VDUにより監視及び操作が可能な設計とする。S A監視操作盤は2面を設置する構成とする。S A制御盤にはデジタル制御装置を収納し、計器への電源供給はS A変換器盤を経由して供給する。設計基準事故対処設備と兼用する重大事故等対処設備のパラメータについては、DB/S A分離盤により電氣的に分離し、伝送を行う設計とする。

高圧代替注水設備制御盤は、重大事故等対処設備のうち、高圧代替注水設備に係る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。

常設代替高圧電源装置遠隔操作盤は、重大事故等対処設備のうち、常設代替交流電源装置に係るパラメータ及び補機類をVDUにより監視及び操作が可能な設計とする。常設代替高圧電源装置遠隔操作盤にはデジタル制御装置を収納し、常設代替高圧電源装置を起動できる設計とするとともに、現場設置の常設代替高圧電源装置制御盤からも起動できる設計とする。

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第1-1-2-1-1図に示す。

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、中央制御室内裏側直立盤、S A監視操作盤、高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作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) パラメータ監視に係る機能分担

中央監視操作盤では、設計基準事故対処設備と兼用する重大事故等対処設備のパラメータを監視可能な設計とする。

S A監視操作盤では、設計基準事故対処設備と兼用する重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備として新規設置するパラメータの双方（ただし、高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤で監視するパラメータを除く）を監視可能な設計とする。

高圧代替注水設備制御盤では、重大事故等対処設備として新規設置する高圧代替注水設備のパラメータが監視可能な設計とする。

常設代替高圧電源装置遠隔操作盤では、重大事故等対処設備として新規設置する常設代替高圧電源装置のパラメータが監視可能な設計とする。

また、重大事故等時においても、安全パラメータ表示システム（SPDS）へのパラメータ伝送が可能な設計とする。

(2) 補機操作に係る機能分担

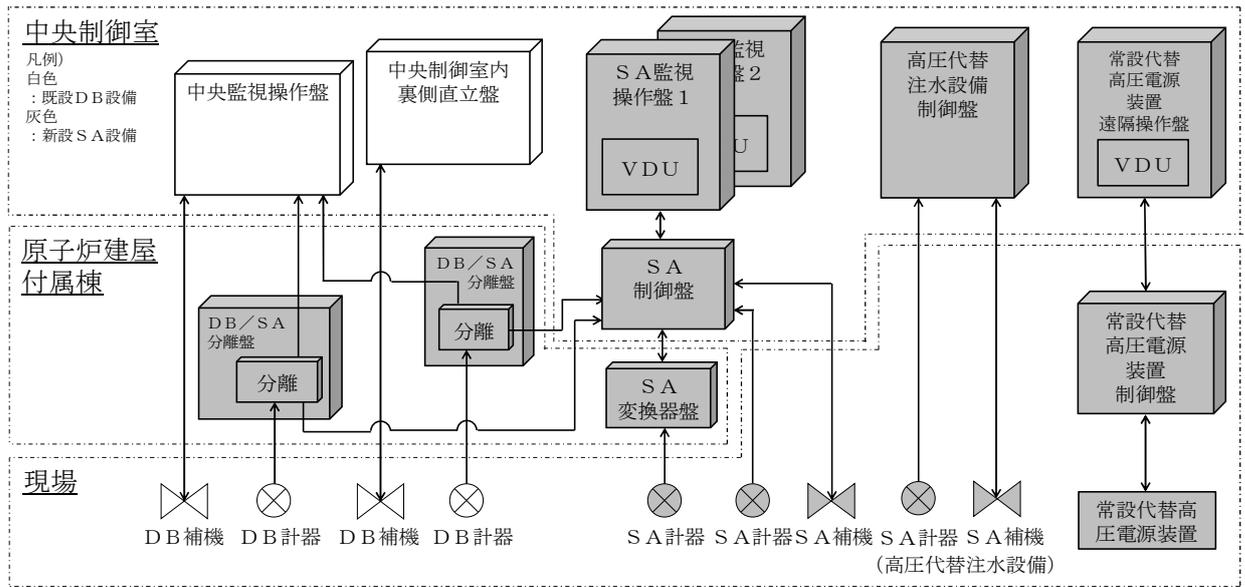
中央監視操作盤及び中央制御室内裏側直立盤では、設計基準事故対処設備と兼用する重大事故等対処設備の補機を操作可能な設計とする。

S A監視操作盤では、重大事故等対処設備として新規設置する補機（ただし、高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤で操作する補機を除く）を操作可能な設計とする。

高圧代替注水設備制御盤では、重大事故等対処設備として新規設置する高圧代替注水設備の補機を操作可能な設計とする。

常設代替高圧電源装置遠隔操作盤では、重大事故等対処設備として新規設置する常設代替交流電源設備を操作可能な設計とする。

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第1-1-2-2-1表に整理する。



第1-1-2-1-1図 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

第1-1-2-2-1表 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	中央制御室でのパラメータ監視	中央制御室での補機操作
中央監視操作盤	DBと兼用するSAのパラメータを監視 【例】・高圧炉心スプレイ系系統流量 ・低圧炉心スプレイ系系統流量	DBと兼用するSAの補機を操作 (ハードウェア操作器) 【例】・高圧炉心スプレイ系ポンプ ・高圧炉心スプレイ系注入弁
中央制御室内裏側直立盤	—	DBと兼用するSAの補機を操作 (ハードウェア操作器) 【例】・中央制御室換気系空気調和機ファン
SA監視操作盤	DBと兼用する設備を含むSAのパラメータを監視(高圧代替注水設備及び常設代替高圧電源装置のパラメータは除く) 【例】・高圧炉心スプレイ系系統流量 ・低圧代替注水系原子炉注水流量	DBと兼用しないSAの補機(高圧代替注水設備及び常設代替高圧電源装置の補機は除く)を操作(タッチオペレーション) 【例】・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替循環冷却系ポンプ
高圧代替注水設備制御盤	DBと兼用しないSAの高圧代替注水設備のパラメータを監視 【例】・高圧代替注水系系統流量	DBと兼用しないSAの高圧代替注水設備の補機を操作(ハードウェア操作器) 【例】・高圧代替注水系タービン止め弁
常設代替高圧電源装置遠隔操作盤	DBと兼用しないSAの常設代替高圧電源装置のパラメータを監視 【例】・常設代替高圧電源装置発電機電力 ・常設代替高圧電源装置発電機周波数	DBと兼用しないSAの常設代替交流電源設備を操作(タッチオペレーション) 【例】・常設代替高圧電源装置

1.1.3 設計上の考慮事項

中央監視操作盤，中央制御室内裏側直立盤，S A監視操作盤，高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤については，下記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，中央制御室内裏側直立盤，S A監視操作盤，高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤は，誤操作防止を考慮した設計とする。

特に，S A監視操作盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤においては，タッチオペレーションにて運転するための人間工学的考慮の観点から設計を行い，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) 電源喪失に関する考慮

S A監視操作盤，高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤は，緊急用直流125V主母線盤を介して常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備等の交流電源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の直流電源から給電し，S B Oが24時間継続する場合においても機能を喪失しない設計とする。

中央監視操作盤及び中央制御室内裏側直立盤は，非常用直流電源設備より給電されるが，非常用直流電源設備が機能喪失した場合は，上記と同じく緊急用直流125V主母線盤を介して給電可能な設計とする。

重大事故等時には，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するとともに，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備が起動失敗し，S B Oが継続した場合には，負荷低減のために中央監視操作盤を含む他の不要な直流負荷を切り離し，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電を継続することで，S A監視操作盤にて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。

また，S A監視操作盤，高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作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，通常運転時より給電する設計とする。

各運転状態（電源の状態）で期待する設備等の詳細については，「2.1 各運転状態で期待する中央制御室の監視操作設備」に示す。通常運転時より給電する設計の詳細については，「2.2 常時起動する設計について」に示す。

(3) 試験及び検査に関する考慮

中央監視操作盤，中央制御室内裏側直立盤，S A監視操作盤，高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤は，各々の盤で監視又は操作を行う設備に対して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，中央制御室内裏側直立盤，S A監視操作盤，高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤は，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，S A監視操作盤については，ソフトウェアが機能喪失しても，盤内において手動で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 V-2-6-7-1 「計測制御設備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 V-1-1-6 「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 V-1-1-6 「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 V-1-1-6 「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 V-1-1-6 「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，(6) 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。
- ・SA監視操作盤、高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤の配置についても、運転員の視認性及び操作性並びに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常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備からの給電を可能とする。

常設代替高圧電源装置の容量は、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（「全交流動力電源喪失（長期TB）、全交流動力電源喪失（TBD、TBU）、全交流動力電源喪失（TBP）」）に対して、十分な電源供給容量を確保している。

SBO時の照明については、SBO時から95分以上点灯する作業用照明（直流非常灯）を配備し、SBO時から常設代替高圧電源装置による給電が開始される前までの間（事故発生後約95分以内）の照明を確保する。

常設代替高圧電源装置による給電が開始された後については、中央制御室内の作業用照明（非常用照明）にて照明は確保できる。

- ・中央制御室作業用照明（非常用照明）照度：300ルクス（設計値）
- ・中央制御室作業用照明（直流非常灯）照度：20ルクス以上（制御盤デスク部実測値）
- ・中央制御室常用照明照度：1,000ルクス（設計値）

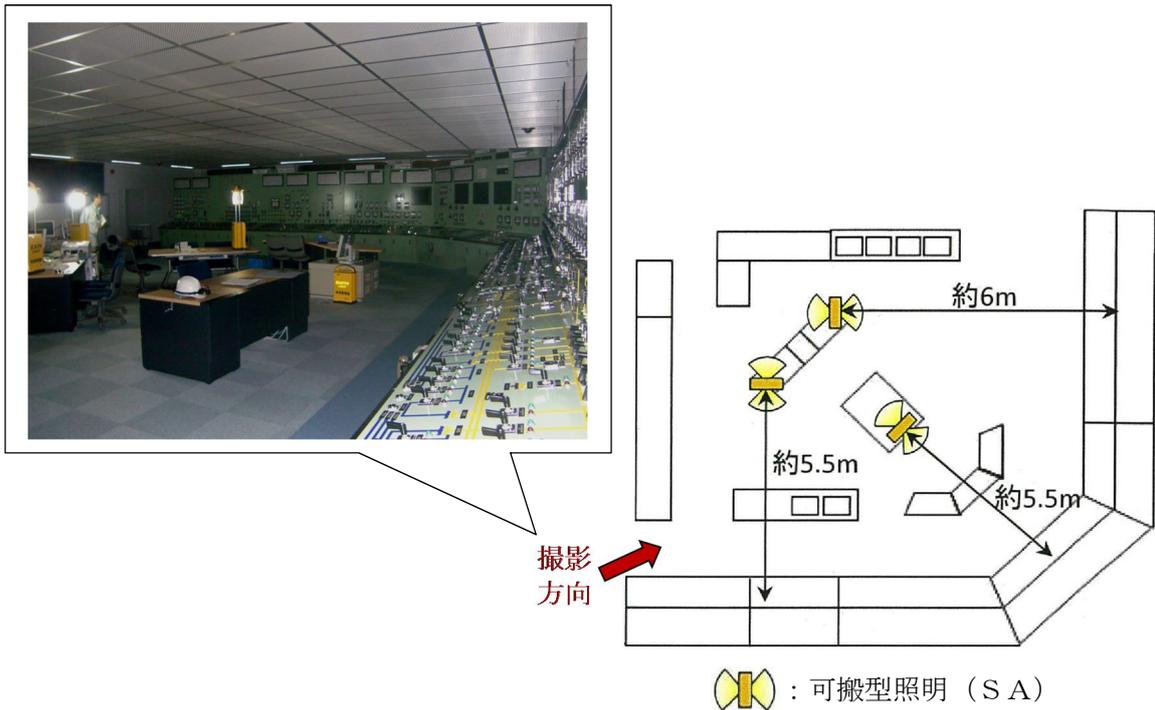
一方、中央制御室の全照明が消灯した場合には、常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備から給電できる可搬型照明（SA）により必要な照度を確保する。仮に、これらの照明が使用できない場合においても必要な照度を確保できるよう、ヘッドライト等の資機材を中央制御室に配備する。

第1-1-4-1表に中央制御室に配備している可搬型照明（SA）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可搬型照明（SA）は、3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、操作箇所に応じて可搬型照明（SA）の向きを変更することにより、さらに照度を確保できることを確認している。（第1-1-4-1図参照）

可搬型照明（S A）の照度は、主制御盤から約6mの位置に設置した場合で、作業用照明（直流非常灯）の実測値である照度（20ルクス以上）に対し、室内照明全消灯状態にて主制御盤垂直部平均で約20ルクス以上の照度を確認している。

なお、換気設備については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備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、S B O発生後、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。（第1-1-4-2図～第1-1-4-4図参照）

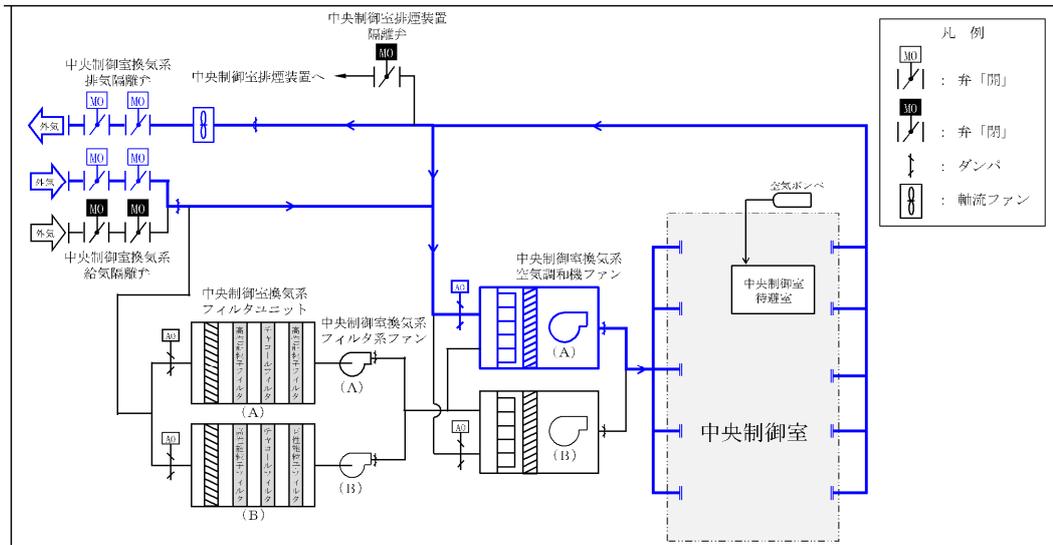


第 1-1-4-1 図 シミュレーション施設における可搬型照明 (SA) 確認状況

第 1-1-4-1 表 中央制御室に配備している可搬型照明 (SA) 及び資機材の概要

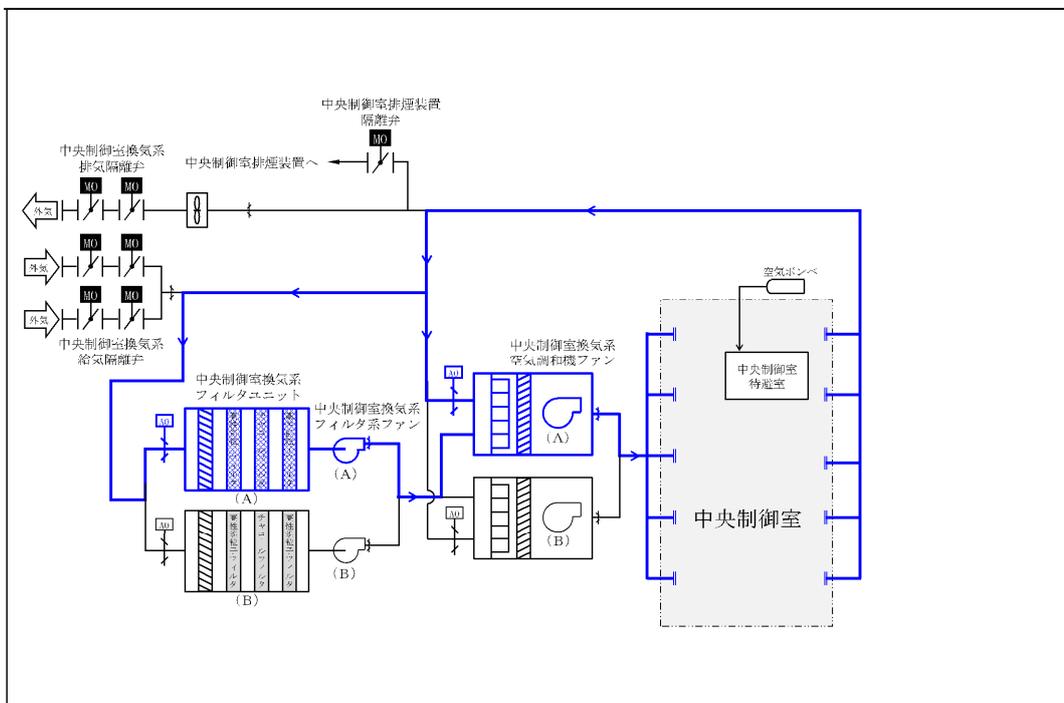
名称及び外観	数 量	仕 様
可搬型照明 (SA) 	3 個 (予備 1 個 (中央制御室待避室の予備 1 個と共用))	(AC) 100V—240V 点灯時間：片面 20~24 時間 両面 10~12 時間
ランタン 	16 個 (予備 4 個)	電池：単一電池 4 本 点灯時間：約 45 時間
ヘッドライト 	7 個 (予備 7 個)	電池：単三電池 3 本 点灯時間：約 12 時間

- ・通常時、中央制御室換気系空気調和機ファンにより中央制御室の換気を行う。



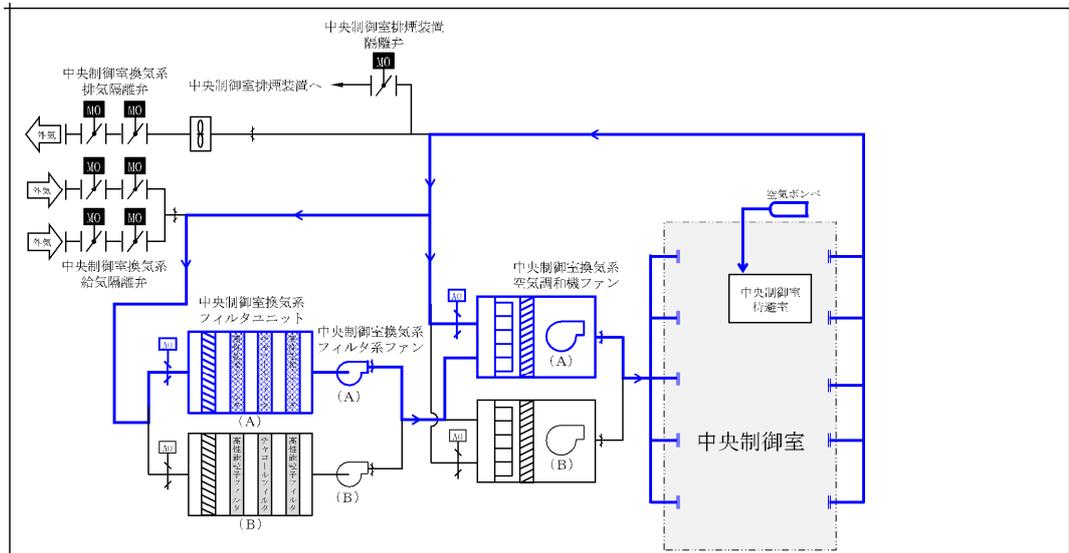
第1-1-4-2図 中央制御室換気系の概要図 (通常運転時)

- ・事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室換気系フィルタ系ファンにより、高性能粒子フィルタ、チャコールフィルタを通る閉回路循環方式とし、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ことが可能である。



第1-1-4-3図 中央制御室換気系の概要図
(重大事故等時 ブルーム通過前及びブルーム通過後 (閉回路循環方式))

- ・さらに重大事故等発生後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合においては、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。



第1-1-4-4図 中央制御室換気系の概要図
(重大事故等時 (ブルーム通過時))

【設備仕様】

- ・中央制御室換気系空気調和機ファン
台数：1 (予備 1)
容量：約 42,500 m³/h (1 台当たり)
- ・中央制御室換気系フィルタ系ファン
台数：1 (予備 1)
容量：約 5,100 m³/h (台当たり)
- ・中央制御室待避室空気ポンベユニット (空気ポンベ)
本数：13 (予備 7)
容量：約 47L (1 本当たり)

(3) 中央制御室の環境に影響を与える可能性のある事象に対する考慮

中央制御室の環境に影響を与える可能性のある事象として、想定される起因事象と同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失又は全交流動力電源喪失並びに中央制御室外の火災等により発生した燃焼ガスやばい煙、有毒ガス、降下火砕物及び凍結による操作雰囲気悪化）を想定しても、誤操作することなく容易に運転操作できる設計とするための対応については、補足説明資料「設計基準事故時の中央制御室の機能」における「第1.2-1表 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「第1.2-2表 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第1-2-1-1表に，操作対象システムを第1-2-1-2表に示す。

第 1-2-1-1 表 重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータ (1/4)

分類	No.	パラメータ名	中央監視 操作盤	S A監視 操作盤	高压代替 注水設備 制御盤	常設代替 高压電源装置 遠隔操作盤	備考
原子炉压力容器内の温度	1	原子炉压力容器温度	—	○	—	—	
原子炉压力容器内の圧力	1	原子炉圧力	○	○	—	—	
	2	原子炉圧力 (S A)	—	○	—	—	
原子炉压力容器内の水位	1	原子炉水位 (広帯域)	○	○	—	—	
	2	原子炉水位 (燃料域)	○	○	—	—	
	3	原子炉水位 (S A広帯域)	—	○	○	—	
	4	原子炉水位 (S A燃料域)	—	○	○	—	
原子炉压力容器への注水量	1	高压代替注水系系統流量	—	—	○	—	
	2	低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	—	○	—	—	
	3	低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	—	○	—	—	
	4	低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	—	○	—	—	
	5	低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	—	○	—	—	
	6	代替循環冷却系原子炉注水流量	—	○	—	—	
	7	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	—	—	
	8	高压炉心スプレイ系系統流量	○	○	—	—	
	9	残留熱除去系系統流量	○	○	—	—	
	10	低压炉心スプレイ系系統流量	○	○	—	—	

第 1-2-1-1 表 重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータ (2/4)

分類	No.	パラメータ名	中央監視 操作盤	S A監視 操作盤	高圧代替 注水設備 制御盤	常設代替 高圧電源装置 遠隔操作盤	備考
原子炉格納容器への注水量	1	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	—	○	—	—	
	2	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	—	○	—	—	
	3	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	—	○	—	—	
	4	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	—	○	—	—	
原子炉格納容器内の温度	1	ドライウエル雰囲気温度	—	○	○	—	
	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	—	○	—	—	
	3	サブプレッション・プール水温度	—	○	○	—	
	4	格納容器下部水温	—	○	—	—	
原子炉格納容器内の圧力	1	ドライウエル圧力	—	○	○	—	
	2	サブプレッション・チェンバ圧力	—	○	—	—	
原子炉格納容器内の水位	1	サブプレッション・プール水位	—	○	○	—	
	2	格納容器下部水位	—	○	—	—	
原子炉格納容器内の水素濃度	1	格納容器内水素濃度 (S A)	—	○	—	—	
原子炉格納容器内の放射線量率	1	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	—	○	—	—	
	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	—	○	—	—	
未臨界の維持又は監視	1	起動領域計装	—	○	—	—	
	2	平均出力領域計装	—	○	—	—	

第 1-2-1-1 表 重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータ (3/4)

分類	No.	パラメータ名	中央監視 操作盤	S A監視 操作盤	高压代替 注水設備 制御盤	常設代替 高压電源装置 遠隔操作盤	備考
最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)	1	代替循環冷却系ポンプ入口温度	—	○	—	—	
	2	サブプレッション・プール水温度	—	○	—	—	
	3	代替循環冷却系原子炉注水流量	—	○	—	—	
	4	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	—	○	—	—	
最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力逃がし装置)	1	フィルタ装置水位	—	○	—	—	
	2	フィルタ装置圧力	—	○	—	—	
	3	フィルタ装置スクラビング水温度	—	○	—	—	
	4	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	—	○	—	—	
	5	フィルタ装置入口水素濃度	—	○	—	—	
最終ヒートシンクの確保 (耐圧強化ベント系)	1	耐圧強化ベント系放射線モニタ	—	○	—	—	
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	残留熱除去系系統流量	○	○	—	—	
	4	残留熱除去系海水系系統流量	○	○	—	—	
	5	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	—	○	—	—	
	6	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	—	○	—	—	

第 1-2-1-1 表 重大事故等時の監視操作設備の監視対象パラメータ (4/4)

分類	No.	パラメータ名	中央監視 操作盤	S A監視 操作盤	高压代替 注水設備 制御盤	常設代替 高压電源装置 遠隔操作盤	備考
水源の確保	1	サプレッション・プール水位	—	○	—	—	
	2	代替淡水貯槽水位	—	○	—	—	
	3	西側淡水貯水設備水位	—	○	—	—	
	4	常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力	—	—	○	—	
	5	常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力	—	○	—	—	
	6	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	—	○	—	—	
	7	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	—	—	
	8	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	—	—	
	9	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	—	○	—	—	
	10	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	—	○	—	—	
原子炉建屋内の水素濃度	1	原子炉建屋水素濃度	—	○	—	—	
	2	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	—	○	—	—	
原子炉格納容器内の酸素濃度	1	格納容器内酸素濃度 (S A)	—	○	—	—	
使用済燃料プールの監視	1	使用済燃料プール水位・温度 (S A広域)	—	○	—	—	
	2	使用済燃料プール温度 (S A)	—	○	—	—	
	3	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	—	○	—	—	
常設代替高压電源装置の監視	1	常設代替高压電源装置発電機電力	—	—	—	○	
	2	常設代替高压電源装置発電機周波数	—	—	—	○	

第 1-2-1-2 表 重大事故等時の監視操作設備の操作対象系統

操作機器設置場所	操作対象系統
中央監視操作盤	<ul style="list-style-type: none"> ・ A T W S 緩和設備 ・ 再循環系 ・ 自動減圧系 ・ 原子炉隔離時冷却系 ・ 原子炉系 ・ 不活性ガス系 ・ 高圧炉心スプレイ系 ・ 低圧炉心スプレイ系 ・ 残留熱除去系 ・ 燃料プール冷却浄化系 等
中央制御室内裏側直立盤	<ul style="list-style-type: none"> ・ 中央制御室換気系 ・ 非常用ガス処理系
S A 監視操作盤	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系 ・ 緊急用海水系 ・ 格納容器圧力逃がし系 ・ 耐圧強化ベント系 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系 ・ 代替循環冷却系 ・ 格納容器下部注水系 ・ サンプリング装置（格納容器内水素・酸素濃度（S A）） ・ 代替燃料プール冷却系 等
高圧代替注水設備制御盤	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧代替注水系
常設代替高圧電源装置遠隔操作盤	<ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替高圧電源装置

(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，中央制御室内裏側直立盤，S A監視操作盤，高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤は，設計基準事故対処設備としての中央制御室制御盤の誤操作防止を考慮した設計を踏襲し，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。

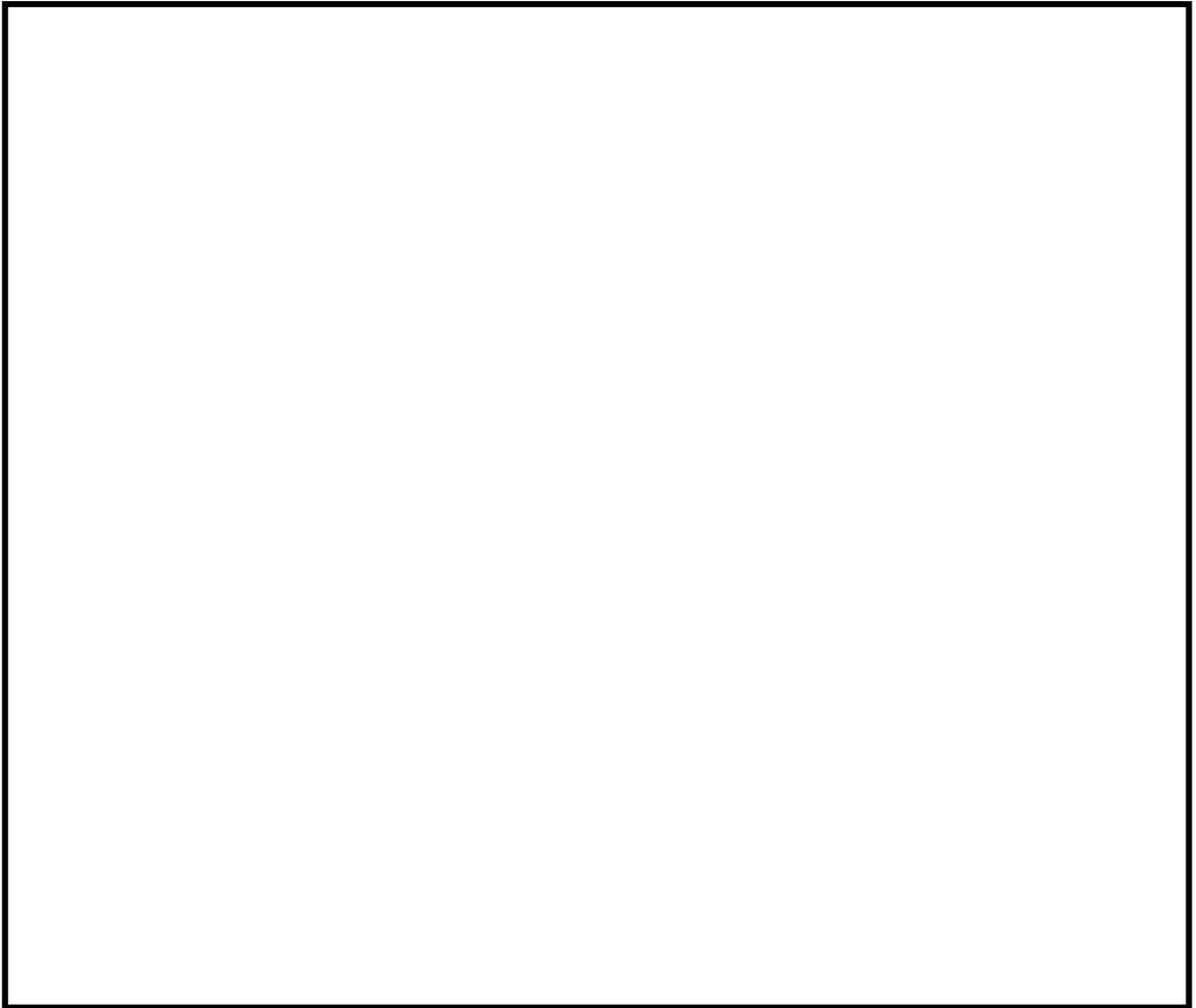
（例）機器を上からA／B／Cの順に表示

(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，中央制御室内裏側直立盤及び高圧代替注水設備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「誤操作防止対策」に準じることとする。

1.2.2.1 SA監視操作盤の表示の例

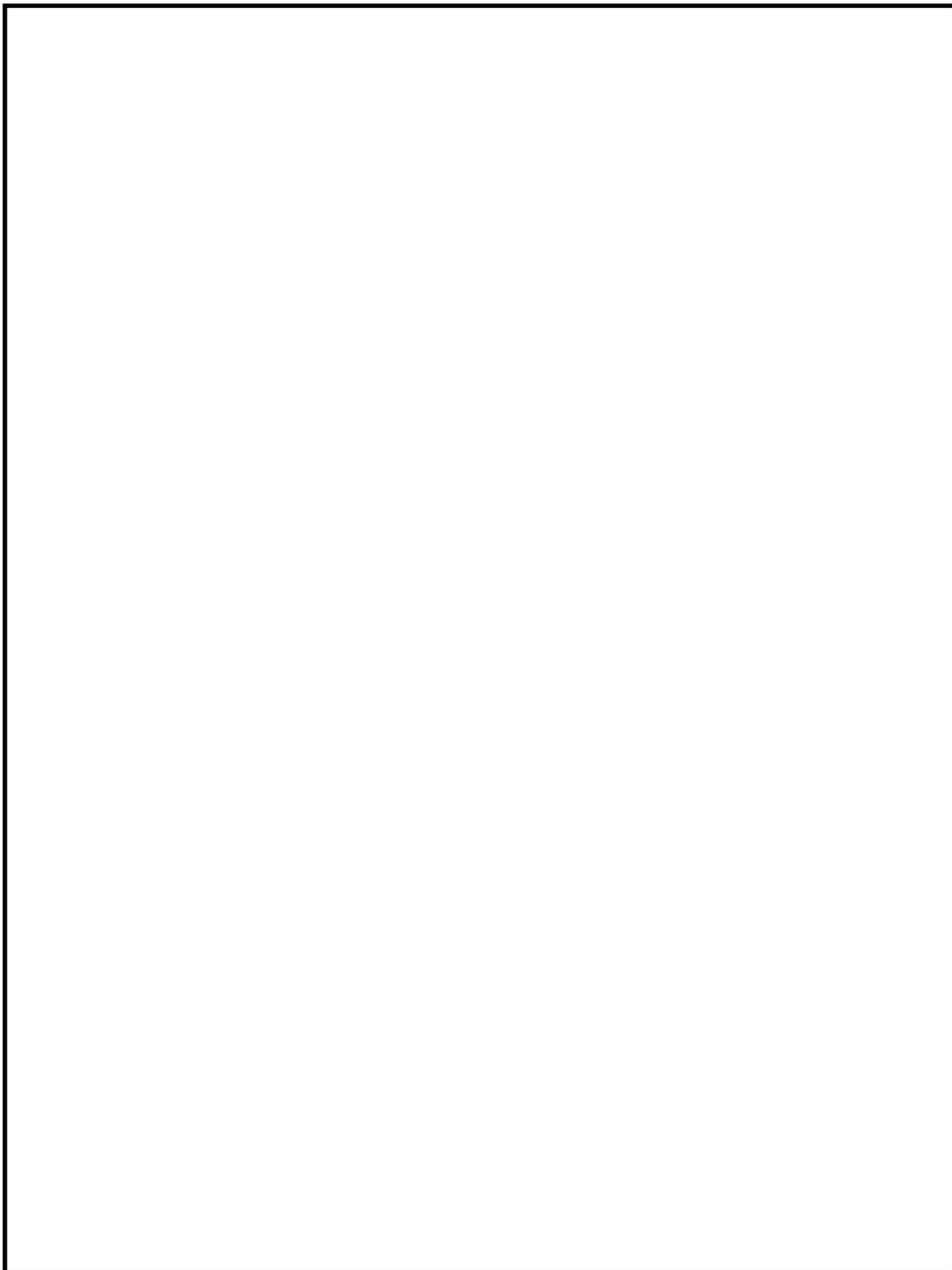


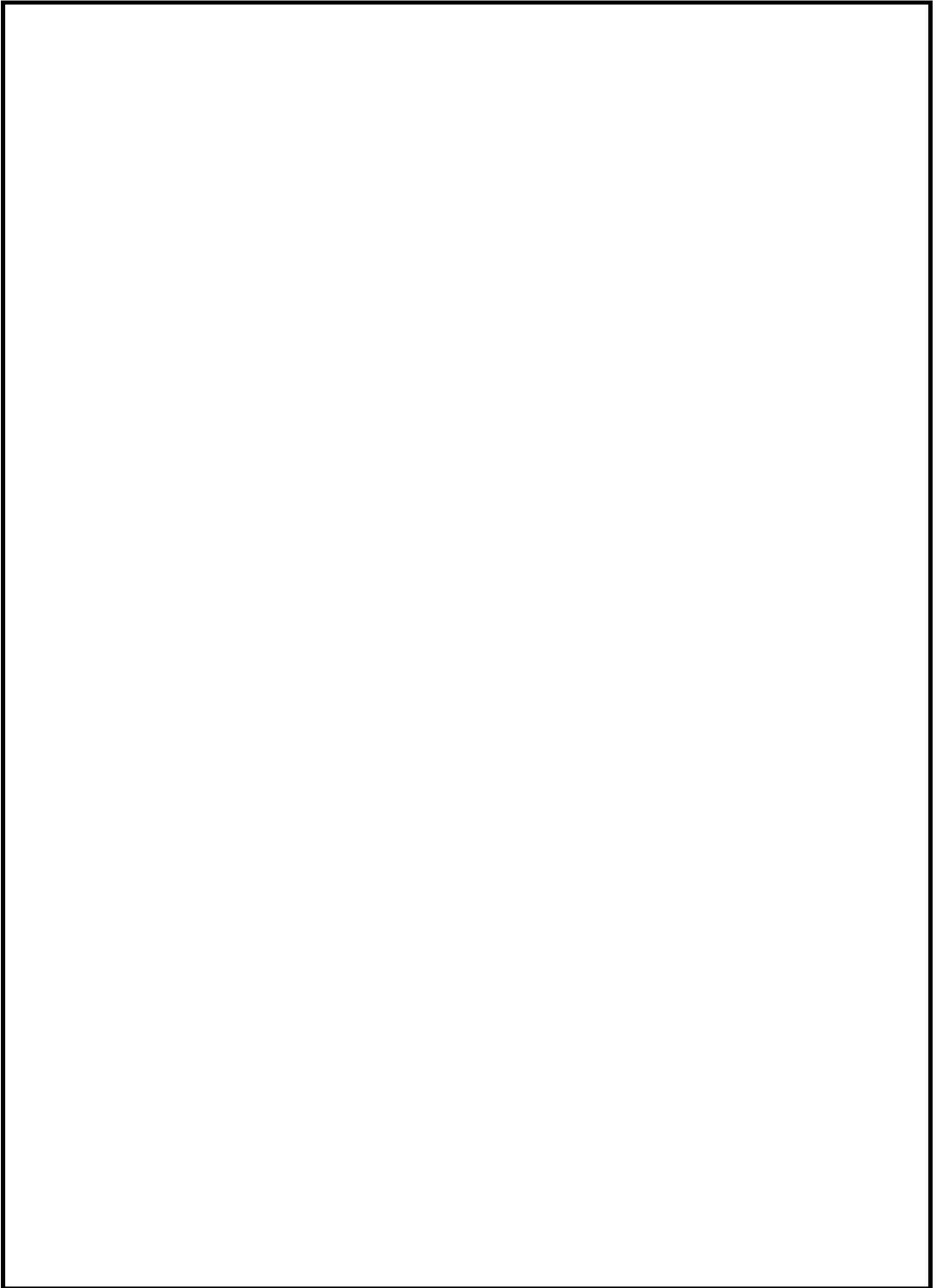
1.2.3 操作機能について

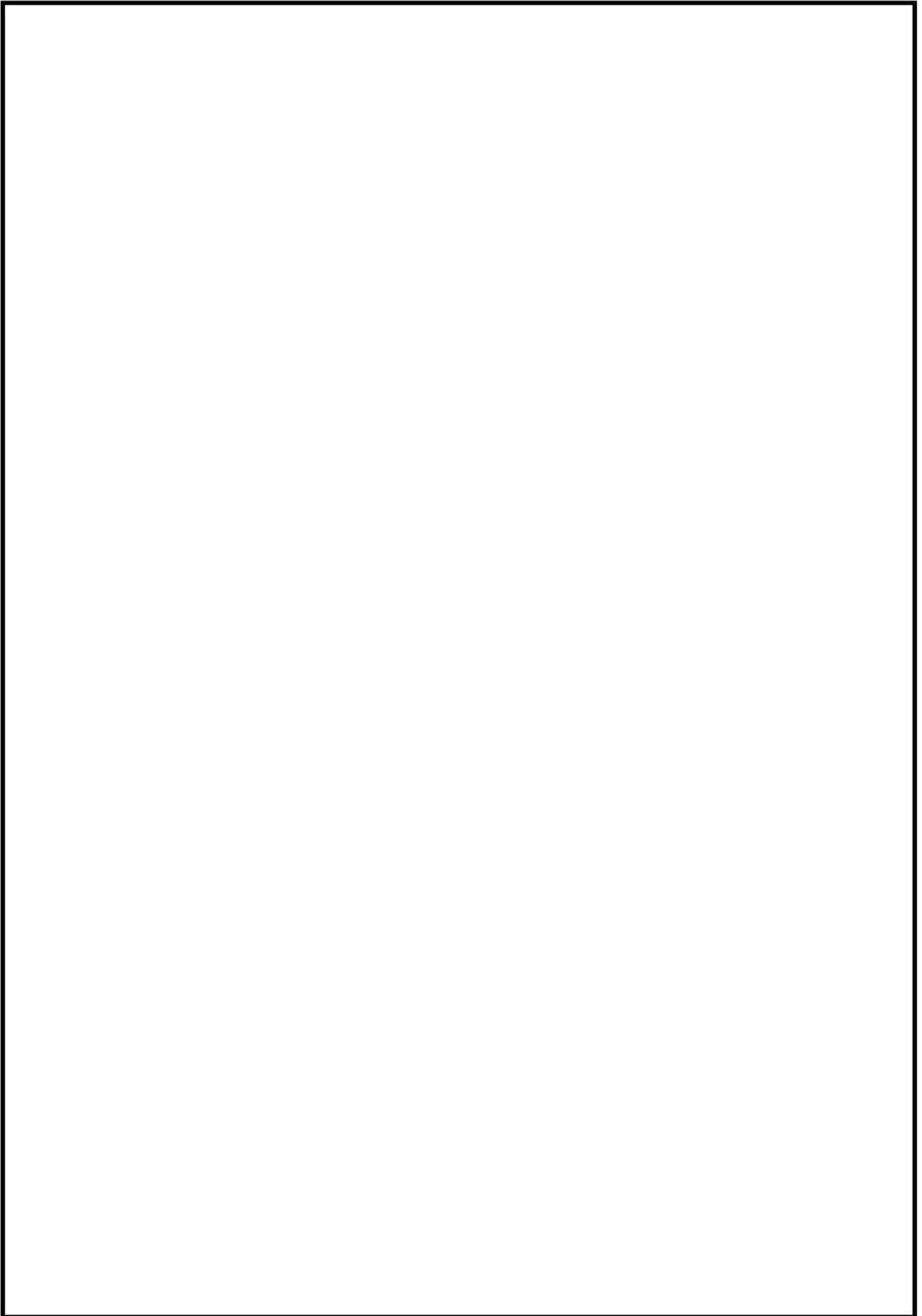
- (1) 操作器は運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致したものとする。
(例) 操作器内の釦は左が「停止（閉）」，右が「起動（開）」
- (2) 操作器は，色，形状，大きさのコーディングや操作方法に一貫性を持たせる設計とする。
- (3) VDUを用いる場合は，画面のタッチ領域は十字カーソル等とし，タッチ可能な領域を識別するとともに，操作信号を出力するタッチ領域は十分な大きさを確保し，隣接するタッチ領域とも距離を離す。
- (4) VDUを用いる場合は，操作信号を出力する操作器は，操作器をアクティブにした状態でないと操作器の操作が行えないようにする。

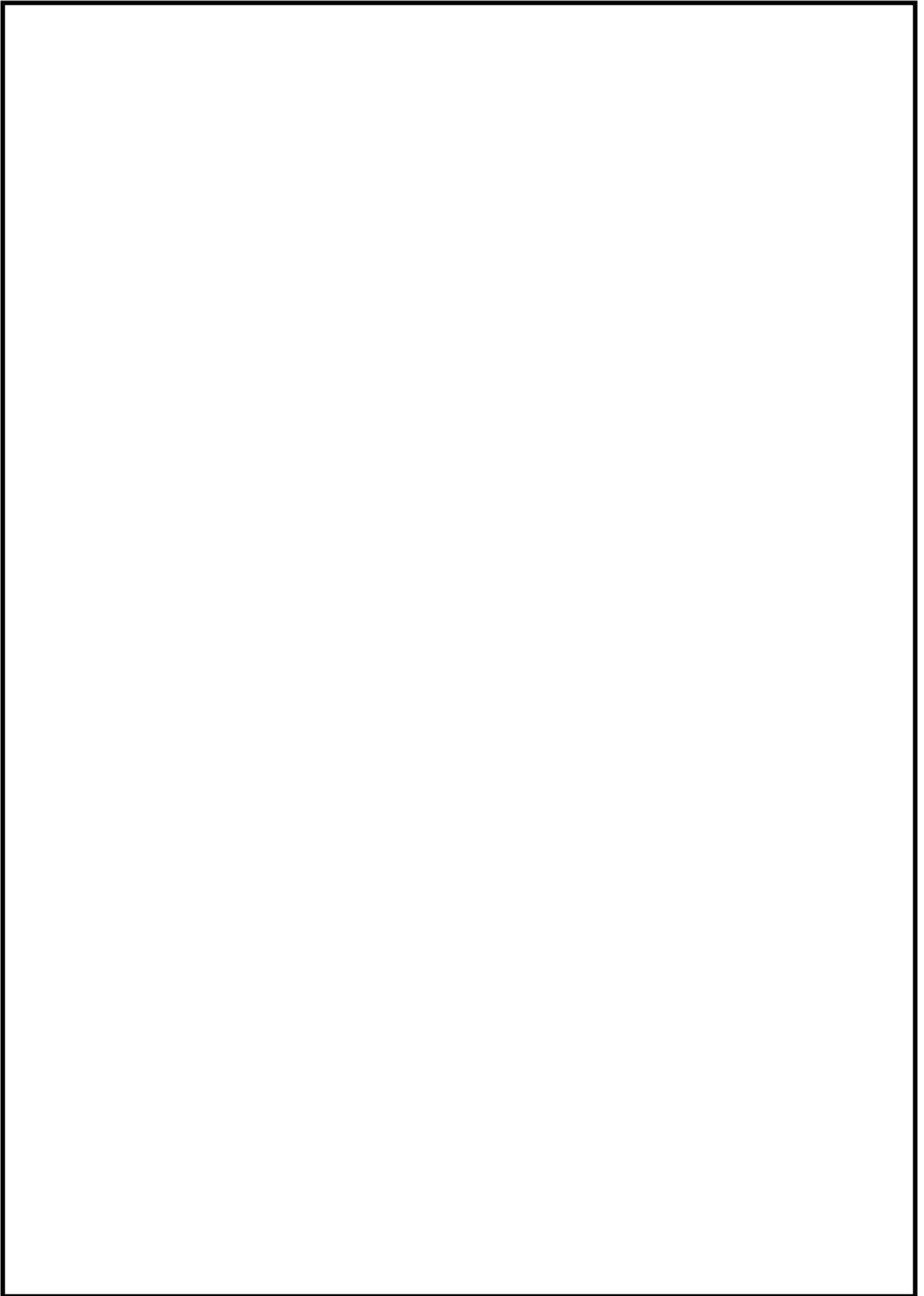
以下，VDUを用いた場合の操作機能について画面例を用いて説明する。ハードウェア器具を用いる中央監視操作盤，中央制御室内裏側直立盤及び高圧代替注水設備制御盤の操作機能については，補足説明資料「設計基準事故時の中央制御室の機能」における「誤操作防止対策」に準じることとする。

1.2.3.1 SA監視操作盤の操作の例









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と音（ブザー吹鳴）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。

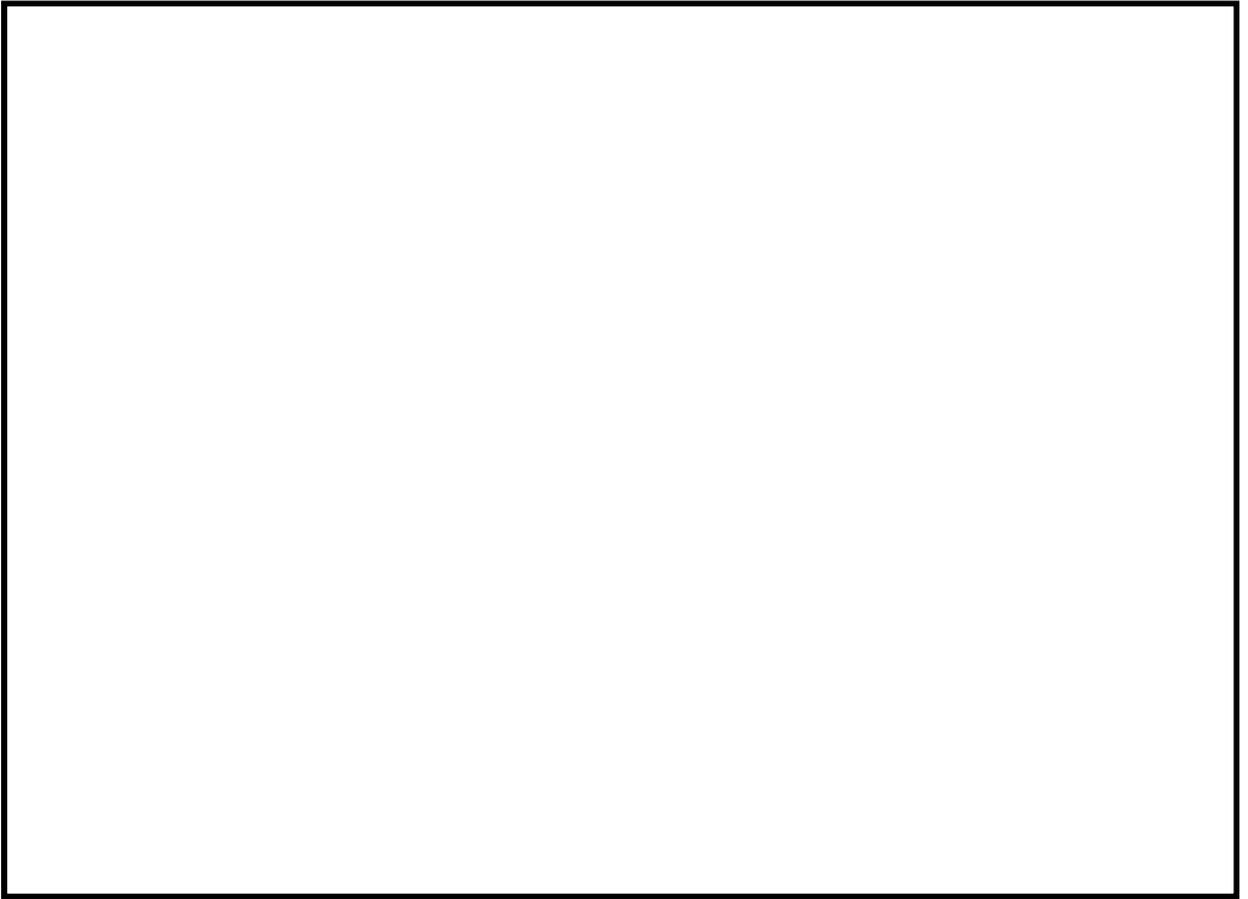
- ・重故障：「赤」異常であり、運転員に対応操作を要求する警報
- ・軽故障：「黄」異常であり、運転員に系統や機器状態等の確認を要求する警報

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、中央制御室内裏側直立盤及び高圧代替注水設備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「誤操作防止対策」に準じることとする。

1.2.4.1 SA監視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

S A監視操作盤には、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も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、盤内において手動で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。

盤内への手動信号入力の対象補機は、第1-2-1-2表においてS A監視操作盤の操作対象となっている系統の補機である。

具体的な手順を1.2.5.2 に示す。

1.2.5.2 ソフトウェアの機能喪失時における補機の手動操作手順

S A監視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、制御盤内で補機の操作信号を手動で直接入力する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

給電中に制御盤のソフトウェアが機能喪失し、S A監視操作盤での補機操作ができない場合。

(b) 操作手順

補機の操作信号を手動で直接入力する概要を以下に示す。

- ① 制御盤の補機への出力信号がOFFになっていることを確認する。
- ② 手順に定められた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 各運転状態で期待する中央制御室の監視操作設備

設計基準事故時や重大事故等時の各状態において期待する、中央制御室で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（DB）

- ・主に中央監視操作盤及び中央制御室内裏側直立盤を用いて監視操作する。
- ・SA監視操作盤、高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤は使用しない。

② 重大事故等時（SA）のうち、SBOが継続しない場合

（常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備が起動成功した場合）

- ・中央監視操作盤及び中央制御室内裏側直立盤を用いて監視操作する。
- ・SA監視操作盤、高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤を用いた監視操作も行う。

③ 重大事故等時（SA）のうち、SBOが継続した場合

（常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備が起動失敗した場合）

- ・常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備の負荷を低減するために不要な直流電源負荷を切り離す。
- ・中央監視操作盤及び中央制御室内裏側直立盤を用いて監視操作する。
- ・SA監視操作盤、高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤を用いた監視操作を行う。

④ 重大事故等時（SA）のうち、SBOが継続後、交流電源が復旧した場合

- ・中央監視操作盤及び中央制御室内裏側直立盤を用いて監視操作する。
- ・SA監視操作盤、高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤を用いた監視操作を行う。

①～④を整理した結果を第2-1-1表に示す。

2.1.1 重大事故等時の監視操作設備の復旧

重大事故等時のうち、SBO発生後、交流電源が復旧した場合には、中央監視操作盤、中央制御室内裏側直立盤、SA監視操作盤、高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤が給電したことを確認した上で、中央監視操作盤、中央制御室内裏側直立盤、SA監視操作盤、高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤を用いて監視操作する。

第 2-1-1 表 各運転状態で期待する監視操作設備

運転状態	当該の運転状態で期待する設備 (期待する設備：水色 期待しない設備：灰色)				電源
	中央監視操作盤	中央制御室内裏側直立盤	高压代替注水設備制御盤 常設代替高压電源装置遠隔操作盤	S A 監視操作盤	
<p>安全系</p> <p>原子炉系</p> <p>タービン・所内電源系</p>			<p>高压代替注水設備制御盤</p> <p>常設代替高压電源装置遠隔操作盤</p>	<p>S A 監視操作盤 1</p> <p>S A 監視操作盤 2</p>	
① D B					非常用ディーゼル発電機
② S A のうち、S B O が継続しない					常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備
③ S A のうち、S B O が継続する	<p>直流電源負荷が対象</p>	<p>直流電源負荷が対象</p>	<p>直流電源負荷が対象</p>	<p>直流電源負荷が対象</p>	常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備
④ S A のうち、③の後に交流電源が復旧					常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備

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。

従って、S A監視操作盤、高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤は、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。

重大事故等時に期待する設備の使用を開始する時期（例）を第2-2-1表に示す。

第 2-2-1 表 重大事故等時に期待する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	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備	S A操作監視盤
上記設備が使用開始する時期	重大事故等時において，事象進展に伴い当該ポンプの起動が必要になった時	外部電源が喪失した際に非常用ディーゼル発電機が全台起動失敗した時	重大事故等が生じると同時
起動に係る基本設計	必要に応じて起動	必要に応じて起動	常時起動

2.3 表示パラメータ及びS B O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S B O時において中央制御室で監視可能なパラメータを第2-3-1表に示す。

第 2-3-1 表 重大事故等時の監視操作設備の表示パラメータ及び S B O 時において中央制御室で監視可能なパラメータ (1/4)

No.	パラメータ名称	重大事故等 対処設備	ERSS 伝 送パラメータ (※1)	SPDS へ のバックア ップ対象	中央監視 操作盤	S A 監視 操作盤	高压代替 注水設備 制御盤	常設代替 高压電源 装置遠隔 操作盤	S B O 時 監視可能 パラメータ	備考
1	原子炉压力容器温度	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
2	原子炉圧力	○	○	○	○	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
3	原子炉圧力 (S A)	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
4	原子炉水位 (広帯域)	○	○	○	○	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
5	原子炉水位 (燃料域)	○	○	○	○	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
6	原子炉水位 (S A 広帯域)	○	○	○	—	○	○	—	●	S B O 時必要負荷
7	原子炉水位 (S A 燃料域)	○	○	○	—	○	○	—	●	S B O 時必要負荷
8	高压代替注水系系統流量	○	○	○	—	—	○	—	●	S B O 時必要負荷
9	低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
10	低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
11	低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
12	低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
13	代替循環冷却系原子炉注水流量	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
14	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○	○	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
15	高压炉心スプレイ系系統流量	○	○	○	○	○	—	—	×	交流電源
16	残留熱除去系系統流量	○	○	○	○	○	—	—	×	交流電源
17	低压炉心スプレイ系系統流量	○	○	○	○	○	—	—	×	交流電源

※ 1 : 原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じて適宜見直していく。

第 2-3-1 表 重大事故等時の監視操作設備の表示パラメータ及び S B O 時において中央制御室で監視可能なパラメータ (2/4)

No.	パラメータ名称	重大事故等 対処設備	ERSS 伝 送パラメータ (※1)	SPDS へ のバックアッ プ対象	中央監視 操作盤	S A 監視 操作盤	高压代替 注水設備 制御盤	常設代替 高压電源 装置遠隔 操作盤	S B O 時 監視可能 パラメータ	備考
18	低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
19	低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
20	低压代替注水系格納容器下部注水流量	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
21	ドライウエル雰囲気温度	○	○	○	—	○	○	—	●	S B O 時必要負荷
22	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
23	サブプレッション・プール水温度	○	○	○	—	○	○	—	●	S B O 時必要負荷
24	格納容器下部水温	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
25	ドライウエル圧力	○	○	○	—	○	○	—	●	S B O 時必要負荷
26	サブプレッション・チェンバ圧力	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
27	サブプレッション・プール水位	○	○	○	—	○	○	—	●	S B O 時必要負荷
28	格納容器下部水位	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
29	格納容器内水素濃度 (S A)	○	○	○	—	○	—	—	×	交流電源
30	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
31	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
32	起動領域計装	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
33	平均出力領域計装	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
34	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○	○	○	—	○	—	—	○	

※1：原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じて適宜見直していく。

第 2-3-1 表 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 (3/4)

No.	パラメータ名称	重大事故等 対処設備	ERSS 伝 送パラメータ (※1)	SPDS へ のバックア ップ対象	中央監視 操作盤	S A監視 操作盤	高圧代替 注水設備 制御盤	常設代替 高圧電源 装置遠隔 操作盤	SBO 時 監視可能 パラメータ	備考
35	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	○	○	—	○	—	—	○	
36	フィルタ装置水位	○	○	○	—	○	—	—	●	SBO 時必要負荷
37	フィルタ装置圧力	○	○	○	—	○	—	—	●	SBO 時必要負荷
38	フィルタ装置スクラビング水温度	○	○	○	—	○	—	—	●	SBO 時必要負荷
39	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	○	○	○	—	○	—	—	●	SBO 時必要負荷
40	フィルタ装置入口水素濃度	○	○	○	—	○	—	—	×	交流電源
41	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	○	○	—	○	—	—	●	SBO 時必要負荷
42	残留熱除去系熱交換器入口温度	○	○	○	—	○	—	—	×	交流電源
43	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	○	○	—	○	—	—	×	交流電源
44	残留熱除去系海水系系統流量	○	○	○	○	○	—	—	×	交流電源
45	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	○	○	○	—	○	—	—	○	
46	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	○	○	○	—	○	—	—	○	
47	代替淡水貯槽水位	○	○	○	—	○	—	—	●	SBO 時必要負荷
48	西側淡水貯水設備水位	○	○	○	—	○	—	—	●	SBO 時必要負荷
49	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○	—	—	○	—	●	SBO 時必要負荷
50	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○	—	○	—	—	○	
51	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○	—	○	—	—	○	

※1：原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じて適宜見直していく。

第 2-3-1 表 重大事故等時の監視操作設備の表示パラメータ及び S B O 時において中央制御室で監視可能なパラメータ (4/4)

No.	パラメータ名称	重大事故等 対処設備	ERSS 伝 送パラメータ (※1)	SPDS へ のバックアッ プ対象	中央監視 操作盤	S A 監視 操作盤	高压代替 注水設備 制御盤	常設代替 高压電源 装置遠隔 操作盤	S B O 時 監視可能 パラメータ	備考
52	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○	○	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
53	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○	○	○	—	—	×	交流電源
54	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	○	—	○	—	—	×	交流電源
55	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○	—	○	—	—	×	交流電源
56	原子炉建屋水素濃度	○	○	○	—	○	—	—	○	
57	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	○	○	○	—	○	—	—	○	
58	格納容器内酸素濃度 (S A)	○	○	○	—	○	—	—	×	交流電源
59	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
60	使用済燃料プール温度 (S A)	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
61	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	○	○	○	—	○	—	—	●	S B O 時必要負荷
62	常設代替高压電源装置発電機電力	○	—	—	—	—	—	○	×	交流電源
63	常設代替高压電源装置発電機周波数	○	—	—	—	—	—	○	×	交流電源

※1：原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じて適宜見直していく。

2.4 設計基準事故対処設備との分離及び切替について

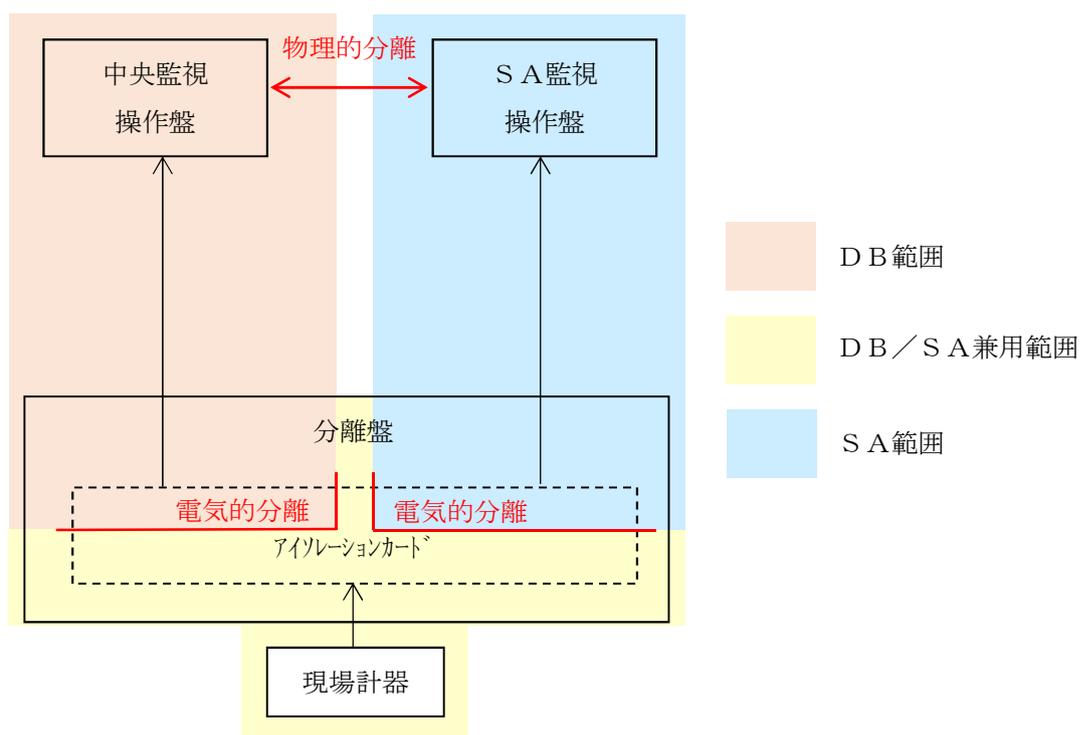
SA監視操作盤は、設計基準事故対処設備の中央監視操作盤と物理的、電氣的に分離し、他の設備に悪影響を及ぼさないよう独立した設計とする。

2.4.1 中央監視操作盤に関する分離設計

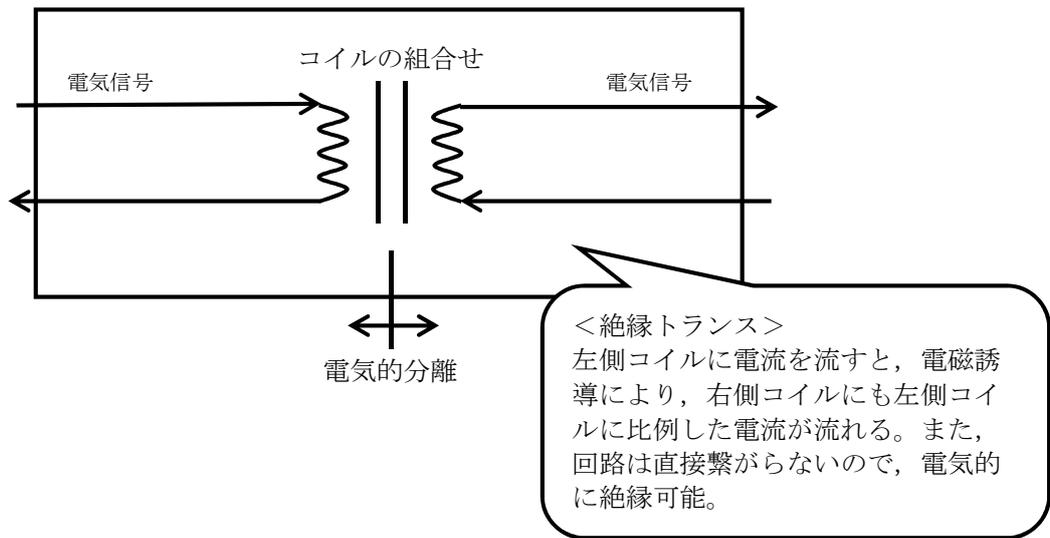
SA監視操作盤へ出力するDBと兼用するパラメータについては、SA監視操作盤の故障の影響を設計基準事故対処設備に与えないようアイソレーションカードを用いることで、電氣的分離を図りつつ、信号の取り出しが可能な設計とする。また、SA監視操作盤へのアイソレーションカードからの信号取り出しの配線については、設計基準事故対処設備の配線等と独立して設置する設計とする。

また、アイソレーションカードは、常時給電可能な設計とする。

分離設計の概念図を第2-4-1-1図に、アイソレーションカードの概念図を第2-4-1-2図に示す。



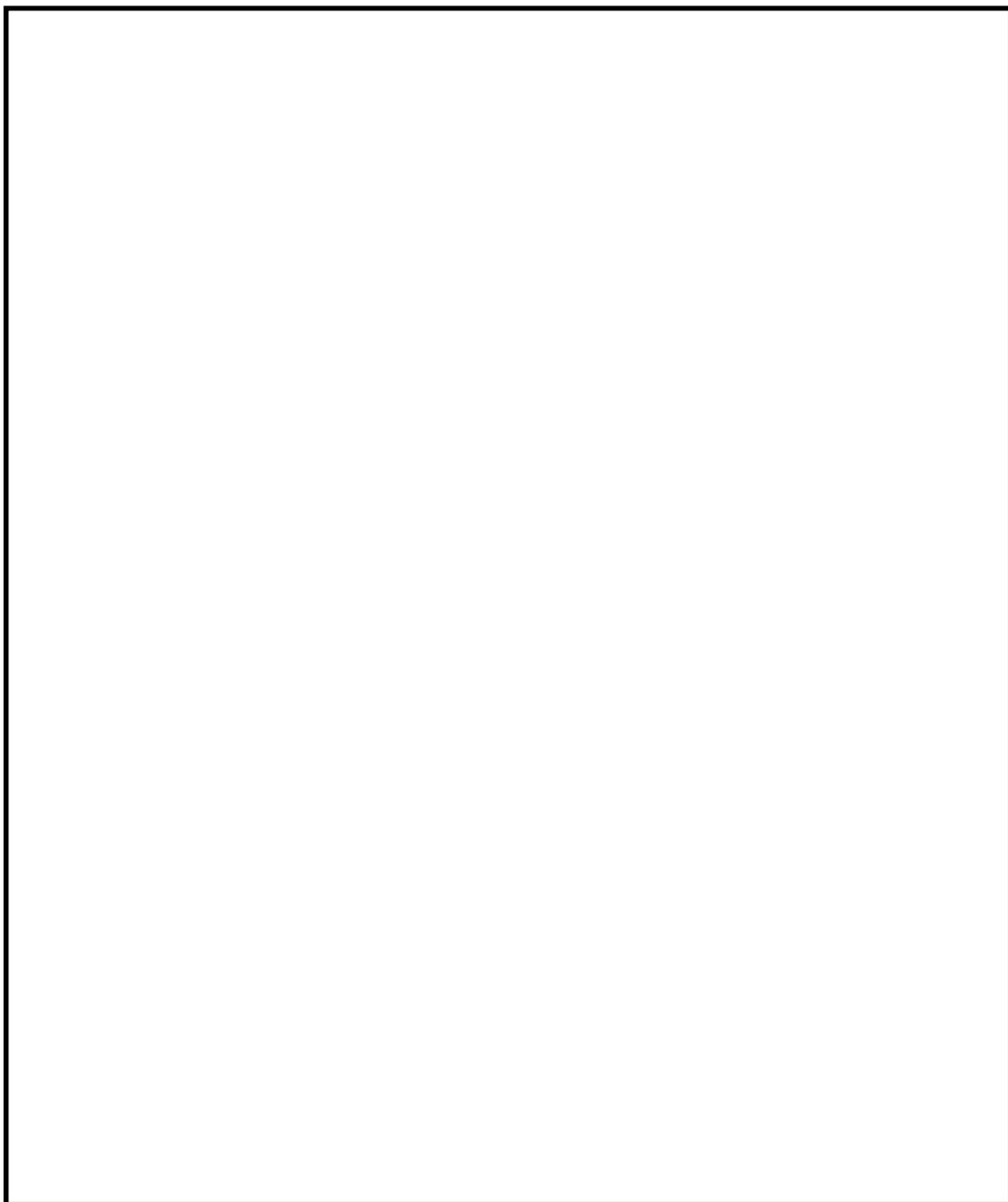
第2-4-1-1図 分離設計の概念図



第2-4-1-2 図 アイソレーションカードの概念図

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，中央制御室裏側直立盤，S A 監視操作盤，高圧代替注水設備制御盤及び常設代替高圧電源装置遠隔操作盤の設置場所は中央制御室とする。具体的な設置場所を第2-5-1-1図に示す。



補足-240-5 【通信連絡設備に関する補足説明資料
通信連絡設備について】

1. 添付資料に係る補足説明資料

「通信連絡設備に関する説明書」に係る添付資料の記載内容を補足するための説明資料リストを以下に示す。

工認添付資料	1. 補足説明資料
V-1-1-10 通信連絡設備に関する説明書	1.1 通信連絡設備の一覧
	1.2 多様性を確保した専用通信回線
	1.3 各重大事故時に必要な通信連絡設備の容量
	1.4 通信連絡設備が接続する無停電電源の仕様
	1.5 データ伝送設備のパラメータ
	1.6 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

1.1 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（1/4）

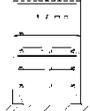
主要設備	容量*1		写真等
	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
送受話器 (ページング) (警報装置を含む。)	約 280 台*3 ・緊急時対策所建屋：20 台 ・中央制御室：9 台 ・原子炉建屋他：約 230 台 屋外：約 20 台 その他：一式 (サービス建屋) ・制御装置	—	 送受話器 (ハンドセット) 送受話器 (スピーカ)  制御装置
電力保安通信用電話設備	固定電話機*2	約 180 台 ・緊急時対策所：4 台 ・中央制御室：6 台 ・原子炉建屋他：約 170 台	—  固定電話機
	PHS 端末*2	約 300 台 ・緊急時対策所：約 40 台 ・中央制御室：4 台 ・発電所員他配備：約 250 台	—  PHS 端末
	F A X *2	2 台 ・緊急時対策所：1 台 ・中央制御室：1 台	—  F A X
	その他*2	・事務本館：一式 交換機	—  交換機

注記 *1：設置又は保管場所並びに容量は、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。

*3：送受話器（ページング）（ハンドセット）容量。

通信連絡設備（発電所内）の一覧（2/4）

主要設備		容量*1		写真等
		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
衛星電話設備	固定型*2	8台 ・緊急時対策所：6台 ・中央制御室：2台 その他：一式 （原子炉建屋） ・衛星電話設備用通信機器収納ラック（中央制御室） ・屋外アンテナ （緊急時対策所建屋） ・衛星電話設備用通信機器収納ラック（緊急時対策所） ・屋外アンテナ	同左*3	 固定型  屋外アンテナ 衛星電話設備用通信機器収納ラック  中央制御室  緊急時対策所
	携帯型*2,4	11台（予備1台を除く） ・緊急時対策所：11台（予備1台を除く）	全体台数 11台（予備1台を除く）*3 ・緊急時対策所：11台（予備1台を除く） （携帯型用充電器：12台） （携帯型用充電池予備：12台）	 携帯型
無線連絡設備	固定型	3台 ・緊急時対策所：2台 ・中央制御室：1台 その他：一式 （原子炉建屋） ・屋外アンテナ （緊急時対策所建屋） ・屋外アンテナ	—	 固定型  屋外アンテナ
	携帯型*4	約19台（予備1台を除く） ・緊急時対策所：19台（予備1台を除く）	全体台数 19台（予備1台を除く）*3 ・緊急時対策所：19台（予備1台を除く） （携帯型用充電器：20台） （携帯型用充電池予備：20台）	 携帯型

注記 *1：設置又は保管場所並びに容量は，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。

*3：設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

*4：可搬型については，現場（屋外）にて使用する。

通信連絡設備（発電所内）の一覧（3/4）

主要設備		容量*1		写真等
		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
データ伝送設備 （発電所内）	データ伝送装置	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室：一式 SPDSデータ収納盤-A, B SPDS入出力制御盤-A, B SPDSインターフェイス盤 原子炉建屋原子炉棟：一式 無線通信用アンテナ 	同左*3	 SPDSデータ収納盤  無線通信用アンテナ SPDS入出力制御盤 SPDSインターフェイス盤
	緊急時対策支援システム伝送装置*2	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所建屋：一式 SPDSサーバ盤-A, B SPDS通信盤 緊急時対策所建屋：一式 無線通信用アンテナ 	同左*3	 SPDSサーバ盤  無線通信用アンテナ SPDS通信盤
	SPDSデータ表示装置	緊急時対策所：1台	同左*3	 SPDSデータ表示装置

注記 *1：設置又は保管場所並びに容量は、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。

*3：設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

通信連絡設備（発電所内）の一覧（4/4）

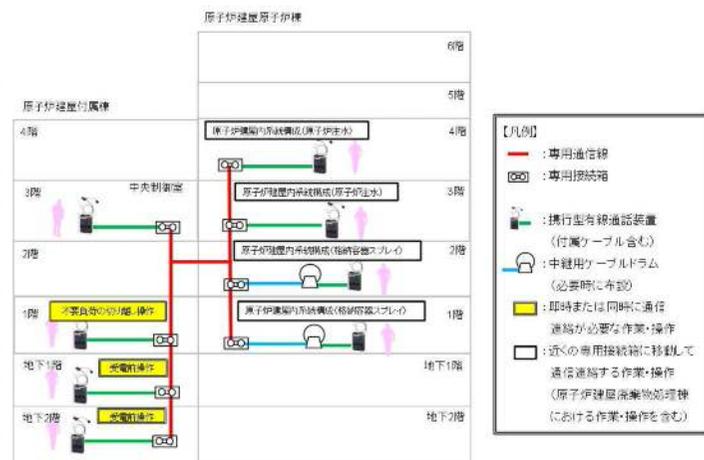
主要設備	容量*1		写真等
	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
携行型有線通話装置	15台（予備2台を除く） ・緊急時対策所：3台（予備1台を除く） ・中央制御室：12台（予備1台を除く）	同左*2	  携行型有線通話装置 中継用ケーブルドラム

注記 *1：設置又は保管場所並びに容量は、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：設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

- 中央制御室に保管する携行型有線通話装置は、中央制御室と各現場（屋内）に布設している専用通信線を用い、携行型有線通話装置を専用接続箱に接続するとともに、必要時に中継用ケーブルドラムを布設することにより中央制御室と各現場（屋内）間の必要な通信連絡を行う。なお、中央制御室と各現場（屋内）との通信連絡に必要な中継用ケーブルドラムを確保している。
- 専用接続箱については、地震起因による溢水の影響を受けない箇所に設置し、溢水時においても使用可能な設計とする。また、専用接続箱間のケーブル及び携行型有線通話装置用の中継用ケーブルドラムについては、水による影響を受けにくい材質であり、溢水時においても使用できる。
- 専用接続箱については、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、専用接続箱間の電路については、専用の電線管で布設することに加え、携行型有線通話装置用の中継用ケーブルドラムについては、地震起因による火災の影響を受けない箇所に設置することにより、火災時においても使用できる。

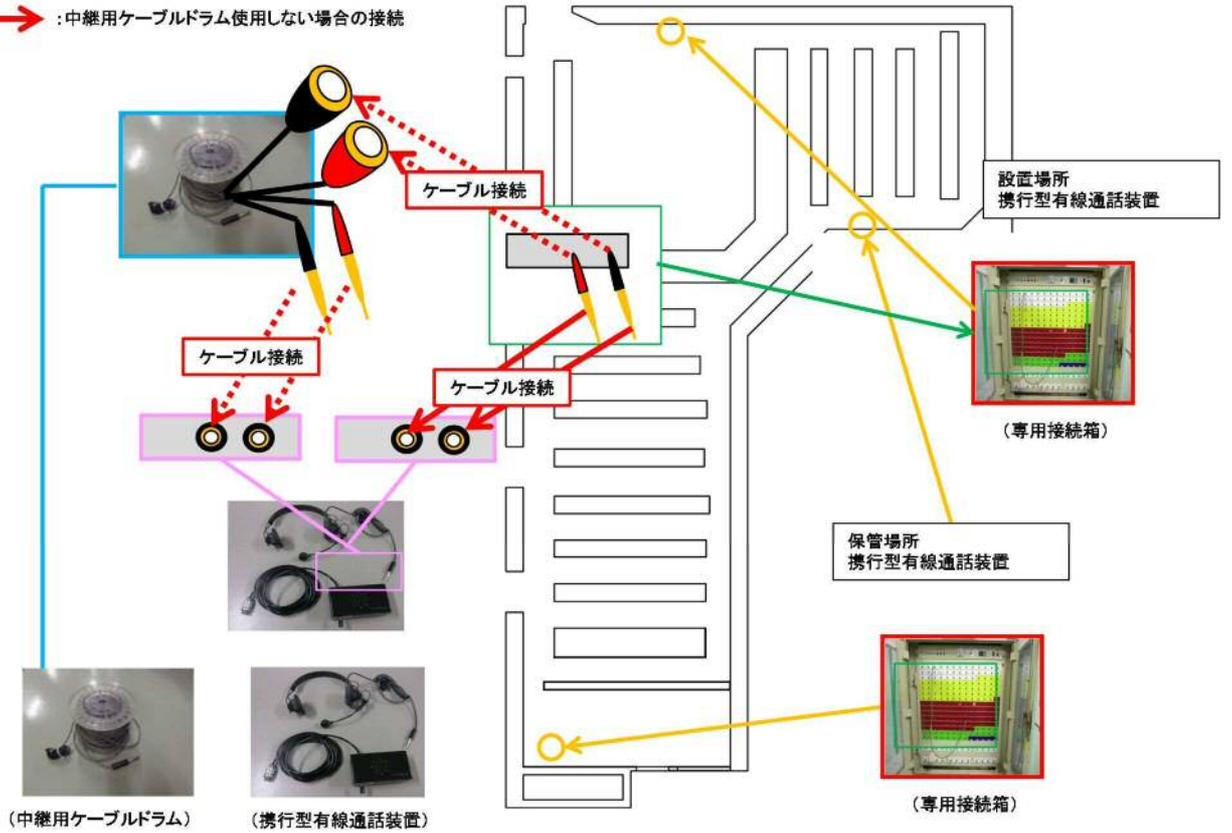
保管場所	操作	数量	中継用ケーブルドラム
中央制御室	原子炉建屋内各操作時の連絡手段	2	100m×1本
原子炉建屋付属棟地下2階	受電前準備他	1	50m×1本
原子炉建屋付属棟地下1階		1	100m×2本
原子炉建屋付属棟1階		1	100m×1本
原子炉建屋付属棟4階	チェンジングエリアの設置及び運用による汚染の持ち込みの防止	1	50m×1本
原子炉建屋付属棟屋上	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1	50m×1本
原子炉建屋原子炉棟地下2階	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）への系統構成他	2	50m×1本
原子炉建屋原子炉棟地下1階		2	50m×1本
原子炉建屋原子炉棟1階	原子炉建屋内系統構成（格納容器スプレイ）他	2	100m×1本
原子炉建屋原子炉棟2階		1	50m×1本
原子炉建屋原子炉棟3階	原子炉建屋内系統構成（原子炉注水）他	3	50m×1本
原子炉建屋原子炉棟4階		2	100m×1本
原子炉建屋原子炉棟5階		2	100m×1本
原子炉建屋原子炉棟6階	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プールのスプレイ他	1	100m×1本
原子炉建屋廃棄物処理棟1階	可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電他	1	100m×1本
原子炉建屋廃棄物処理棟3階	格納容器圧力逃がし装置第二弁の現場操作他	1	20m×1本
緊急時対策所	緊急時対策所内各操作時の連絡手段確保	3	100m×4本
緊急時対策所建屋1階	予備	1	200m×15本



携行型有線通話装置 接続例

---> : 中継用ケーブルドラムを使用する場合のケーブル接続

---> : 中継用ケーブルドラム使用しない場合の接続



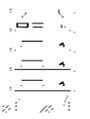
通信連絡設備（発電所外）の一覧（1/3）

主要設備		容量*1		写真
		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
加入電話設備	加入電話機	10 台 ・緊急時対策所：9 台 ・中央制御室：1 台	—	 加入電話機
	加入 F A X	2 台 ・緊急時対策所：1 台 ・中央制御室：1 台	—	 加入 F A X
電力保安通信用電話設備	固定電話機*2	約 180 台 ・緊急時対策所：4 台 ・中央制御室：6 台 ・原子炉建屋他：約 170 台	—	 固定電話機
	P H S 端末*2	約 300 台 ・緊急時対策所：約 40 台 ・中央制御室：4 台 ・発電所員他配備：約 250 台	—	 P H S 端末
	F A X *2	2 台 ・緊急時対策所：1 台 ・中央制御室：1 台	—	 F A X
	その他*2	・事務本館：一式 交換機	—	 交換機

注記 *1：設置又は保管場所並びに容量は、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（発電所外）の一覧（2/3）

主要設備		容量*1		写真
		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
テレビ会議システム（社内）		2台 ・緊急時対策所：2台	—	 テレビ会議システム（社内）
専用電話設備	専用電話 （ホットライン）（地方公共団体向）	1台 ・緊急時対策所：1台	—	 専用電話
衛星電話設備	固定型*2	8台 ・緊急時対策所：6台 ・中央制御室：2台 その他：一式 （原子炉建屋） ・衛星電話設備用通信機器収納ラック（中央制御室） ・屋外アンテナ （緊急時対策所建屋） ・衛星電話設備用通信機器収納ラック（緊急時対策所） ・屋外アンテナ	同左*3	 固定型
	携帯型*2,4	11台（予備1台を除く） ・緊急時対策所：11台（予備1台を除く）	全体台数 11台（予備1台を除く）*3 ・緊急時対策所：11台（予備1台を除く） （携帯型用充電器：12台） （携帯型用充電電池予備：12台）	 屋外アンテナ  衛星電話設備用通信機器収納ラック  中央制御室
				 携帯型

注記 *1：設置又は保管場所並びに容量は、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。

*3：設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

*4：可搬型については、現場（屋外）にて使用する。

通信連絡設備（発電所外）の一覧（3/3）

主要設備		容量*1		写真
		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
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台 ・緊急時対策所	同左*3	 有線系, 衛星系
	I P 電話	6台（有線系：4台, 衛星系：2台） ・緊急時対策所：6台 （有線系：4台, 衛星系：2台）	同左*3	  有線系 衛星系
	I P - F A X	3台（有線系：2台, 衛星系：1台） ・緊急時対策所：3台 （有線系：2台, 衛星系：1台）	同左*3	  有線系 衛星系
	その他	・緊急時対策所建屋：一式 L A N 収容架 衛星アンテナ	同左*3	 衛星アンテナ
データ伝送設備（発電所外）	緊急時対策支援システム伝送装置*2	・緊急時対策所建屋：一式 S P D S サーバ盤 - A, B S P D S 通信盤	同左*3	 S P D S サーバ盤 S P D S 通信盤 S P D S 記録サーバ盤

注記 *1：設置又は保管場所並びに容量は、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。

*3：設計基準事故時及び重大事故等時ともに使用する。

1.2 多様性を確保した専用通信回線

通信連絡設備（発電所外）は、有線系、無線系、衛星系回線による通信方式を備えた構成の通信回線に接続する。

このうち、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）、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電話及びIP-FAX）及びデータ伝送設備は、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容量の関係を以下に示す。

設備	通信回線	回線種別	専用	輻輳*1	必要容量*3	回線容量	
電力保安通信用 電話設備（固定電話機、PHS端末及びFAX）	電力保安通信回線	無線系回線	○	◎	64kbps	6Mbps*4	
加入電話設備	加入電話	通信事業者回線	—	○	9回線	10回線	
	加入FAX				1回線	2回線	
	電力保安通信用電話設備接続*2				4回線	98回線	
衛星電話設備（固定型）	通信事業者回線	衛星系回線	—	○	6回線	8回線	
衛星電話設備（携帯型）	通信事業者回線	衛星系回線	—	○	11回線	12回線	
専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）	通信事業者回線	有線系回線	○	◎	1回線	1回線	
テレビ会議システム（社内）	通信事業者回線	有線系	—	×	3Mbps	50Mbps	
		衛星系	—	×	256kbps	768kbps	
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	通信事業者回線	○	◎	640kbps	2.9Mbps	5Mbps
	IP-FAX				256kbps		
	テレビ会議システム				2Mbps		
	データ伝送設備（緊急時対策支援システム伝送装置）				32kbps		
	IP電話				16kbps		
IP-FAX	50kbps	通信事業者回線	○	◎	226kbps	384kbps	
テレビ会議システム	128kbps						
データ伝送設備 （緊急時対策支援システム伝送装置）	32kbps						

注記 *1：◎：制限なし ○：制限のおそれが少ない ×：制限のおそれがある

*2：加入電話設備に接続されており、発電所外への連絡も可能である。

*3：緊急時対策所設置分を示す。

*4：電話及びFAXの用途のほか、系統保護情報、給電情報及びその他に使用している。

1.3 各重大事故時に必要な通信連絡設備の容量

○ 携行型有線通話装置

携行型有線通話装置は、中央制御室に12台及び緊急時対策所に3台保管しており、各事故シナリオグループ等で使用する必要台数（次表）以上を保管している。

各事故シナリオグループ等	原子炉建屋付属棟 -：作業無		原子炉建屋 原子炉棟 -：作業無	原子炉建屋 廃棄物処理棟 -：作業無	合計		
	中央制御室 -：作業無						
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（炉心の著しい損傷防止）	①-1	高圧・低圧注水機能喪失	2	-	-	3	5
	①-2	高圧注水・減圧機能喪失	-	-	-	-	-
	①-3-1	全交流動力電源喪失（長期TB）	2	2	8	-	12
	①-3-2	全交流動力電源喪失（TBD、TBU）	2	2	8	-	12
	①-3-3	全交流動力電源喪失（TBP）	2	2	8	-	12
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	2	2	-	-	4
	①-4-2	崩壊熱除去機能機能（残留熱除去系が故障した場合）	2	-	-	3	5
	①-5	原子炉停止機能喪失	-	-	-	-	-
	①-6	LOCA時注水機能喪失	2	-	-	3	5
	①-7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	2	-	4	-	6
①-8	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	2	2	-	-	4	
重大事故（原子炉格納容器の破損の防止）	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）	2	2	-	-	4
	②-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）	2	2	-	3	7
	②-2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	2	2	-	3	7
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	2	2	-	3	7
	②-4	水素燃焼	2	2	-	3	7
	②-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	2	2	-	3	7
使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止）	③-1	想定事故1	-	-	-	-	-
	③-2	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（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止）	④-1	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	2	2	-	-	4
	④-2	全交流動力電源喪失	2	2	-	-	4
	④-3	原子炉冷却材の流出	-	-	-	-	-
	④-4	反応度の誤投入	-	-	-	-	-

○ 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

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6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11台設置しており、各事故シーケンスグループ等で使用する必要台数（次表）以上を設置している。

各事故シーケンスグループ等			屋内 (中央制御室) －：作業無	屋内 (緊急時対策所) －：作業無	屋外 －：作業無
			衛星電話設備（固定型）	衛星電話設備（固定型）	衛星電話設備（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（炉心の著しい損傷防止）	①-1	高圧・低圧注水機能喪失	1	3	2
	①-2	高圧注水・減圧機能喪失	－	－	－
	①-3-1	全交流動力電源喪失（長期TB）	1	3	2
	①-3-2	全交流動力電源喪失（TBD、TBU）	1	3	2
	①-3-3	全交流動力電源喪失（TBP）	1	3	2
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	－	－	－
	①-4-2	崩壊熱除去機能機能（残留熱除去系が故障した場合）	1	3	2
	①-5	原子炉停止機能喪失	－	－	－
	①-6	LOCA時注水機能喪失	1	3	2
	①-7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	－	－	－
①-8	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	1	3	2	
重大事故（原子炉格納容器の破損の防止）	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）	－	－	－
	②-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）	1	3	2
	②-2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	－	－	－
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	－	－	－
	②-4	水素燃焼	－	－	－
	②-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	－	－	－
使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止）	③-1	想定事故1	1	3	2
	③-2	想定事故2	1	3	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（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止）	④-1	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	－	－	－
	④-2	全交流動力電源喪失	－	－	－
	④-3	原子炉冷却材の流出	－	－	－
	④-4	反応度の誤投入	－	－	－

○ 無線連絡設備（携行型）

無線連絡設備（携帯型）は、緊急時対策所に19台設置しており、各事故シーケンスグループ等で使用する必要台数（次表）以上を設置している。

各事故シーケンスグループ等			屋外 —：作業無
			無線連絡設備（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（炉心の著しい損傷防止）	①-1	高圧・低圧注水機能喪失	5
	①-2	高圧注水・減圧機能喪失	—
	①-3-1	全交流動力電源喪失（長期TB）	5
	①-3-2	全交流動力電源喪失（TBD、TBU）	5
	①-3-3	全交流動力電源喪失（TBP）	5
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	—
	①-4-2	崩壊熱除去機能機能（残留熱除去系が故障した場合）	5
	①-5	原子炉停止機能喪失	—
	①-6	LOCA時注水機能喪失	5
	①-7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	—
①-8	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	5	
重大事故（原子炉格納容器の破損の防止）	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）	—
	②-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）	5
	②-2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	—
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	—
	②-4	水素燃焼	—
	②-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	—
使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止）	③-1	想定事故1	5
	③-2	想定事故2	5
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（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止）	④-1	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	—
	④-2	全交流動力電源喪失	—
	④-3	原子炉冷却材の流出	—
	④-4	反応度の誤投入	—

1.4 通信連絡設備が接続する無停電電源の仕様

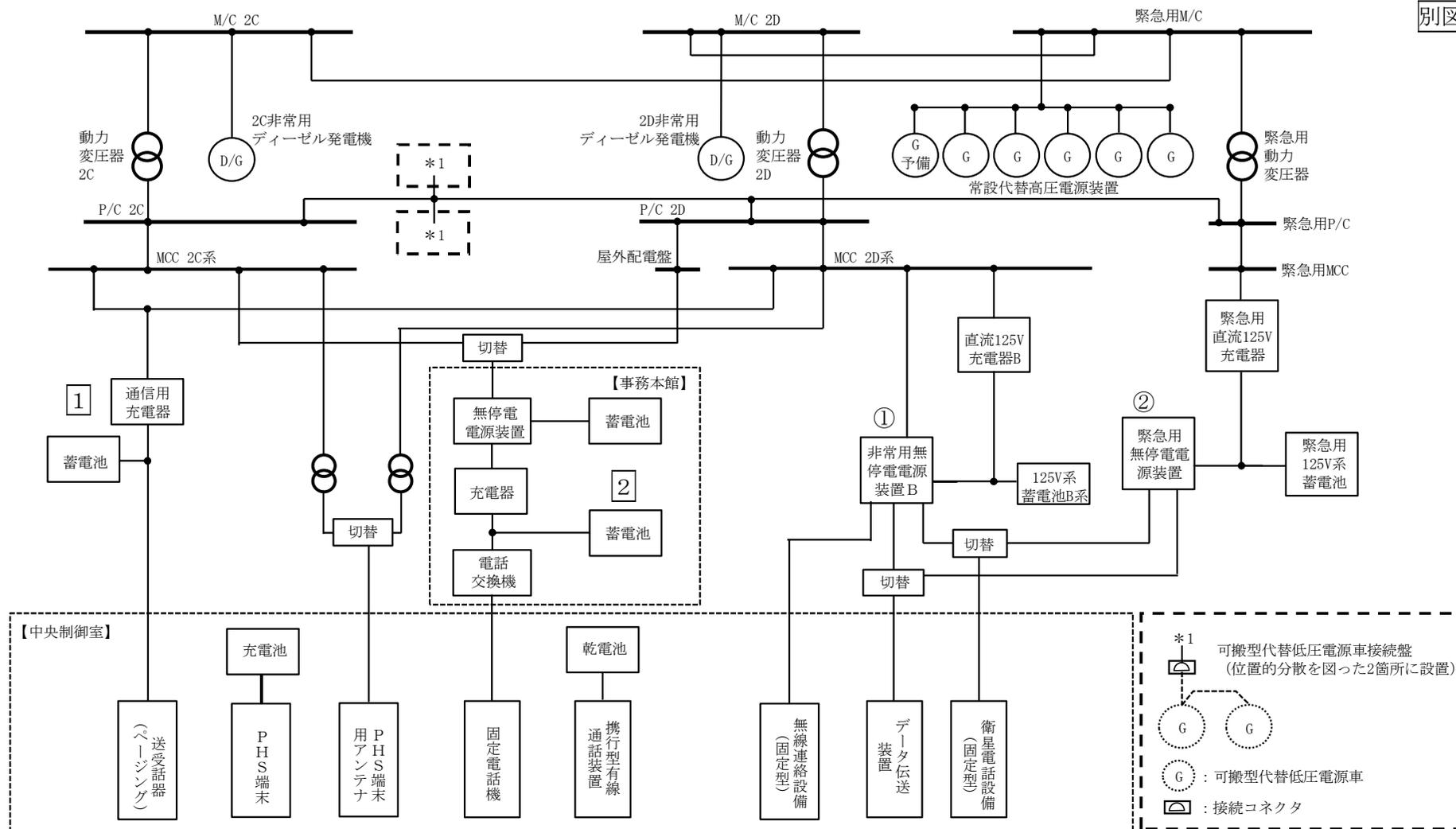
○ 別図に示す通信連絡設備が接続する無停電電源（交流）①及び②の仕様は下表のとおり。

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	衛星電話設備（固定型）等	35kVA	2時間以上
②	衛星電話設備（固定型）等	35kVA	2時間以上
③	緊急時対策支援システム伝送装置等	50kVA	1時間以上

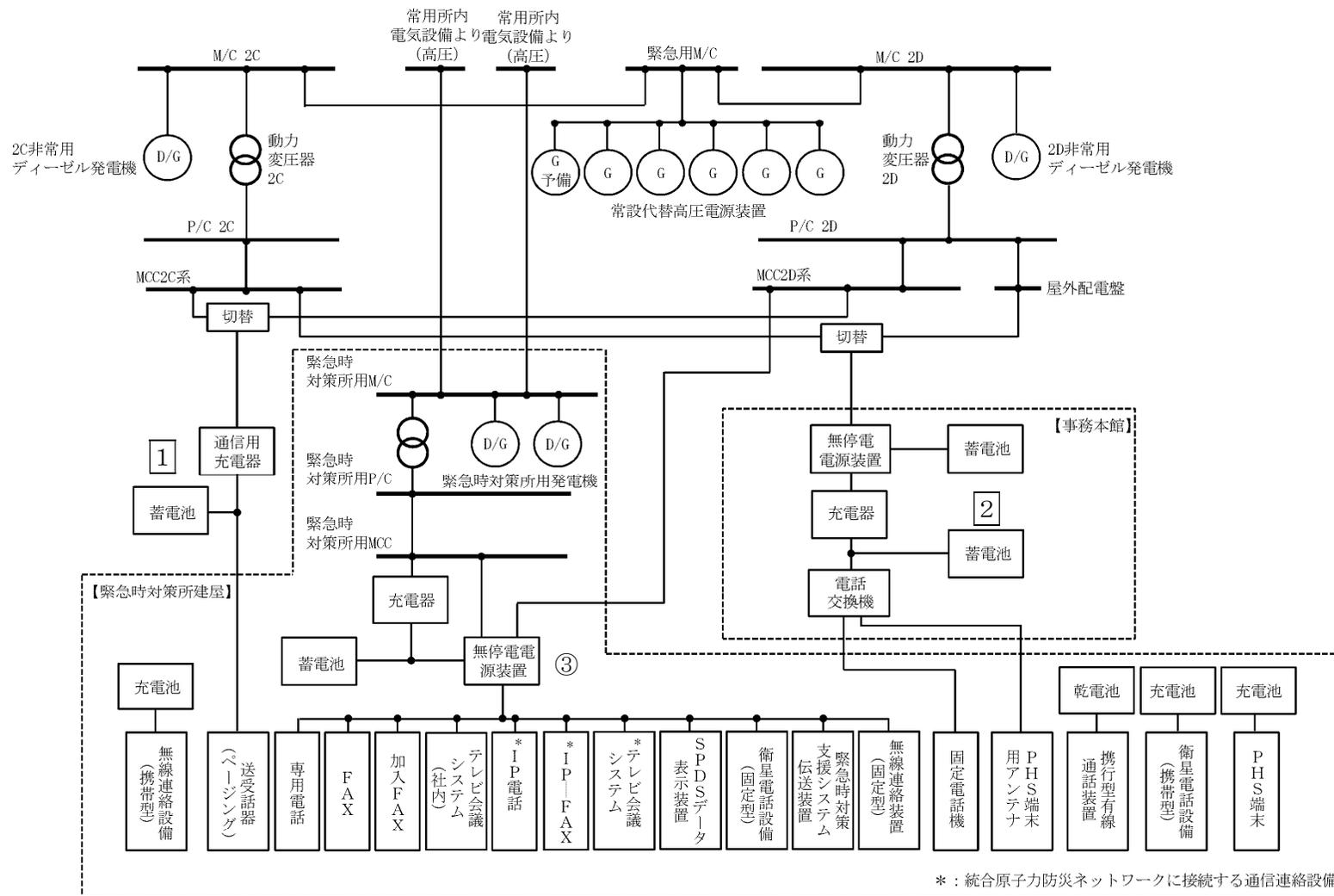
○ 別図に示す無停電電源（直流）1及び2の仕様は下表のとおり。

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	送受話器（ページング）	400Ah	瞬停対策
2	電力保安通信用電話設備（固定電話機）等	400Ah	瞬停対策

別図 1



略称の説明： M/C (=メタルクラッド開閉装置)， P/C (=パワーセンタ)， MCC (=モータコントロールセンタ)， D/G (=ディーゼル発電機)



略称の説明： M/C (=メタルクラッド開閉装置)， P/C (=パワーセンタ)， MCC (=モータコントロールセンタ)， D/G (=ディーゼル発電機)

1.5 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SA監視操作盤、高圧代替注水制御盤等からプラントパラメータを直接、SPDSデータ伝送装置に収集し、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主要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主要パラメータを以下に示す。

○SPDSデータ表示装置にて確認できるパラメータ (1/11)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS伝送 パラメータ*1	基準規則等への適合に必 要な主要パラメータ*2	バックアップ対象 パラメータ	耐震性	
炉心反応度 の状態確認	平均出力領域計装 平均	○	○	—	—	×	
	平均出力領域計装 A	○	○	○	○	○	
	平均出力領域計装 B	○	○	○	○	○	
	平均出力領域計装 C	○	○	—	—	×	
	平均出力領域計装 D	○	○	—	—	×	
	平均出力領域計装 E	○	○	—	—	×	
	平均出力領域計装 F	○	○	—	—	×	
	起動領域計装 A	○	○	○	○	○	
	起動領域計装 B	○	○	○	○	○	
	起動領域計装 C	○	○	○	○	○	
	起動領域計装 D	○	○	○	○	○	
	起動領域計装 E	○	○	○	○	○	
	起動領域計装 F	○	○	○	○	○	
	起動領域計装 G	○	○	○	○	○	
	起動領域計装 H	○	○	○	○	○	
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤電圧	○	○	○	○	○	○
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	○	○	○	○	○	○

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定に合わせ、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（事故等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データ表示装置にて確認できる主要パラメータ (2/11)

目的	対象パラメータ	SPDS 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	原子炉水位(狭帯域)	○	○	—	—	×	
	原子炉水位(広帯域)	○	○	○	○	○	
	原子炉水位(燃料域)	○	○	○	○	○	
	原子炉水位(SA広帯域)	○	○	○	○	○	
	原子炉水位(SA燃料域)	○	○	○	○	○	
	原子炉圧力	○	○	○	○	○	
	原子炉圧力(SA)	○	○	○	○	○	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○	○	○	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○	○	○	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○	○	○	
	残留熱除去系系統流量 A	○	○	○	○	○	
	残留熱除去系系統流量 B	○	○	○	○	○	
	残留熱除去系系統流量 C	○	○	○	○	○	
	逃がし安全弁出口温度	○	○	○	—	—	×
	原子炉再循環ポンプ入口温度	○	○	○	—	—	×
	原子炉給水流量	○	○	○	—	—	×
	原子炉圧力容器温度	○	○	○	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器入口温度	○	○	○	○	○	○
高圧代替注水系系統流量	○	○	○	○	○	○	

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定に合わせ、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（事故等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データ表示装置にて確認できる主要パラメータ (3/11)

目的	対象パラメータ	SPDS 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	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	○	○	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	○	○	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	○	○	○	○	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	○	○	○	○	○
	代替循環冷却系原子炉注水流量	○	○	○	○	○
	代替淡水貯槽水位	○	○	○	○	○
	西側淡水貯水設備水位	○	○	○	○	○
	M/C 2A-1電圧	○	○	-	-	×
	M/C 2A-2電圧	○	○	-	-	×
	M/C 2B-1電圧	○	○	-	-	×
	M/C 2B-2電圧	○	○	-	-	×
	M/C 2C電圧	○	○	○	○	○
	M/C 2D電圧	○	○	○	○	○
	M/C HPCS電圧	○	○	○	○	○
	D/G 2C遮断器(660)閉	○	○	-	-	×
	D/G 2D遮断器(670)閉	○	○	-	-	×
	HPCS D/G遮断器(680)閉	○	○	-	-	×
	圧力容器フランジ温度	○	○	-	-	×
	125V系蓄電池A系電圧	○	○	○	○	○
	125V系蓄電池B系電圧	○	○	○	○	○
	125V系蓄電池HPCS系電圧	○	○	○	○	○
緊急用直流125V主母線盤電圧	○	○	○	○	○	
緊急用M/C電圧	○	○	○	○	○	
緊急用P/C電圧	○	○	○	○	○	

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定に合わせ、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（事故等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データ表示装置にて確認できる主要パラメータ (4/11)

目的	対象パラメータ	SPDS 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
格納容器内 の状態確認	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(A)	○	○	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)(B)	○	○	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(A)	○	○	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)(B)	○	○	○	○	○
	ドライウエル圧力(広帯域)	○	○	—	—	×
	ドライウエル圧力(狭帯域)	○	○	—	—	×
	ドライウエル圧力	○	○	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ圧力	○	○	○	○	○
	サブプレッション・プール圧力	○	○	—	—	×
	ドライウエル雰囲気温度	○	○	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度(平均値)	○	○	—	○	○
	サブプレッション・プール水温度	○	○	○	○	○
	サブプレッション・プール雰囲気温度	○	○	—	○	○
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○	○	○	

注記 *1: ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、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(事故等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データ表示装置にて確認できる主要パラメータ (5/11)

目的	対象パラメータ	SPDS 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
格納容器内 の状態確認	サブプレッション・プール水位	○	○	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度(D/W)	○	○	—	—	×
	格納容器雰囲気水素濃度(S/C)	○	○	—	—	×
	格納容器雰囲気酸素濃度(D/W)	○	○	—	—	×
	格納容器雰囲気酸素濃度(S/C)	○	○	—	—	×
	格納容器内水素濃度(SA)	○	○	○	○	○
	格納容器内酸素濃度(SA)	○	○	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	○	○	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	○	○	○	○	○
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○	○	○	○	○
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	○	○	○	○	

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定に合わせ、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（事故等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データ表示装置にて確認できる主要パラメータ (6/11)

目的	対象パラメータ	SPDS 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	
格納容器内 の状態確認	格納容器下部水位	○	○	○	○	○	
	格納容器下部水温	○	○	○	○	○	
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○	○	○	
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	○	○	○	○	
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○	○	○	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	○	○	○	○	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○	○	○	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	○	○	○	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	○	○	○	
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○	○	○	○	○	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	○	○	○	○	
	残留熱除去系海水系系統流量	○	○	○	○	○	
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	○	○	○	○	○	
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	○	○	○	○	○	
	残留熱除去系 A 注入弁全開	○	○	○	—	—	×
	残留熱除去系 B 注入弁全開	○	○	○	—	—	×
	残留熱除去系 C 注入弁全開	○	○	○	—	—	×
格納容器内スプレイ弁A (全開)	○	○	○	—	—	×	
格納容器内スプレイ弁B (全開)	○	○	○	—	—	×	

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定に合わせ、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（事故等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データ表示装置にて確認できる主要パラメータ (7/11)

目的	対象パラメータ	SPDS 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	主排気筒放射線モニタA	○	○	—	—	×
	主排気筒放射線モニタB	○	○	—	—	×
	主排気筒モニタ (高レンジ)	○	○	—	—	×
	主蒸気管放射線モニタ(A)	○	○	—	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(B)	○	○	—	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(C)	○	○	—	○	○
	主蒸気管放射線モニタ(D)	○	○	—	○	○
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) A	○	○	—	—	×
	排ガス放射能 (プレホールドアップ) B	○	○	—	—	×
	NS 4 内側隔離	○	○	—	—	×
	NS 4 外側隔離	○	○	—	—	×
	主蒸気内側隔離弁A全閉	○	○	—	—	×
	主蒸気内側隔離弁B全閉	○	○	—	—	×
	主蒸気内側隔離弁C全閉	○	○	—	—	×
	主蒸気内側隔離弁D全閉	○	○	—	—	×
	主蒸気外側隔離弁A全閉	○	○	—	—	×
	主蒸気外側隔離弁B全閉	○	○	—	—	×
	主蒸気外側隔離弁C全閉	○	○	—	—	×
主蒸気外側隔離弁D全閉	○	○	—	—	×	

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定に合わせ、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（事故等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データ表示装置にて確認できる主要パラメータ (8/11)

目的	対象パラメータ	SPDS 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
環境の情報 確認	SGTS A作動	○	○	—	—	×
	SGTS A作動	○	○	—	—	×
	SGTSモニタ (高レンジ) A	○	○	—	—	×
	SGTSモニタ (高レンジ) B	○	○	—	—	×
	SGTSモニタ (低レンジ) A	○	○	—	—	×
	SGTSモニタ (低レンジ) B	○	○	—	—	×
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	○	○	○	○
	放水口モニタ(T-2)	○	○	—	—	×
	モニタリング・ポスト(A)	○	○	—	—	×
	モニタリング・ポスト(B)	○	○	—	—	×
	モニタリング・ポスト(C)	○	○	—	—	×
	モニタリング・ポスト(D)	○	○	—	—	×
	モニタリング・ポスト(A)広域レンジ	○	○	—	—	×
	モニタリング・ポスト(B)広域レンジ	○	○	—	—	×
	モニタリング・ポスト(C)広域レンジ	○	○	—	—	×
	モニタリング・ポスト(D)広域レンジ	○	○	—	—	×
大気安定度 10分値	○	○	—	—	×	

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定に合わせ、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（事故等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データ表示装置にて確認できる主要パラメータ (9/11)

目的	対象パラメータ	SPDS 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
環境の情報 確認	18m ベクトル平均風向 10分値	○	○	—	—	×
	71m ベクトル平均風向 10分値	○	○	—	—	×
	140m ベクトル平均風向 10分値	○	○	—	—	×
	18m ベクトル平均風速 10分値	○	○	—	—	×
	71m ベクトル平均風速 10分値	○	○	—	—	×
	140m ベクトル平均風速 10分値	○	○	—	—	×
	可搬型モニタリング・ポスト (A)	○	○	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト (B)	○	○	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト (C)	○	○	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト (D)	○	○	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト (緊急時対策所)	○	○	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト (NE)	○	○	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト (E)	○	○	○	○	○
	可搬型モニタリング・ポスト (SW)	○	○	○	○	○
可搬型モニタリング・ポスト (S)	○	○	○	○	○	
可搬型モニタリング・ポスト (SE)	○	○	○	○	○	

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定に合わせ、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（事故等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データ表示装置にて確認できる主要パラメータ（10/11）

目的	対象パラメータ	SPDS 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
環境の情報 確認	風向（可搬型）	○	○	○	○	○
	風速（可搬型）	○	○	○	○	○
	大気安定度（可搬型）	○	○	○	○	○
使用済燃料 プールの状 態確認	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	○	○	○	○	○
	使用済燃料プール温度（SA）	○	○	○	○	○
	使用済燃料プール温度	○	○	—	—	×
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	○	○	○	○	○
水素爆発に よる格納容 器の破損防 止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	○	○	○	○	○
	フィルタ装置入口水素濃度	○	○	○	○	○
	フィルタ装置圧力	○	○	○	○	○
	フィルタ装置水位	○	○	○	○	○
	フィルタ装置スクラビング水温度	○	○	○	○	○
水素爆発に よる原子炉 建屋の損傷 防止確認	原子炉建屋水素濃度	○	○	○	○	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	○	○	○	○	○

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定に合わせ、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（事故等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データ表示装置にて確認できる主要パラメータ (11/11)

目的	対象パラメータ	SPDS 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	自動減圧系 A作動	○	○	—	—	×
	自動減圧系 B作動	○	○	—	—	×
	非常用窒素供給系供給圧力	○	○	○	○	○
	非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力	○	○	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	○	○	○	○	○
	非常用逃がし安全弁駆動系 高圧窒素ポンベ圧力	○	○	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	—	—	×
	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	—	—	×
	高圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	—	—	×
	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	—	—	×
	低圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	—	—	×
	残留熱除去系ポンプA起動	○	○	—	—	×
	残留熱除去系ポンプB起動	○	○	—	—	×
	残留熱除去系ポンプC起動	○	○	—	—	×
	残留熱除去系A注入弁全開	○	○	—	—	×
	残留熱除去系B注入弁全開	○	○	—	—	×
	残留熱除去系C注入弁全開	○	○	—	—	×
全制御棒全挿入	○	○	—	—	×	
津波監視	取水ビット水位計	○	○	○	○	○
	潮位計	○	○	○	○	○

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定に合わせ、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（事故等の計装に関する手順等）、1.17（監視測定等に関する手順等）

1.6 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を以下の図に示す。

6-1

