

本資料のうち、枠囲みの内容は
商業機密の観点や防護上の観点
から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-05-0340_改1
提出年月日	2021年11月24日

補足-340 工事計画に係る補足説明資料（計測制御系統施設）

東北電力株式会社

工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

工認添付書類	補足説明資料
VI-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-340-1 計測装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する補足説明資料
VI-1-5-2 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	補足-340-2 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補足説明資料
VI-1-5-3 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書	補足-340-3 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する補足説明資料
VI-1-5-4 中央制御室の機能に関する説明書	補足-340-4 中央制御室の機能に関する説明書に係る補足説明資料

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-05-0340-1_改3

補足-340-1 計測装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する
補足説明資料

目次

1.	原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の監視	1
1.1	原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の計測装置について	1
1.2	計測装置の測定原理	2
1.2.1	格納容器内雰囲気水素濃度	2
1.2.2	格納容器内雰囲気酸素濃度	3
1.3	システム構成	5
1.4	格納容器雰囲気水素濃度及び格納容器雰囲気酸素濃度の認証について	8
1.4.1	環境試験	8
1.4.2	耐震試験	9
1.5	格納容器雰囲気水素濃度及び格納容器雰囲気酸素濃度の電源供給について	9
1.6	格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置における測定ガス条件の水素濃度及び酸素濃度計測精度への影響について	11
1.7	格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置内における水素の滞留について	12
1.8	格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の計測に伴うサンプルガスの冷却について	13
1.9	格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置からの水素漏えい防止対策について	15
1.10	格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の計測時間遅れについて	16
1.11	格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度における湿分補正について	17
1.12	原子炉格納容器内の酸素濃度検出器の選定について	19
1.13	格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置について	29
1.13.1	概要	29
1.13.2	冷却方法	29
1.13.3	冷却装置の設備構成	30
1.13.4	冷却装置の電源供給について	31
1.13.5	冷却装置の運用について	31
1.14	格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置の耐震性について	33
1.14.1	概要	33
1.14.2	一般事項	33
1.14.3	固有周期	35
1.14.4	構造強度評価	35
1.14.5	機能維持評価	38
1.14.6	評価結果	39
2.	原子炉格納容器内水位監視について	46
2.1	原子炉圧力容器下部注水時の水位監視	46
2.2	原子炉格納容器下部水位計及びドライウェル水位計の計測機能	49
3.	原子炉圧力容器内の水位監視について	51
3.1	原子炉圧力容器内の水位監視について	51
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	53
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	60
3.4	原子炉圧力、原子炉圧力（SA）及び圧力抑制室圧力による水位の推定手段	62
4.	可搬型計測器について	63

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.....	70
5.	計測結果の記録の保存について.....	71
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.....	71
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.....	72
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.....	73
6.1	安全保護装置の概要.....	73
6.2	安全保護系の物理的な分離又は機能的な分離対策.....	75
6.2.1	安全保護装置の物理的分離対策.....	75
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.....	76
6.2.3	物理的及び電氣的アクセスの制限対策.....	76
6.3	想定脅威に対する対策について.....	77
6.4	耐ノイズ・サージ対策.....	78
6.5	安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器（平均出力領域モニタ）の概要.....	79
6.5.1	APRMの信号処理部の構成.....	80
6.6	ソフトウェアの検証と妥当性の確認範囲.....	81
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.....	82

1. 原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の監視

1.1 原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の計測装置について

原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の計測装置は、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。

原子炉格納容器内の水素濃度は、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%を大きく上回る。一方、原子炉格納容器内の酸素濃度は、水の放射線分解により酸素が発生し徐々に上昇するが、解析上は事象発生から約 168 時間後まで酸素濃度が可燃限界である 5vol%を超えることはなく、原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。しかしながら、徐々にではあるが、酸素濃度は上昇し続けることから、原子炉補機代替冷却水系が使用可能となった時点で速やかに格納容器内雰囲気酸素濃度により酸素濃度を測定できる設計としている（水素濃度については格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)により事故初期から継続して監視が可能)。

原子炉補機代替冷却水系が復旧されない場合、炉心から発生する崩壊熱が原子炉格納容器内に蓄積され、それに伴い発生する蒸気の過圧によって原子炉格納容器内の圧力は上昇する。そのため、格納容器スプレイを間欠的に実施することによって、原子炉格納容器内の圧力の上昇を抑制し、格納容器スプレイによる外部水源注水量限界に到達後、原子炉格納容器ベントを実施することとなる（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）」のうち「代替循環冷却系を使用できない場合」では約 45 時間後に原子炉格納容器ベントを実施）。原子炉格納容器ベントを実施する約 45 時間までは、水の放射線分解によって発生する酸素の濃度は緩やかに上昇することから、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達するおそれはない。

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、可燃領域に到達する場合には、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する観点で、格納容器ベントを実施するため、原子炉格納容器内で可燃限界に到達することはなく、原子炉格納容器内での水素爆発は生じない。

このために、原子炉格納容器内の酸素濃度及び水素濃度の計測装置は、可燃限界に到達するまでに準備対応ができ、炉心損傷時の環境条件に対応できるものであることが求められ、中央制御室にて原子炉格納容器内の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。女川原子力発電所第2号機では、重大事故等時の原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度によって監視することとしている。格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)については、所内常設蓄電式直流電源設備、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により事故初期から原子炉格納容器内の水素濃度の監視が可能である。また、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度においては原子炉補機代替冷却水系が使用可能となった時点で使用可能となるが、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においては原子炉補機代替冷却水系が使用可能となる時点では原子炉格納容器内の酸素濃度は5vol%に到達しない。

格納容器内雰囲気水素濃度は、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率式の濃度計である。熱伝導率式は、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。

格納容器雰囲気酸素濃度は、常磁性体である酸素分子が磁界内で、引き寄せられる際に生じる流れを利用した熱磁気風式の濃度計である。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 格納容器内雰囲気水素濃度

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雰囲気水素濃度は、熱伝導率式のものを用いる。熱伝導率式の水素検出器は、図 1.2.1-1 に示すとおり、検出素子と補償素子及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検出素子にはサンプリングされた原子炉格納容器内の雰囲気ガスが流れ、補償素子には基準ガスである窒素が封入されており、サンプリングされた原子炉格納容器内の雰囲気ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度指示部より電圧を印加して検出素子と補償素子の両方を加熱した状態で、検出素子側に水素を含むガスを流すと、ガスが熱を奪い、検出素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検出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 1.2.2-1 の AB 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、格納容器内雰囲気水素濃度の計測範囲 0～30vol%において、計器仕様は最大±0.6vol%及び計測範囲 0～100vol%において計器仕様は最大±2vol%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。

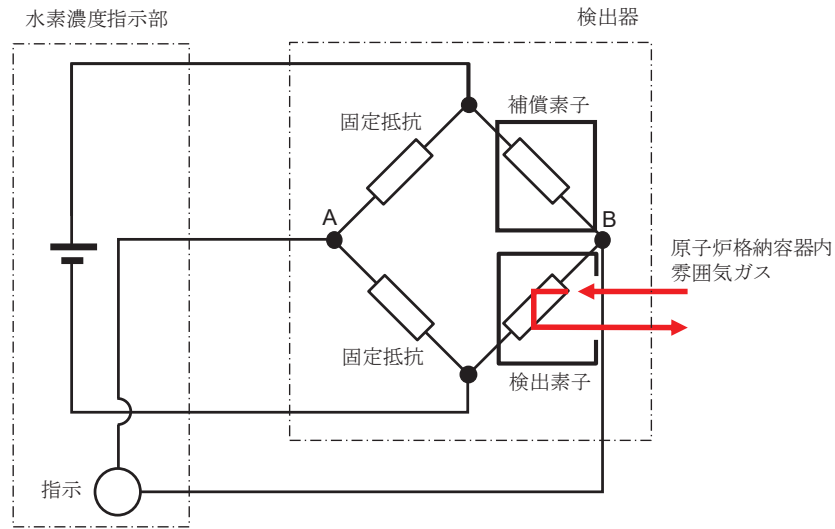


図 1.2.1-1 熱伝導率式水素検出器の測定原理

1.2.2 格納容器内雰囲気酸素濃度

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雰囲気酸素濃度は、熱磁気風式のものをを用いる。熱磁気風式の酸素検出器は、図 1.2.2-1 に示すとおり、サーミスタ温度素子（発風側素子，受風側素子）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されており、発風側素子及び受風側素子は一定温度で保温されている。

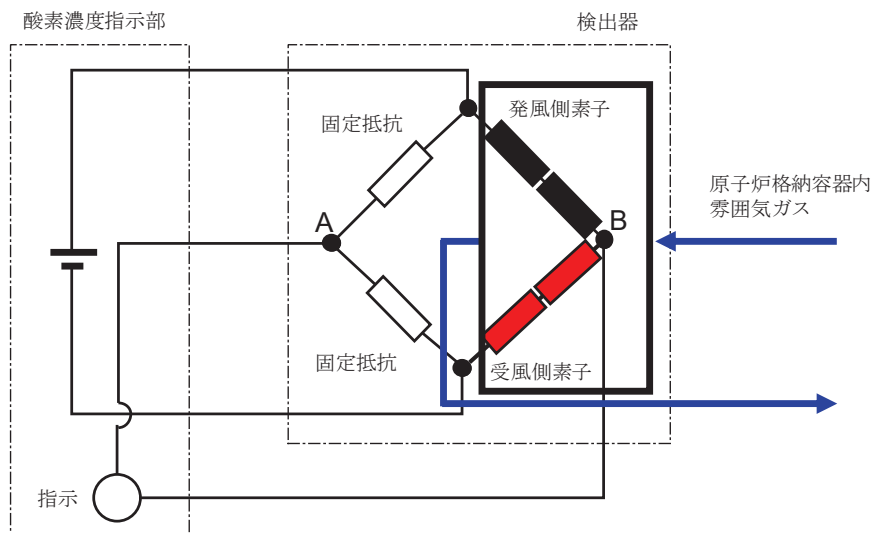


図 1.2.2-1 熱磁気風式酸素検出器の測定原理

酸素を含むガスの流れを図 1.2.2-2 に示す。酸素検出器は 2 層構造のチャンバーで構成されており、サンプル入口より下部流入チャンバー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は下部流入チャンバーを通過しサンプル出口へ流出するが、少量のサンプルガスは上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であり、上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは磁界中心部に引き寄せられ、加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプルガスにより、高温となったサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり、磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り、暖められることとなる。

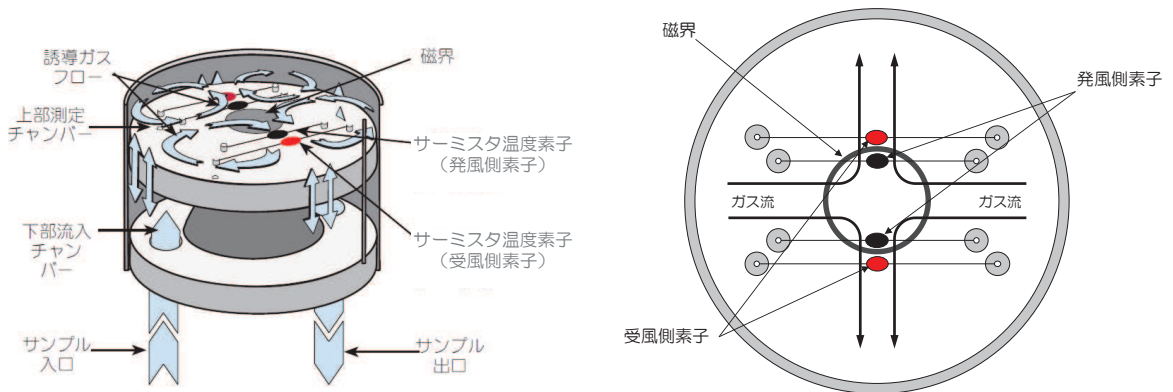


図 1.2.2-2 酸素含有ガスの流れ

チャンバー内に酸素を含む原子炉格納容器内の雰囲気ガスを流すと、磁気風により発風側素子の温度が下がることで、発風側素子の抵抗は小さくなる。一方、受風側素子の温度が上がることで、受風側素子の抵抗は大きくなる。発風側素子と受風側素子の抵抗値が変化することで、ブリッジ回路の平衡が失われ、図 1.2.2-1 の AB 間に電位差（電流）が生じる。この電位差が酸素濃度に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

なお、格納容器内雰囲気酸素濃度の計測範囲 0～30vol%において、計器仕様は最大±0.6vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の酸素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視する。

1.3 システム構成

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定においては、格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置にて原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建屋原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器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) 配管ヒータ

配管ヒータは、放熱による配管内での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。配管ヒータは、原子炉格納容器外から冷却器までのサンプリング配管にヒータを敷設する。サンプリング配管の温度を当該ヒータにより 180°C に制御し、蒸気凝縮を防止する。

(2) 冷却器

冷却器は水素検出器及び酸素検出器へのサンプルガスの冷却を目的として設置している。原子炉補機代替冷却水系を使用した水冷式冷却器によりサンプルガスを冷却し、出口ガス温度を °C 以下まで冷却する。

(3) 除湿器

除湿器は水素検出器及び酸素検出器への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。サンプルガスは重大事故等時の環境最大負荷条件において出口ガス露点 31°C 以下まで冷却される。

(4) ドレン計量部

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

(5) サンプリングラック

サンプリングラック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。サンプリングラックは、水素検出器、酸素検出器、吸引ポンプ、排気ポンプ、前置増幅器、酸素検出器冷却装置等から構成され、大きさは幅約 2.25m、奥行約 0.8m、高さ約 1.85m である。

水素濃度及び酸素濃度の測定では、サンプルガスを冷却器及び除湿器により一定温度に冷却し、蒸気凝縮後のドライ条件の水素濃度及び酸素濃度を測定する。水素濃度及び酸素濃度は演算装置にてサンプルガス中の水分量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、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。

各構成機器の概要について以下に示す。

- a. 減圧弁
減圧弁はサンプルガスを kPa[abs] に減圧するために設置する。
- b. 水素検出器
水素検出器はサンプルガス中の水素濃度を測定するために設置する。
- c. 酸素検出器
酸素検出器はサンプルガス中の酸素濃度を測定するために設置する。
- d. 前置増幅器
前置増幅器は酸素検出器及び水素検出器の検出素子信号を 4-20mA に変換することを目的に設置する。前置増幅器は、耐放射線の対策として、鉛遮蔽体の中に収納する。
- e. 吸引ポンプ
吸引ポンプは格納容器雰囲気ガスをサンプリングするため、一定の吐出圧力(約 kPa[gage])で運転する。
- f. 排気ポンプ
排気ポンプは格納容器内圧力が上昇した際にガスを押し戻す目的のため設置する。また、格納容器内圧力は事故後低下することを考慮し、低圧(kPa[gage])と高圧(kPa[gage])でポンプの運転の切替えを行う。
- g. 酸素検出器冷却装置
酸素検出器冷却装置は酸素検出器の周囲温度を下げる目的のため設置する。酸素検出器冷却器は酸素検出器を収納し、冷却装置内部温度を °C 以下に冷却する。

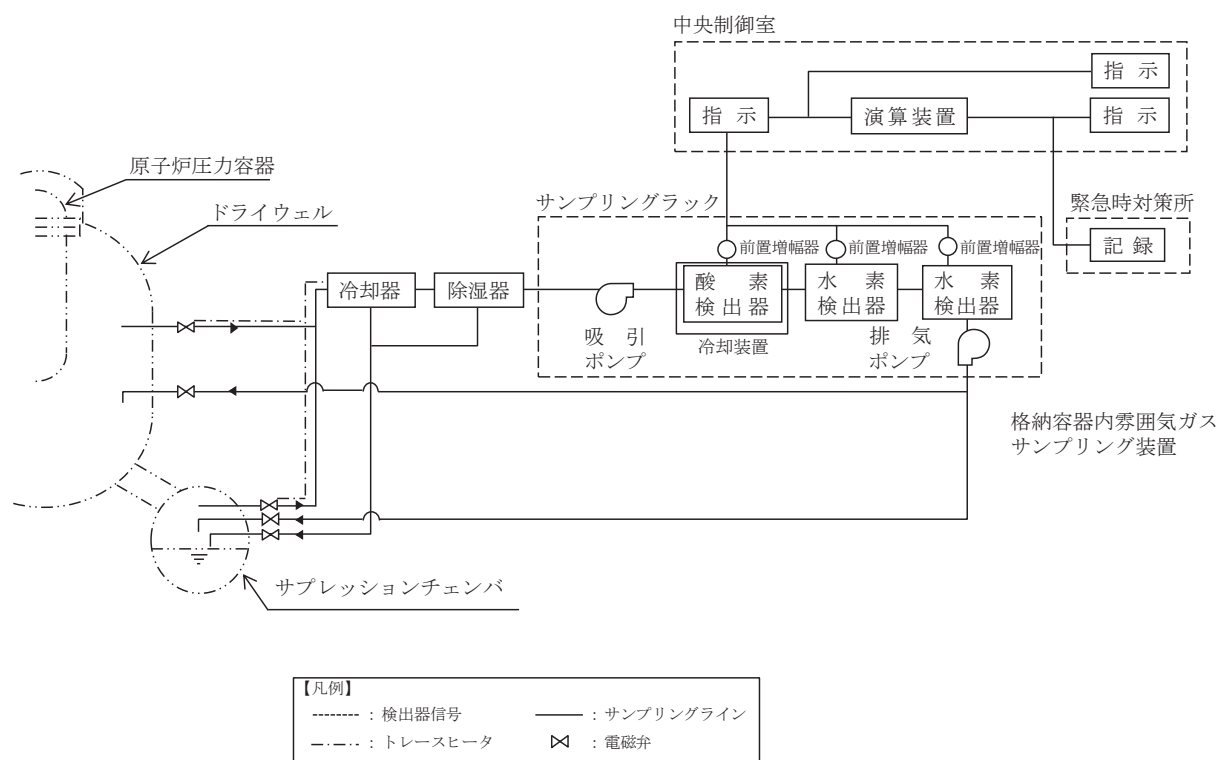


図 1.3-1 格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の構成

1.4 格納容器雰囲気水素濃度及び格納容器雰囲気酸素濃度の認証について

1.4.1 環境試験

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の構成機器である除湿器、サンプリングラックの環境試験の条件及び評価結果について以下に示す。冷却器はステンレス鋼材により製作されることから、気候負荷及び放射線負荷に対して耐性を有する。

(1) 耐環境試験

耐環境試験において除湿器及びサンプリングラックの各機器を温度：66℃、圧力：大気圧、湿度90%の環境で管理される恒温槽内に7日間設置し、恒温槽内から取り出した後で、除湿器及びサンプリングラックの各機器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) 耐放射線試験

耐放射線試験において除湿器及びサンプリングラックの各機器に対し、放射線負荷：4.7kGyを照射し、照射時及び照射後においてサンプリングラック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。

(3) 評価結果

表 1.4.1-1 除湿器及びサンプリングラックの評価結果

	女川2号機の環境条件*1	計器仕様
温度	66℃	66℃*2
湿度	90%	90%
放射線	1.7kGy	4.7kGy

注記*1：環境条件については「VI-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」のうち「補足-200-10 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。

*2：格納容器内酸素濃度については、酸素検出器冷却装置を考慮した温度。

(4) 200℃、854kPa[gage]における使用について

冷却器、除湿器及びサンプリングラックの性能確認として、サンプルガスの温度を180℃、圧力を□kPa[gage]の範囲に変化させ、サンプルガスの温度及び圧力の制御が正常に行えることを確認している。

a. 圧力について

サンプルガスはサンプリングラックによって□kPa[abs]に圧力制御されてから酸素検出器及び水素検出器へ供給される。サンプリングラックは性能確認により、格納容器

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

内の圧力が kPa[gage]において、サンプルガスの圧力の制御が正常に行えることを確認している。

b. 温度について

サンプルガスは配管ヒータによって 180℃に温度制御されてから冷却器及び除湿器を經由してサンプリングラック内へ吸引される。原子炉格納容器の限界温度・圧力は、それぞれ 200℃、854kPa[gage]であり、サンプルガス温度は、原子炉格納容器の限界圧力（854kPa[gage]=955kPa[abs]）における飽和蒸気温度以下（180℃以下）となる。冷却器及び除湿器は性能確認により、サンプルガス温度が 180℃において、出口ガス温度の制御が正常に行えることを確認している。

1.4.2 耐震試験

耐震試験において、冷却器、除湿器及びサンプリングラックの各器具を加振台に設置し、表 1.4.2-1 に示す加速度を加えた後で冷却器、除湿器及びサンプリングラック内の各器具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 冷却器、除湿器、サンプリングラックの地震負荷について

方向	冷却器	除湿器	サンプリングラック内の各器具
X 方向	4G	4G	4G
Y 方向	4G	4G	4G
Z 方向	2G	2G	2G

1.5 格納容器雰囲気水素濃度及び格納容器雰囲気酸素濃度の電源供給について

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器雰囲気酸素濃度は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車からの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。

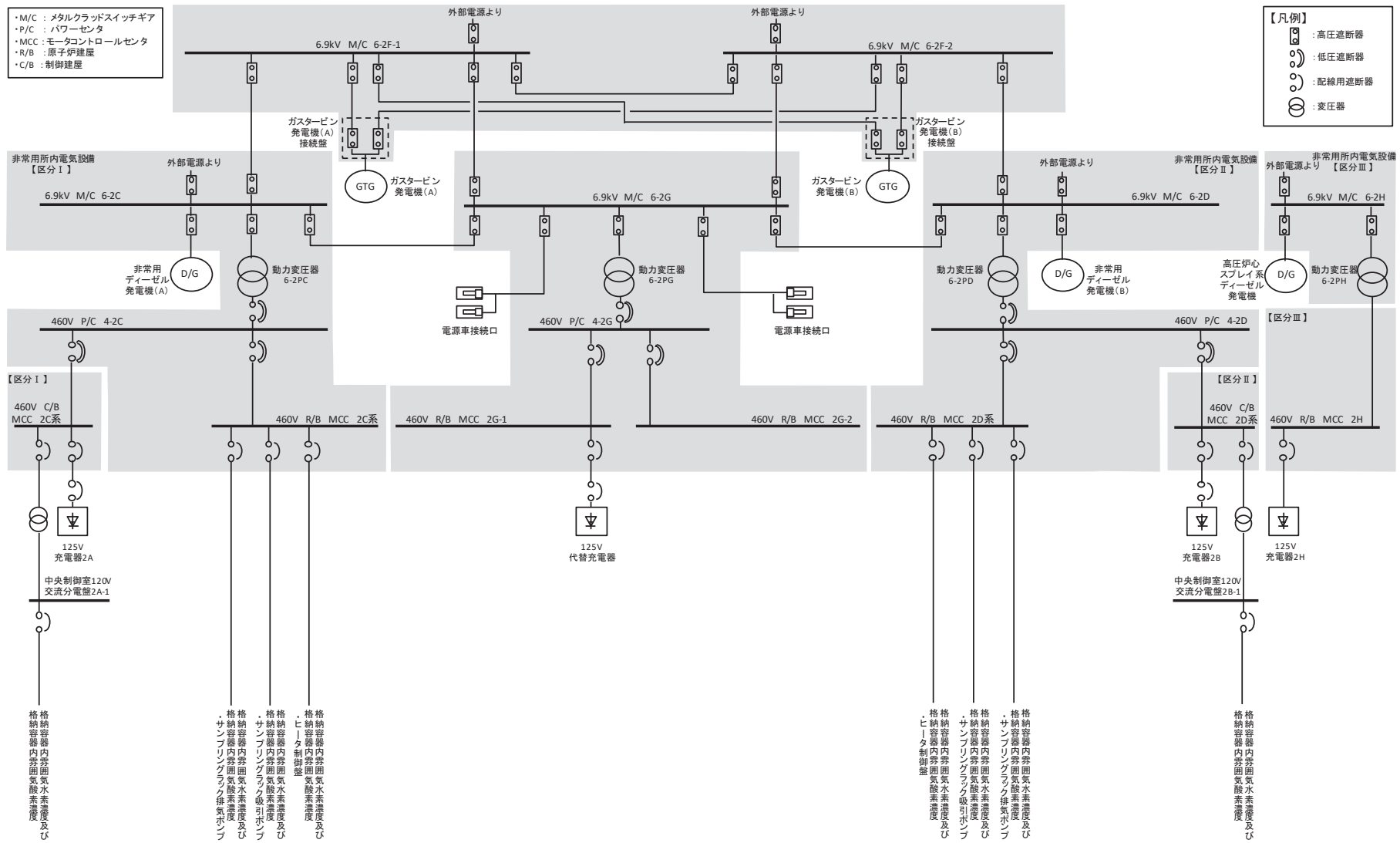


図 1.5-1 格納容器内雰囲気気水素濃度及び格納容器雰囲気気酸素濃度の電源概略構成図

1.6 格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置における測定ガス条件の水素濃度及び酸素濃度計測精度への影響について

(1) 温度

原子炉格納容器内の雰囲気ガスは、冷却器において原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系の冷却水と熱交換することにより、検出器の許容温度範囲内に冷却し、ほぼ一定温度で検出器にサンプルガスを供給することが可能である。よって、重大事故等時において、原子炉格納容器内の雰囲気ガスの温度による水素濃度及び酸素濃度測定への影響は小さい。

(2) 流量

検出器へ流れるサンプルガスの流量は、 L/min の小流量としており、流量の変動がないよう流量の制御を行う。なお、検出器へ流れるサンプルガス流量を L/min の範囲で変動させた試験を行っており、水素濃度及び酸素濃度の指示に有意な変化が認められなかったことを確認している。

(3) 湿度

検出器へ流れるサンプルガスに含まれる水蒸気が除去されていない場合は、水素濃度及び酸素濃度の計測値へ影響することが考えられるが、サンプリングする原子炉格納容器内の雰囲気ガスは冷却器により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系の冷却水と熱交換されることで冷却され*、下流の除湿器によりサンプルガス中の湿分を除去する設計としており、水素濃度及び酸素濃度の検出器に水分が付着するような状態となることはない。また、湿度が変動する要因としては、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系の供給温度（冷却性能）及び雰囲気温度が考えられるが、いずれも急激な変動は考えられず、冷却器及び除湿器を用いることにより、検出器での湿度をほぼ一定に保つことで、測定が可能な状態にあることから、水素濃度及び酸素濃度の測定へ影響を及ぼすことはない。

注記*： 重大事故時の原子炉格納容器内温度を約 178℃とし、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系の冷却水の温度を最大値の 35℃とした場合でも、冷却器により約℃に冷却できる。

1.7 格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置内における水素の滞留について

格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置では、以下の理由から水素燃焼及び爆轟が生じないことを確認した。

- 通常運転時，原子炉格納容器内は窒素によって不活性化され，酸素濃度は 2.5vol%以下に維持されており，常時サンプリングしていることから，サンプリング装置の配管内においても同様である。
- 設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）においては，原子炉設置変更許可申請書添付書類十の事故解析（可燃性ガスの発生）で示しているとおり，水素濃度はドライ換算で 1.9vol%，酸素濃度はドライ換算で 4.3vol%であるため，水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。
- 重大事故時においては，有効性評価で示しているとおり，水素濃度はドライ換算で 13vol%を上回るが，酸素濃度はドライ換算で約 3.4vol%以下であるため，水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。
- 水素の燃焼又は爆轟が生じる条件については，図 1.7-1 に示す水素，空気及び水蒸気の三元図が知られている。図 1.7-1 は，水素の燃焼又は爆轟が生じる可能性がある水素，空気，水蒸気の濃度の比率を图中に可燃領域又は爆轟領域として示している。重大事故等対策の有効性評価（格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」）におけるシナリオでは，ドライ条件下で最大の酸素濃度となる事故発生から 7 日後（168 時間）の酸素濃度が約 3.4vol%である。一般に空気中の酸素の割合が約 21%であることから，酸素濃度が約 3.4vol%以下に対応する空気の濃度を考えると約 16.2vol%以下となる。これは図 1.7-1 で示された可燃領域又は爆轟領域とは重ならない。

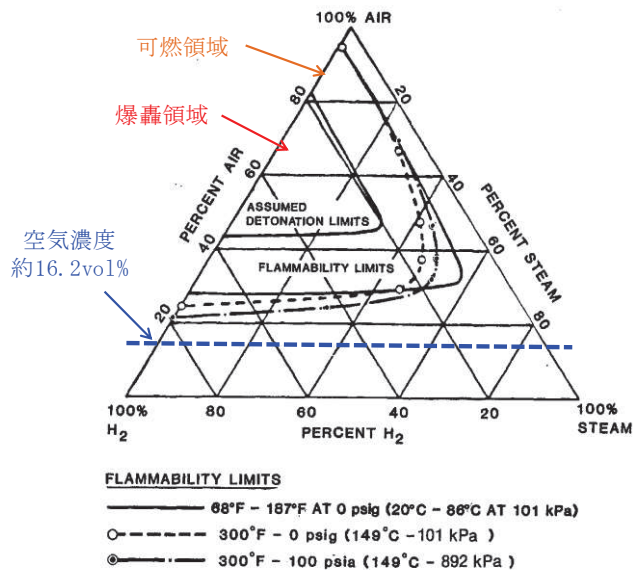


図 1.7-1 水素，空気，水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界*

注記*：出典は，NUREG/CR-2726

1.8 格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の計測に伴うサンプルガスの冷却について

重大事故等対策の有効性評価（格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「水素燃焼」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」）における原子炉格納容器内の雰囲気温度は、最大で約 178℃まで上昇する。一方、重大事故時の格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の計測では、除湿器を使用するが、その吸込み温度条件は、℃以下の制限を受ける。したがって、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の計測のためには、サンプルガスを冷却する必要があるが、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）より冷却水が供給されるが、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失時には、原子炉補機代替冷却水系より冷却水が供給される。

原子炉補機代替冷却系を用いた場合の冷却性能を評価した結果を以下に示す。

(1) 評価条件

- ・ サンプリング入口温度：℃
- ・ サンプリング出口温度：℃
- ・ サンプリング流量： L/min
- ・ 原子炉格納容器内の蒸気割合：90%
- ・ 冷却水入口温度：35℃
- ・ 冷却水出口温度：制約なし
- ・ 冷却水流量：400 kg/h

(2) 評価条件の根拠

- ・ サンプリング入口温度：℃
（根拠）原子炉格納容器設計限界圧力（0.854 MPa）における飽和蒸気温度に余裕を見込んだ値で設定している。
- ・ サンプリング出口温度：℃
（根拠）除湿器の吸込み温度条件（℃以下）を設定している。
- ・ サンプリング流量： L/min
（根拠）酸素検出器の流量保証範囲が L/min であるため、流量は L/min に設定している。
- ・ 原子炉格納容器内の蒸気割合：90%
（根拠）原子炉格納容器スプレイ後の原子炉格納容器内の水蒸気割合が 90%以下で使用可能となる設備としている。
- ・ 冷却水入口温度：35℃
（根拠）重大事故等時の原子炉補機代替冷却水温度の最大値 35℃を設定している。

- ・冷却水出口温度：制約なし

(根拠) 原子炉補機代替冷却水系統側の循環による温度上昇は考慮する必要がないため、制約はない。

- ・冷却水流量：400 kg/h

(根拠) 原子炉補機代替冷却水系による通水流量 (0.4 m³/h) を 1 L ≒ 1 kg で換算。

(3) 冷却性能の評価

以上の条件においてサンプリング出口温度を□℃へ冷却するために必要な伝熱面積を評価した結果、必要断面積約□ m²を上回る冷却器伝熱面積□ m²を有することを確認した。

1.9 格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置からの水素漏えい防止対策について

格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置を用いた格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の計測は、計測後のガスを原子炉格納容器内へ戻す構成としており、外部に対して閉じた系である。系外への漏えいが発生しないよう表 1.9-1 に示すと通りの漏えい防止対策を行う設計である。よって、格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

表 1.9-1 格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の漏えい防止対策について

No.	機器	漏えい防止対策
1	配管, 弁	格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の配管, 弁は原子炉格納容器内の雰囲気ガスを測定するために設計された系統であり, 系外へサンプルガスが漏えいするような設計ではない。
2	冷却器	配管接続部はシール構造としており, 内部ガスの気密を保持している。なお, 溶接部を含む当該冷却器は, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
3	除湿器	配管接続部はシール構造としており, 内部ガスの気密を保持している。なお, シール構造部を含む当該除湿器は, 事故時に想定される温度, 圧力条件を包絡した仕様である。
4	水素検出器 酸素検出器	配管接続部はシール構造としており, 漏えい防止対策をとっている。なお, シール構造部を含む当該水素検出器及び酸素検出器は, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
5	サンプリング ラック	格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置のサンプリングラック内の配管と機器の接続部はシール構造としており, 漏えい防止対策がとられている。 また, サンプリングラック内は減圧弁により, ほぼ大気圧に減圧しており, 系内外への圧力差で系外への大きな漏えいが発生する可能性は十分に低い。

1.10 格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の計測時間遅れについて

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング点は原子炉格納容器であり、格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置によりサンプリングを行い、原子炉建屋地上2階（原子炉建屋原子炉棟内）に設置される水素検出器及び酸素検出器にて計測を行っているため、サンプリング配管長等に応じた計測時間遅れが生じる。以下に格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の計測時間遅れを示す。

表 1.10-1 サンプリング配管長による計測時間遅れ

サンプリング点		サンプリング配管長	サンプリング配管の内容積	吸引ポンプの定格流量	時間遅れ
A系	D/W				
	S/C				
B系	D/W				
	S/C				

表 1.10-2 冷却器及びサンプリングラック内配管による計測時間遅れ

機器・配管	配管長	配管の内容積	吸引ポンプの定格流量	時間遅れ
冷却器				
サンプリングラック内配管				

表 1.10-3 サンプリング点から検出器までの計測時間遅れ

サンプリング点		時間遅れ
A系	D/W	
	S/C	
B系	D/W	
	S/C	

表 1.10-3 に示すとおり、サンプリング点から検出器までの計測時間遅れは最大で であるが、有効性評価における解析において、原子炉格納容器内の水素爆発を防止するための水素及び酸素の排出に係る判断基準としている原子炉格納容器内の酸素濃度 4.3vol% から、酸素濃度の可燃限界である 5vol% に計器誤差 0.6vol% を考慮した 4.4vol% に達するまでの時間は約 2.5 時間であり、計測時間遅れを考慮しても時間的余裕があることから問題ない。

1.11 格納容器内雰囲気気水素濃度及び格納容器内雰囲気気酸素濃度における湿分補正について

(1) 概要

検出器へ流れるサンプルガスには水蒸気が含まれており、水素濃度及び酸素濃度の計測値へ影響するため、サンプリングする原子炉格納容器内の雰囲気ガスを冷却器により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系で冷却し、下流の除湿器によりサンプルガス中の湿分を除去する設計としている。

検出器は常にドライ条件の水素濃度及び酸素濃度を計測しているが、事故時の原子炉格納容器内雰囲気ガスは水蒸気を含んでいることから、事故時は計測されたドライ条件の水素濃度及び酸素濃度をウェット条件の水素濃度及び酸素濃度に補正する必要がある。

(2) 湿分補正演算

ドライ条件の水素濃度及び酸素濃度からウェット条件の水素濃度及び酸素濃度への補正は演算装置にて行う。

湿分補正は、サンプルガスを冷却、除湿したときに発生するドレンをドレンポットで受け、その液位変化量より湿分補正演算をする。具体的には ごとにドレンポットの液位変化量を算出し、算出された液位変化量至近 当たりの平均値及びサンプルガス温度から湿分補正演算をする。

湿分補正演算は ごとに行い、計測された水素濃度及び酸素濃度を補正し、出力する。

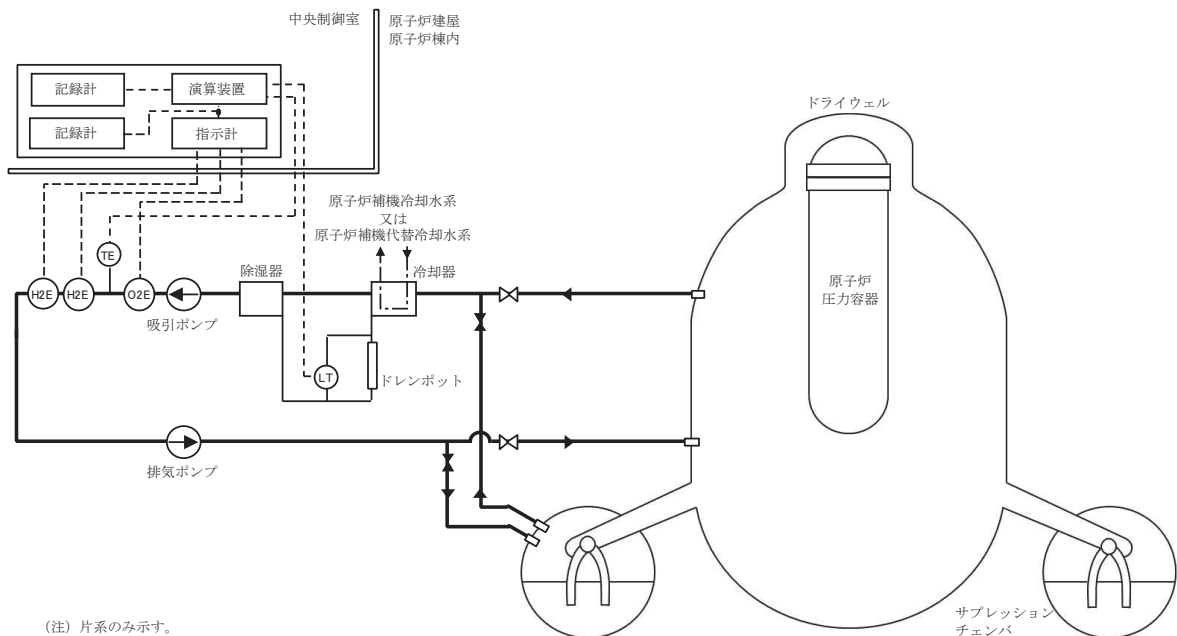


図 1.11-1 格納容器内雰囲気気水素濃度及び酸素濃度の系統概要図

(3) 湿分補正演算の時間遅れによる影響

湿分補正演算は前述のとおり□ごとに算出するドレンポット液位変化量の至近□当たりの平均値を用いることから、事故後の雰囲気 に即した補正が行われるまで時間遅れが発生するが、水素濃度及び酸素濃度は高めに出力されることから安全側であり、影響はない。

1.12 原子炉格納容器内の酸素濃度検出器の選定について

重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度を計測する設備は、既設の格納容器内雰囲気モニタ系の酸素濃度計（サンプリング設備を含む）を使用し、重大事故等時の原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮して、環境耐性の向上対策を行うこととしている。以下に、酸素濃度検出器の選定の考え方を示す。

(1) 既設の酸素濃度検出器の選定

既設の格納容器内雰囲気酸素濃度の検出器の選定にあたっては、導入時に共存ガスの影響、メンテナンス等の観点でガルバニ電池式、ジルコニア式、定電位電解式及び熱磁気風式の検出器の比較を実施し、共存ガスの影響をほとんど受けないこと、また、消耗する構成部品がないことから、熱磁気風式を選定している。

(2) 重大事故等対処設備としての格納容器内雰囲気酸素濃度の検出器の選定

酸素濃度の検出器は、表 1.12-1 に示すとおり多種多様なものが存在し、大きく分類すると、「電気化学的な性質を利用したもの」、「酸素の常磁性を利用したもの」及び「酸素の光吸収を利用したもの」があり、重大事故等時の原子炉格納容器内及び原子炉建屋の環境等を考慮し、各検出器について、共存ガスの影響、環境耐性、メンテナンス等の観点から比較評価した結果を表 1.12-2 に示す。

電気化学的な性質を利用した検出器であるジルコニア式は、可燃性ガスである水素と測定対象である酸素が燃焼反応を起こし、酸素が消費されるため指示値に影響がある。また、ガルバニ電池式及び隔膜式ポーラログラフ式は、電極の消耗及び電解液の劣化が発生し、定期的な取替えが必要になる。加えて、電解液が放射線の影響により劣化する可能性がある。

一方、酸素の常磁性を利用した検出器は、他のガスの影響がほとんどなく、測定原理上は消耗や劣化が発生しないため、電気化学的な性質を利用した検出器に比べ、重大事故等時に使用するシステムとしては適している。酸素の常磁性を利用した検出器のうち、磁気流量比式及び磁気力式圧力検出形は、補助ガスが必要になり、設備構成が複雑になる。また、磁気力式ダンベル形については、可動部があるため他の酸素の常磁性を利用した検出器に比べ振動や機械的衝撃に弱い可能性がある。

酸素の光吸収を利用した検出器であるレーザ分光方式は、他のガスの影響や消耗、劣化はないもののサンプリング配管の近くにレーザの発光部及び受光部があることから、放射線の影響が懸念される。

以上のように、重大事故等対処設備としての使用にあたり、共存ガスの影響、環境耐性、メンテナンス等の観点から評価した結果、特にデメリットがなく使用実績のある熱磁気風式酸素濃度検出器を選定している。

なお、実際の設備設計においては、上記の検出方式の選定に加え、サンプルガスの温度、湿度、検出器の設置場所の室温等のプロセス条件が検出器の使用条件内であることを確認し選定している。

表 1.12-1 各酸素濃度検出器の測定方式の特徴 (1/3)

分類	検出方式		原理	特徴	選定の判断
電気化学的な性質を利用したもの	ジルコニア式	濃淡電池式	ジルコニアのような固体電解質は、高温状態になると酸素イオンを伝導することを利用したもので、ジルコニア素子の両面に多孔質の白金電極を取り付け、それぞれの電極に酸素濃度の異なるガスを接触させると、ジルコニア素子を隔壁として両電極間で起電力が発生する。起電力は測定ガス中の酸素濃度のみに関係するため、このとき発生する起電力を測定することで酸素濃度を測定することができる(図 1.12-1)。	<ul style="list-style-type: none"> 測定ガス中に可燃性ガスが含まれていると測定誤差になる 振動や衝撃に強い 	<ul style="list-style-type: none"> 電極に使用されている白金により、水素と酸素の燃焼反応が起こり、酸素が消費されるため、指示値に影響がある。 以上の理由により不採用。
		限界電流式	ジルコニアのような固体電解質は、高温状態になると酸素イオンを伝導することを利用したもので、ジルコニア素子の両面に白金電極、陰極側に拡散孔がある拡散室を設け電圧を印加すると、拡散室内の酸素がジルコニア素子を介して排出される。拡散室内の酸素の割合が低下し、拡散孔により拡散室への酸素が流入するが、拡散孔により酸素の流入を制限すると印加電圧を増加させても電流値が一定になる領域ができる。この限界電流は酸素濃度と比例するため、この電流を測定することで酸素濃度を測定することができる(図 1.12-2)。	<ul style="list-style-type: none"> 測定ガス中に可燃性ガスが含まれていると測定誤差になる サンプリング設備が不要であるが、原子炉格納容器内に設置する場合に耐環境性の確認が必要 振動や衝撃に強い 	<ul style="list-style-type: none"> 電極に使用されている白金により、水素と酸素の燃焼反応が起こり、酸素が消費されるため、指示値に影響がある。 以上の理由により不採用。
	ガルバニ電池式	貴金属(金など)のカソードと卑金属(鉛)のアノードで一對の電極を構成し、電解液を満たした容器内に置き、ガス透過性の膜(隔膜)で外部と遮断した構造となっている。隔膜を透過してきた酸素はカソードで水酸化物イオン(OH-)に還元される。また、アノードでは酸化反応が起きる。カソードとアノードの両端を結線すると酸素量に比例した電流が流れ、この電流を測定することにより酸素濃度を測定することができる(図 1.12-3)。	<ul style="list-style-type: none"> 共存ガスの影響は小さい サンプリング設備が不要であるが、原子炉格納容器内に設置する場合に耐環境性の確認が必要 振動や衝撃に強い 電極及び電解液は測定していないときでも酸素に触れば劣化が進行するため、定期的な交換が必要 	<ul style="list-style-type: none"> 電極が消耗し、また、電解液が劣化するため、定期的な交換が発生する。原子炉格納容器内に設置した場合、運転中及び事故時に取替が不可能になる。 電解液が放射線の影響により劣化する可能性がある。 以上の理由により不採用。	
	隔膜式ポーラログラフ式	貴金属(金など)のカソードと銀-塩化銀型参照電極のアノードで一對の電極を構成し、電解液を満たした容器内に置き、ガス透過性の膜(隔膜)で外部と遮断した構造となっている。隔膜を透過してきた酸素はカソードで水酸化物イオン(OH-)に還元される。外部より電圧をかけて酸素を還元させ、そのとき発生した電流を測定することにより酸素濃度を測定することができる(図 1.12-4)。	<ul style="list-style-type: none"> 共存ガスの影響は小さい サンプリング設備が不要であるが、原子炉格納容器内に設置する場合に耐環境性の確認が必要 振動や衝撃に強い 電解液中の電解質が消耗されるため定期的な交換が必要 	<ul style="list-style-type: none"> 電極が消耗し、また、電解液が劣化するため、定期的な交換が発生する。原子炉格納容器内に設置した場合、運転中及び事故時に取替が不可能になる。 電解液が放射線の影響により劣化する可能性がある。 以上の理由により不採用。	

表 1.12-1 各酸素濃度検出器の測定方式の特徴 (2/3)

分類	検出方式		原理	特徴	選定の判断
酸素の常磁性を利用したもの	磁気流量比式		サンプリングガスはサンプリングガス入口から入り、流路 A と流路 B の 2 方向に分かれて流れる。一方、補助ガスが補助ガス入口から入り、流路 1、流路 2 に分かれて流れる。補助ガスの流路と流路 A の合流点には磁石により磁界がある。また、補助ガスの流路には、流路 A、流路 B に流れる補助ガスの流量を検出するセンサが取り付けられている。酸素を含むサンプリングガスが磁界に引き付けられるため、磁界を発生させている方の補助ガスの流量が減少する。この流量の減少を酸素濃度として測定することができる (図 1.12-5)。	<ul style="list-style-type: none"> 共存ガスの影響は小さい 振動や衝撃に強い 補助ガスが必要 汚れや腐食の影響を受けない 	<ul style="list-style-type: none"> 補助ガスが必要であり、設備構成が複雑になる。 以上の理由により不採用。
	磁気力式	圧力検出形	磁界内で 2 つのガスが接するとき、2 つのガスの間にはガスの磁化率の差に比例した圧力差が生じる。一方を酸素濃度一定とした補助ガス (基準ガス) とすると、圧力差から測定ガスの酸素濃度を測定することができる (図 1.12-6)。	<ul style="list-style-type: none"> 共存ガスの影響は小さい 振動や衝撃に強い 補助ガスが必要 汚れや腐食の影響を受けない 	<ul style="list-style-type: none"> 補助ガスが必要であり、設備構成が複雑になる。 以上の理由により不採用。
		ダンベル形	磁場のなかに非磁性体の二連球 (ダンベル) を白金や石英の細線で吊るしている。測定ガスを二連球の周囲に導くと、ガス中の酸素が二連球を押しつけて磁場の最も強い部分へ近づこうとするため、球が磁界外に押し出されるような力が働き、つり線はねじられる。このねじれは、つり線の中央に固定されている反射鏡による光の動きとして検出される。その信号によって、ねじれを元に戻すような電流が励磁コイルに流れる。この電流の大きさが酸素濃度に対応し、酸素濃度を測定することができる (図 1.12-7)。	<ul style="list-style-type: none"> 共存ガスの影響は小さい 消耗する構成部品がない 振動や機械的衝撃に弱い 汚れや腐食の影響を受ける可能性があるがフィルタを設けることで影響を緩和可能 	<ul style="list-style-type: none"> 振動や機械的衝撃に弱い可能性がある。 以上の理由により不採用。
	熱磁気風式		検出器はチャンパー (測定室)、磁石、サーミスタ等で構成され、磁界の中心 (チャンパーの中心) 付近と磁界が弱い外側に加熱されたサーミスタが配置されている。チャンパー内に酸素を含むサンプリングガスが流入すると、酸素は極めて強い常磁性体であることから、磁界の中心部に引き寄せられるが、加熱されたサーミスタによりサンプリングガスが加熱され温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプリングガスにより、高温となったサンプリングガスは磁界中心部から追い出されることとなる。この繰り返しにより流れ (磁気風) が発生し、この流れの強さはサンプリングガス中の酸素濃度により変化する。磁気風により磁界中心付近の加熱されたサーミスタから熱が奪われ、逆に磁界が弱い外側に配置されたサーミスタは熱を受け取ることでサーミスタの抵抗値が変化し、その変化をブリッジ回路で電流の流れとして測定し、酸素濃度を測定することができる (図 1.12-8)。	<ul style="list-style-type: none"> 共存ガスの影響は小さい 振動及び衝撃に強い 消耗する構成部品がない 汚れや腐食の影響を受ける可能性があるがフィルタを設けることで影響を緩和可能 	<ul style="list-style-type: none"> 酸素は水素や窒素に比べ強い常磁性を有しており、共存ガスの影響をほとんど受けないこと、また、ガルバニ電池式や隔膜式ポーラログラフ式のように、検出器構成部品の消耗や劣化がほぼ発生しない。 以上の理由により採用。

表 1.12-1 各酸素濃度検出器の測定方式の特徴 (3/3)

分類	検出方式	原理	特徴	選定の判断
酸素の光吸収を利用したもの	レーザー分光方式	半導体レーザーによる吸収分光計測法を利用し、レーザー光が測定対象ガスを通過するときに吸収（損失）される光の量から測定対象成分濃度を測定することができる（図 1.12-9）。	<ul style="list-style-type: none"> ・共存ガスの影響は小さい ・放射線の影響を受ける可能性がある。 ・高温、高圧、腐食性ガス、刺激性ガス雰囲気、高ダスト濃度等厳しい条件下で長期安定測定が可能 	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線の影響を受ける可能性がある。 以上の理由により不採用。

表 1.12-2 各酸素濃度検出器の測定方式の特徴

分類	検出方式	共存ガスの影響	耐震性	耐放射線性	劣化・消耗	設備構成	特徴（デメリット）
電気化学的な性質を利用したもの	ジルコニア式	×	○	○	○	○	・測定対象である酸素が共存ガスである水素との触媒反応により消費されるため測定誤差が発生する（×）
	ガルバニ電池式 隔膜式ポーラログラフ式	○	○	△	×	○	・電極や電解液が化学反応により消耗，劣化するため定期的な取替が必要（×） ・電解液が放射線の影響により劣化する可能性がある（△）
酸素の常磁性を利用したもの	磁気流量比式 磁気力式圧力検出形	○	○	○	○	×	・サンプリングガス以外に補助ガスが必要となるため，設備構成が複雑になる（×）
	磁気力式ダンベル形	○	△	○	○	○	・原理上，可動部があるため他の検出器に比べ耐震性が弱い可能性がある（△）
	熱磁気風式	○	○	○	○	○	・特になし
酸素の光吸収を利用したもの	レーザ分光方式	○	○	△	○	○	・サンプリングガスが直接検出部に接触しないが，レーザ光の発信部及び受信部がサンプリングガスから受ける放射線の影響を受ける可能性がある（△）

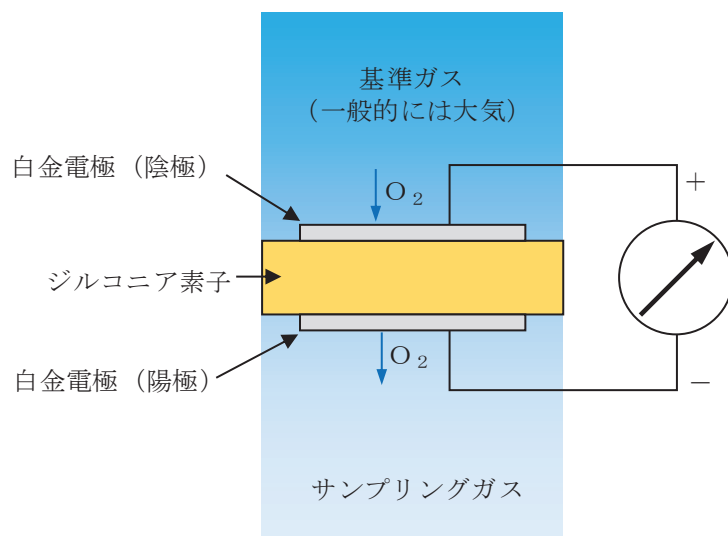


図 1.12-1 ジルコニア式（濃淡電池式）酸素濃度検出器の測定原理図

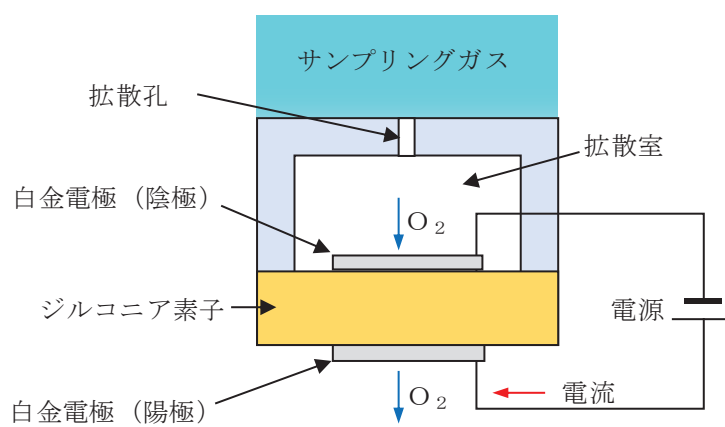


図 1.12-2 ジルコニア式（限界電流式）酸素濃度検出器の測定原理図

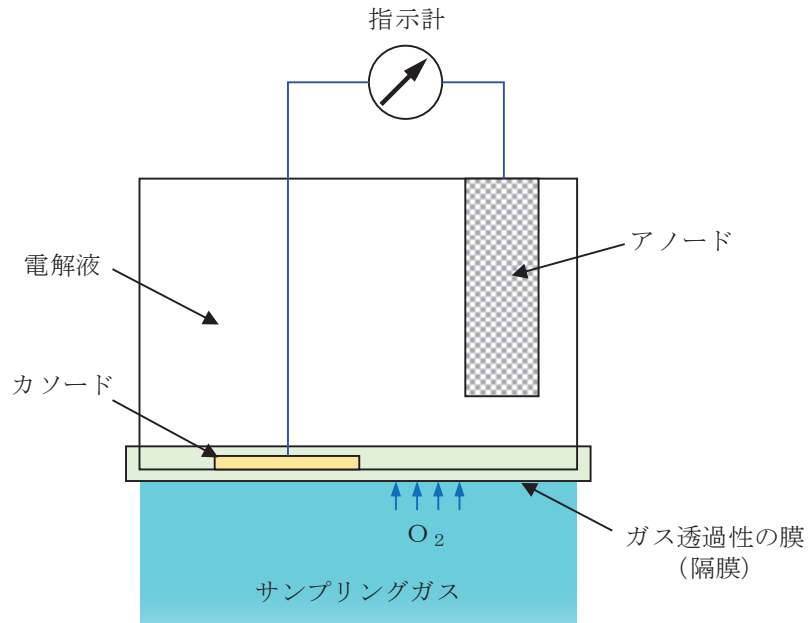


図 1.12-3 ガルバニ電池式酸素濃度検出器の測定原理図

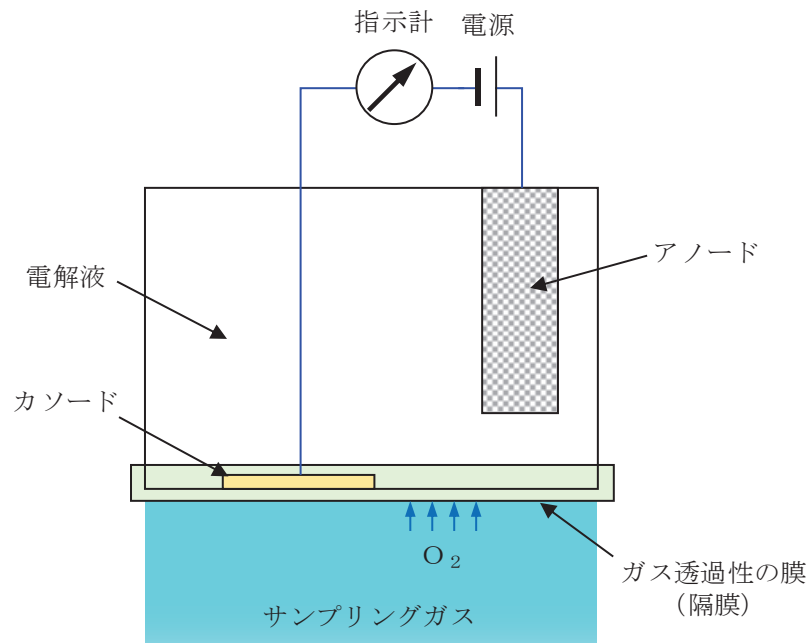


図 1.12-4 隔膜式ポーログラフ式酸素濃度検出器の測定原理図

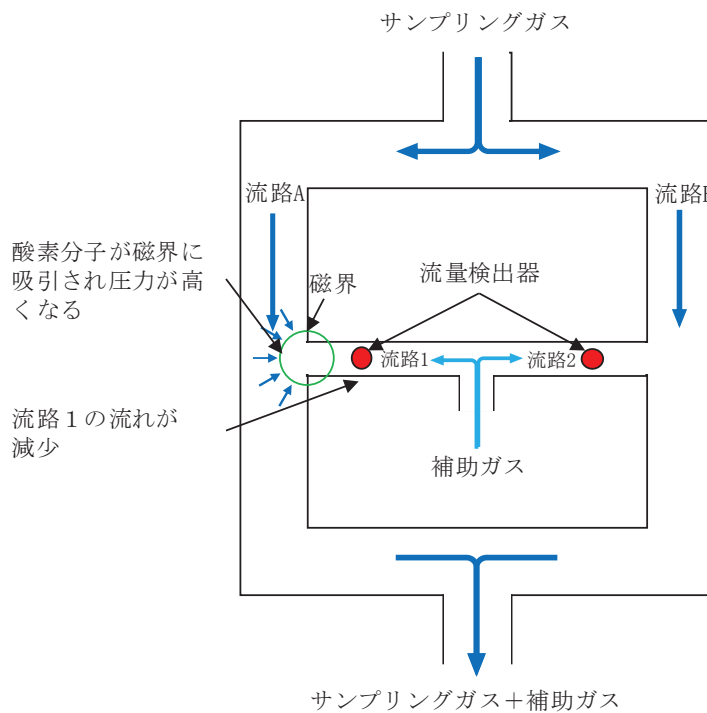


図 1.12-5 磁気流量比式酸素濃度検出器の測定原理図

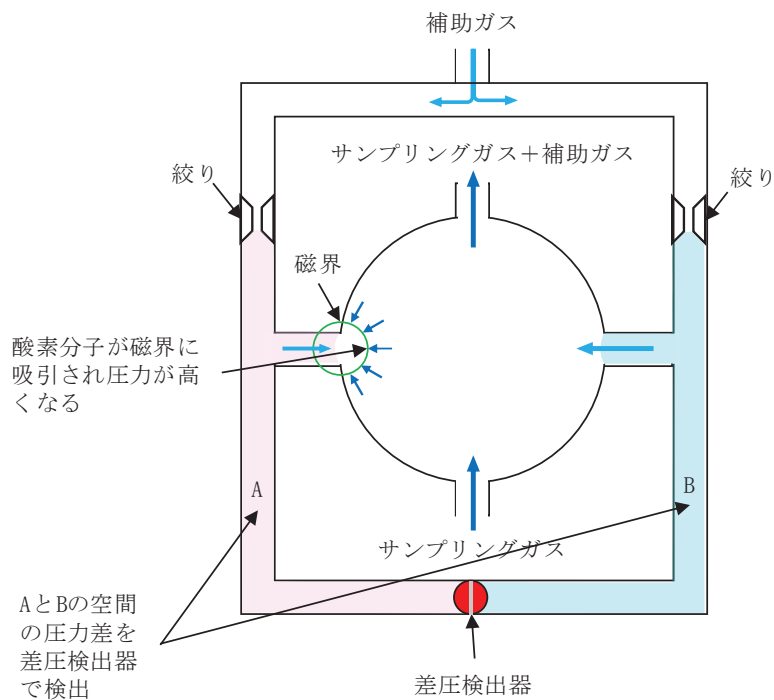


図 1.12-6 磁気力式圧力検出形酸素濃度検出器の測定原理図

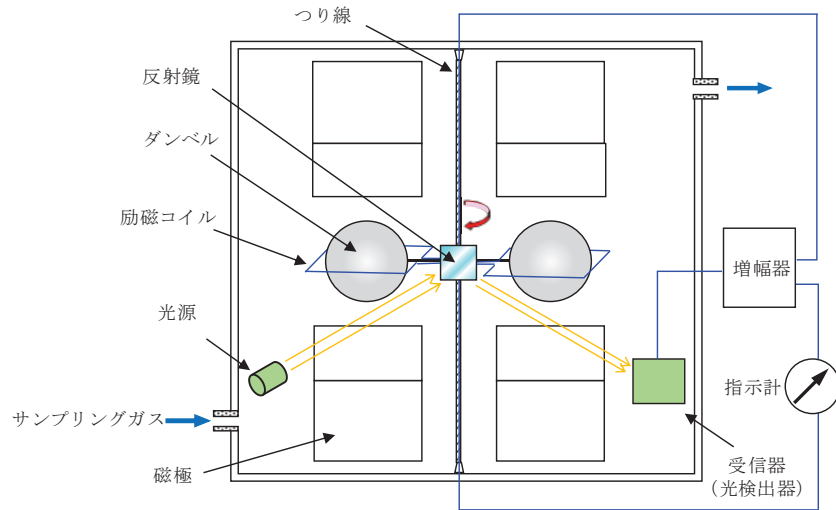


図 1.12-7 磁気力式ダンベル形酸素濃度検出器の測定原理図

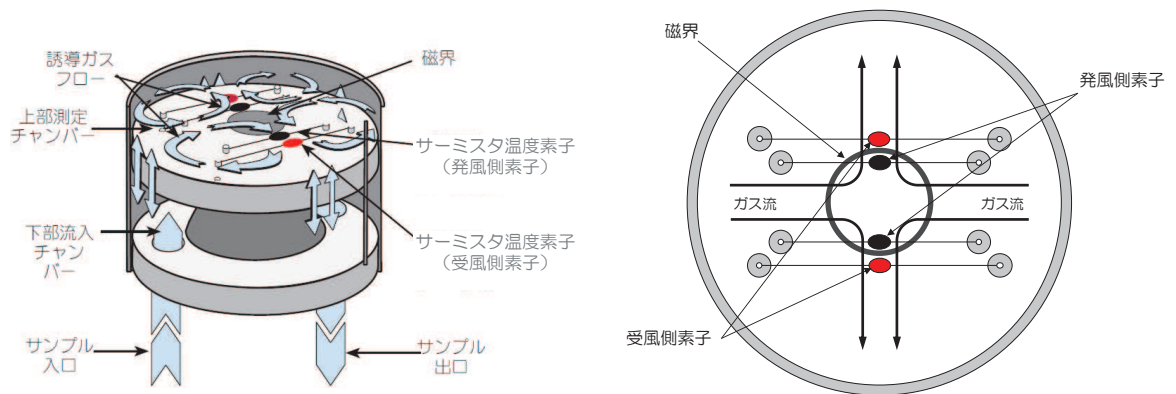


図 1.12-8 熱磁気風式酸素濃度検出器の測定原理図

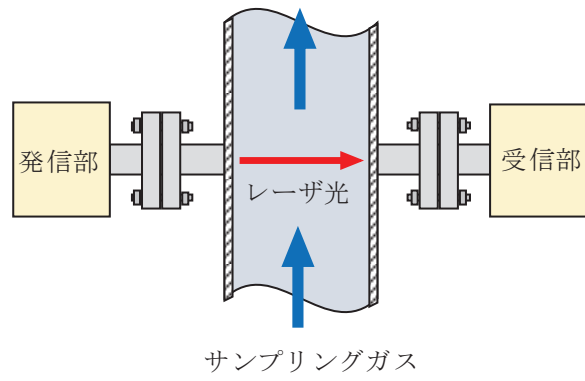


図 1.12-9 レーザ分光方式酸素濃度検出器の測定原理図

1.13 格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置について

1.13.1 概要

原子炉建屋原子炉棟内に設置する格納容器内雰囲気酸素濃度の検出器については、重大事故等時の環境温度である 66℃に対して、機能を担保することが難しい。このため、検出器周囲温度を格納容器内雰囲気酸素濃度の検出器の最高使用温度である ℃以下に冷却する機能を有する冷却装置を設置する。

1.13.2 冷却方法

格納容器内雰囲気酸素濃度の検出器の周囲温度を ℃以下にするために、冷却装置を用いて冷却を行う。格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置は、ケース、センサ収納ケース、サーモモジュール、ファン等で構成され、酸素濃度検出器をセンサ収納ケース内に取付ボルトにて固定し収納しており、センサ収納ケース内を冷却する設計とする（「図 1.13-1 格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置概念図」参照。）。

具体的には、センサ収納ケース周囲は断熱構造とし、ケース上部に設けるサーモモジュール（直流電流を流すことで、一方の面から吸熱し反対側の面へ放熱して冷却）によりセンサ収納ケース内を冷却し、放熱はファンにて外部に排気する。

冷却装置については、常時電源が供給され、センサ収納ケース内の温度が ℃以下になるよう自動で温度制御を行う設計とする。



図 1.13-1 格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置概念図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

1.13.3 冷却装置の設備構成

格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の構成を図 1.13-2 に、格納容器内雰囲気酸素濃度（冷却装置含む）の設備構成を図 1.13-3 に、格納容器内雰囲気酸素濃度冷却装置の計装ラック内機器配置を図 1.13-4 に示す。

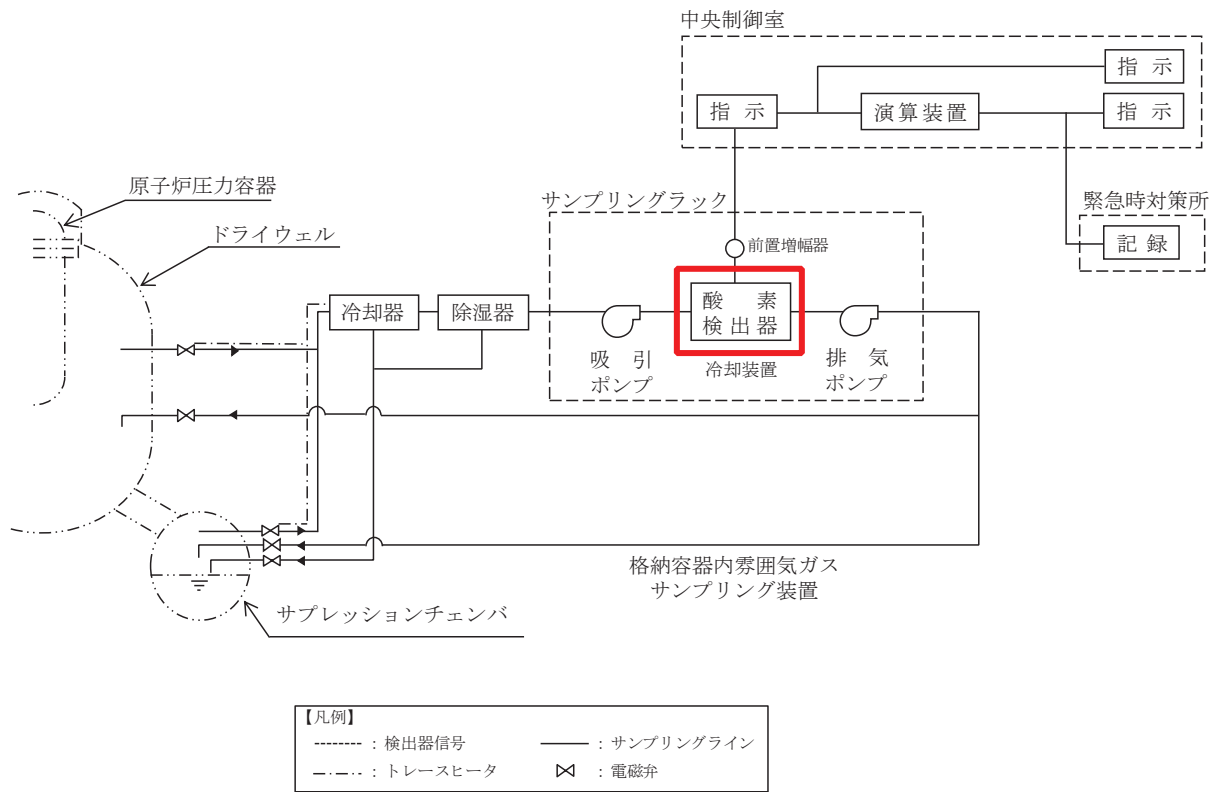


図 1.13-2 格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の構成

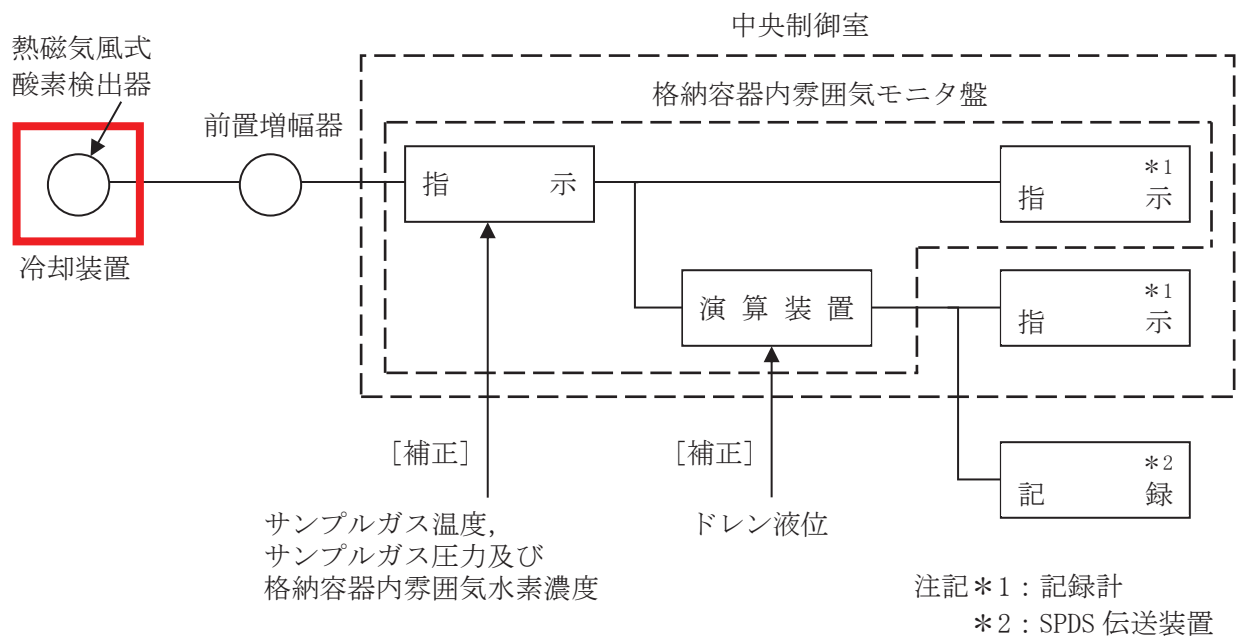


図 1.13-3 格納容器内雰囲気酸素濃度の概略構成図

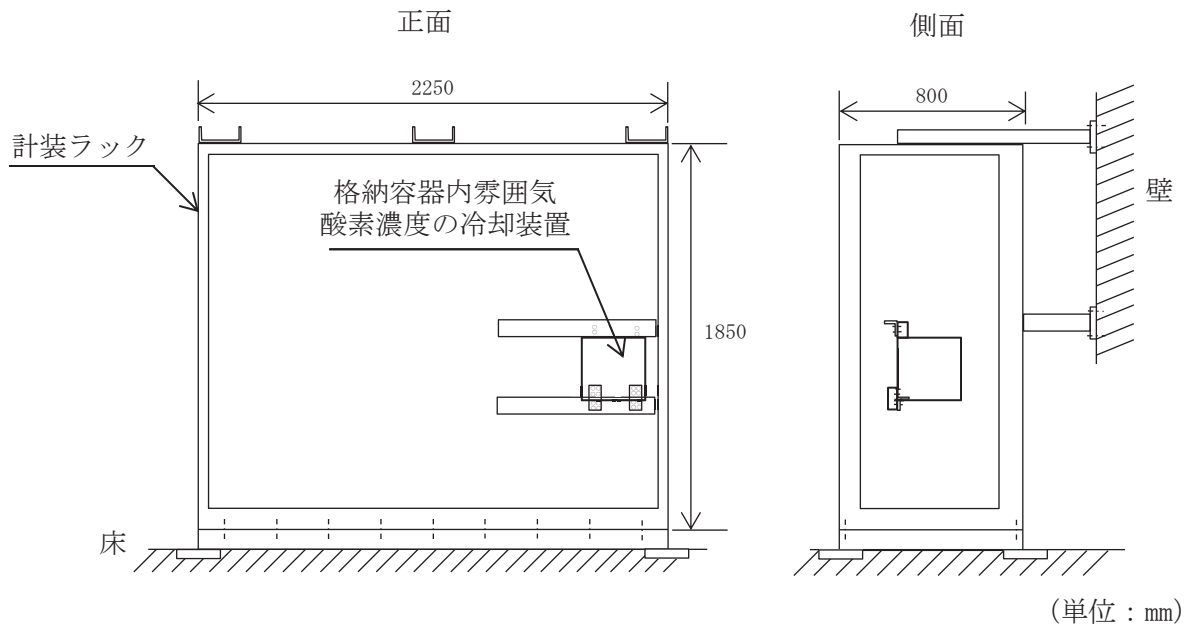


図 1.13-4 冷却装置の機器配置図

1.13.4 冷却装置の電源供給について

冷却装置の電源供給については、格納容器内雰囲気酸素濃度と同じ電源供給とすることから、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から電源供給される設計とする。電源供給について図 1.13-5 に示す。

1.13.5 冷却装置の運用について

格納容器内雰囲気酸素濃度による原子炉格納容器内の酸素濃度の監視については、炉心損傷を判断した場合において、格納容器内雰囲気酸素濃度が使用可能な場合（設備に異常がなく、電源及び補機冷却水が確保されている場合）に、格納容器内雰囲気酸素濃度（吸引ポンプ及び排気ポンプ）の起動操作を実施する手順を整備することとしているが、冷却装置については、常時電源が供給され、センサ収納ケース内の温度が °C 以下になるよう自動で温度制御を行う設計とすることから、冷却装置の起動操作は不要である。

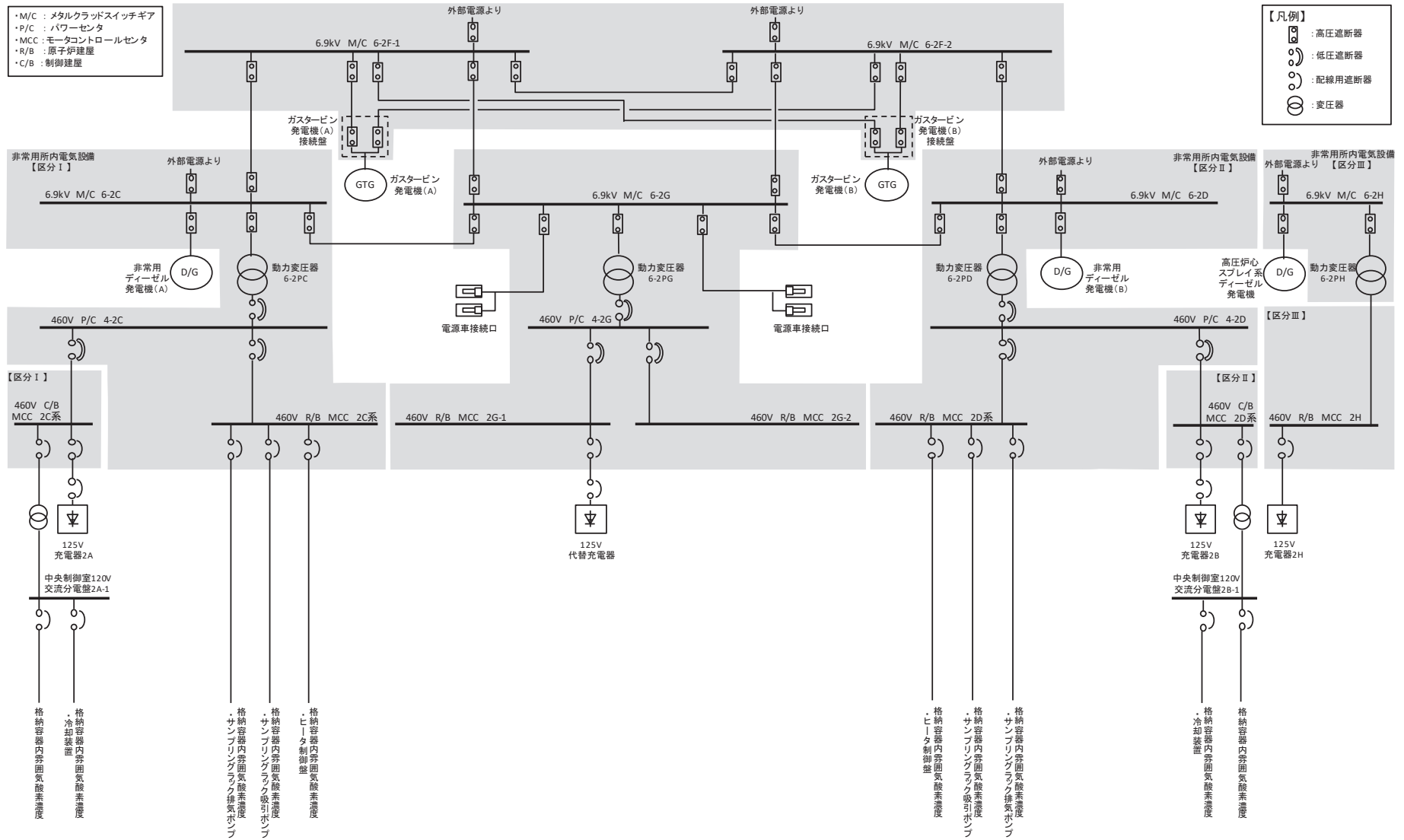


図 1.13-5 格納容器雰囲気酸素濃度の電源概略構成図

1.14 格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置の耐震性について

1.14.1 概要

本計算書は、添付書類「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」にて設定している構造強度及び機能維持の設計方針に基づき、格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置が設計用地震力に対して十分な構造強度及び動的機能を有していることを説明するものである。

格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置（D23-B051A-1, B-1）は、設計基準対象施設においてはSクラス施設に、重大事故等対処設備においては常設重大事故緩和設備に分類される。以下、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての構造強度評価及び動的機能維持評価を示す。

なお、格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置が設置される計装ラックは、添付書類「VI-2-1-13 機器・配管系の計算書作成の方法」に記載の直立形計装ラックと類似の構造*であるため、添付書類「VI-2-1-13-8 計装ラックの耐震性についての計算書作成の基本方針」に基づき評価を実施する。

構造強度評価については、計装ラックの取付ボルトに作用する応力の裕度が厳しい条件（許容値／発生値の小さい方）となるものを代表として評価する。また、動的機能維持評価については、機能維持評価用加速度が最大となる機器について代表として評価する。動的機能維持評価に用いる機能維持評価用加速度は、設置床高さが同じで計装ラックが剛構造の場合は同じ加速度となることから、構造強度評価の代表として選定した機器を代表として評価する。評価対象を表 1.14-1 に示す。

注記*：格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置が設置される計装ラックは、壁面からのサポートが設置されるが、チャンネルベースへの取付ボルトのみに応力を受けるものとして評価する。

表 1.14-1 概略構造識別

評価部位	評価方法	構造計画
D23-B051A-1（代表） D23-B051B-1	VI-2-1-13-8 計装ラックの耐震性についての計算書作成の基本方針	表 1.14-2 構造計画

1.14.2 一般事項

1.14.2.1 構造計画

格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置の構造計画を表 1.14-2 に示す。

表 1.14-2 構造計画

計画の概要		概略構造図
基礎・支持構造	主体構造	
<p>冷却装置は、冷却装置取付ボルトにより計装ラックに取付けられた取付金具に固定される。</p> <p>計装ラックは、チャンネルベースに取付ボルトで設置する。</p>	<p>格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置 (床に設置された計装ラックに冷却装置を冷却装置取付ボルトにより固定する構造)</p>	<p>【格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置 (H22-P382A (D23-B051A-1))】</p> <p>正面</p> <p>側面</p> <p>計装ラック</p> <p>格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置</p> <p>取付金具</p> <p>冷却装置取付ボルト</p> <p>取付ボルト</p> <p>床</p> <p>チャンネルベース</p> <p>埋込金物</p> <p>壁</p> <p>基礎ボルト (ケミカルアンカ)</p> <p>(単位：mm)</p>

1.14.3 固有周期

1.14.3.1 固有周期の算出方法

振動試験装置により固有振動数（共振振動数）を測定する。測定の結果、固有周期は0.05秒以下であり、剛であることを確認した。固有周期を表1.14-3に示す。

表 1.14-3 固有周期 (単位：s)

水平方向	鉛直方向

1.14.4 構造強度評価

1.14.4.1 構造強度評価方法

格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置の構造強度評価は、添付書類「VI-2-1-13-8 計装ラックの耐震性についての計算書作成の基本方針」に記載の耐震計算方法に基づき行う。

1.14.4.2 荷重の組合せ及び許容応力

1.14.4.2.1 荷重の組合せ及び許容応力状態

格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置の荷重の組合せ及び許容応力状態のうち設計基準対象施設の評価に用いるものを表1.14-4に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表1.14-5に示す。

1.14.4.2.2 許容応力

格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置の許容応力は、添付書類「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」に基づき表1.14-6のとおりとする。

1.14.4.2.3 使用材料の許容応力評価条件

格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置の使用材料の許容応力評価条件のうち設計基準対象施設の評価に用いるものを表1.14-7に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表1.14-8に示す。

1.14.4.3 計算条件

応力計算に用いる計算条件は、本計算書の【格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置(D23-B051A-1)の耐震性についての計算結果】の設計条件及び機器要目に示す。

表 1.14-4 荷重の組合せ及び許容応力状態（設計基準対象施設）

施設区分		機器名称	耐震重要度分類	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
計測制御 系統施設	計測装置	格納容器内雰囲気酸素濃度 の冷却装置	S	—*1	$D + P_D + M_D + S_d^*$	$III_A S$
					$D + P_D + M_D + S_s$	$IV_A S$

注記*1：その他の支持構造物の荷重の組合せ及び許容応力状態を適用する。

表 1.14-5 荷重の組合せ及び許容応力状態（重大事故等対処設備）

施設区分		機器名称	設備分類*1	機器等の区分	荷重の組合せ	許容応力状態
計測制御 系統施設	計測装置	格納容器内雰囲気酸素濃度 の冷却装置	常設／緩和	—*2	$D + P_D + M_D + S_s^{*3}$	$IV_A S$
					$D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_s$	$V_A S$ ($V_A S$ として $IV_A S$ の許容限界を用い る。)

注記*1：「常設／緩和」は常設重大事故緩和設備を示す。

*2：その他の支持構造物の荷重の組合せ及び許容応力状態を適用する。

*3：「 $D + P_{SAD} + M_{SAD} + S_s$ 」の評価に包絡されるため、評価結果の記載を省略する。

表 1.14-6 許容応力（その他の支持構造物及び重大事故等その他の支持構造物）

許容応力状態	許容限界*1, *2 (ボルト等)	
	一次応力	
	引張り	せん断
III _A S	$1.5 \cdot f_t$	$1.5 \cdot f_s$
IV _A S	$1.5 \cdot f_t^*$	$1.5 \cdot f_s^*$
V _A S (V _A SとしてIV _A Sの許容限界を用いる。)		

注記*1：応力の組合せが考えられる場合には，組合せ応力に対しても評価を行う。

*2：当該の応力が生じない場合，規格基準で省略可能とされている場合及び他の応力で代表可能である場合は評価を省略する。

表 1.14-7 使用材料の許容応力評価条件（設計基準対象施設）

評価部材	材料	温度条件 (°C)		S _{yi} (MPa)	S _{ui} (MPa)	S _{yi} (RT) (MPa)
		周囲環境温度				
取付ボルト (i=2)	SS400 (16mm<径≤40mm)	周囲環境温度	40	235	400	—

表 1.14-8 使用材料の許容応力評価条件（重大事故等対処設備）

評価部材	材料	温度条件 (°C)		S _{yi} (MPa)	S _{ui} (MPa)	S _{yi} (RT) (MPa)
		周囲環境温度				
取付ボルト (i=2)	SS400 (16mm<径≤40mm)	周囲環境温度	66	225	385	—

1. 14. 5 機能維持評価

1. 14. 5. 1 動的機能維持評価方法

格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置の動的機能維持評価について、以下に示す。

動的機能維持評価は、添付書類「VI-2-1-13-8 計装ラックの耐震性についての計算書作成の基本方針」に記載の評価方法に基づき評価する。

計装ラックに設置される格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置の機能確認済加速度は、添付書類「VI-2-1-9 機能維持の基本方針」に基づき、同形式の冷却装置単体の正弦波加振試験において、動的機能の健全性を確認した機器の最大加速度を適用する。

機能確認済加速度を表 1. 14-9 に示す。

表 1. 14-9 機能確認済加速度 (×9. 8m/s²)

評価部位	方向	機能確認済加速度
格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置 (D23-B051A-1)	水平方向	
	鉛直方向	

1. 14. 6 評価結果

1. 14. 6. 1 設計基準対象施設としての評価結果

格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置の設計基準対象施設としての耐震評価結果を以下に示す。発生値は許容限界を満足しており，設計用地震力に対して十分な構造強度及び動的機能を有していることを確認した。

(1) 構造強度評価結果

構造強度評価の結果を次頁以降の表に示す。

(2) 機能維持評価結果

動的機能維持評価の結果を次頁以降の表に示す。

1. 14. 6. 2 重大事故等対処設備としての評価結果

格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置の重大事故等時の状態を考慮した場合の耐震評価結果を以下に示す。発生値は許容限界を満足しており，設計用地震力に対して十分な構造強度及び動的機能を有していることを確認した。

(1) 構造強度評価結果

構造強度評価の結果を次頁以降の表に示す。

(2) 機能維持評価結果

動的機能維持評価の結果を次頁以降の表に示す。

【格納容器内雰囲気酸素濃度の冷却装置（D23-B051A-1）の耐震性についての計算結果】

1. 設計基準対象施設

1.1 設計条件

機器名称	耐震重要度分類	据付場所及び床面高さ (m)	固有周期 (s)		弾性設計用地震動 S _d 又は静的震度		基準地震動 S _s		周囲環境 温度 (°C)
			水平方向	鉛直方向	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	
格納容器内雰囲気 酸素濃度の冷却装置 (D23-B051A-1)	S	原子炉建屋 OP. 22.50 (OP. 33.20*)			C _H =1.57	C _V =1.03	C _H =2.65	C _V =1.77	40

注記*：基準床レベルを示す。

1.2 機器要目

部 材	m _i (kg)	h _i (mm)	ℓ _{1i} * (mm)	ℓ _{2i} * (mm)	d _i (mm)	A _{bi} (mm ²)	n _i	n _{fi} *
取付ボルト (i=2)		1850					18	9 2

部 材	S _{yi} (MPa)	S _{ui} (MPa)	F _i (MPa)	F _i * (MPa)	転倒方向	
					弾性設計用地震動 S _d 又は静的震度	基準地震動 S _s
取付ボルト (i=2)	235	400	235	280	長辺方向	長辺方向

注記*：各ボルトの機器要目における上段は短辺方向転倒に対する評価時の要目を示し、下段は長辺方向転倒に対する評価時の要目を示す。

1.3 計算数値

1.3.1 ボルトに作用する力

(単位：N)

部 材	F_{bi}		Q_{bi}	
	弾性設計用地震動 S _d 又は静的震度	基準地震動 S _s	弾性設計用地震動 S _d 又は静的震度	基準地震動 S _s
取付ボルト (i=2)				

1.4 結論

1.4.1 ボルトの応力

(単位：MPa)

部 材	材 料	応 力	弾性設計用地震動 S _d 又は静的震度		基準地震動 S _s	
			算出応力	許容応力	算出応力	許容応力
取付ボルト (i=2)	SS400	引張り	$\sigma_{b2}=80$	$f_{ts2}=176^*$	$\sigma_{b2}=173$	$f_{ts2}=210^*$
		せん断	$\tau_{b2}=10$	$f_{sb2}=135$	$\tau_{b2}=16$	$f_{sb2}=161$

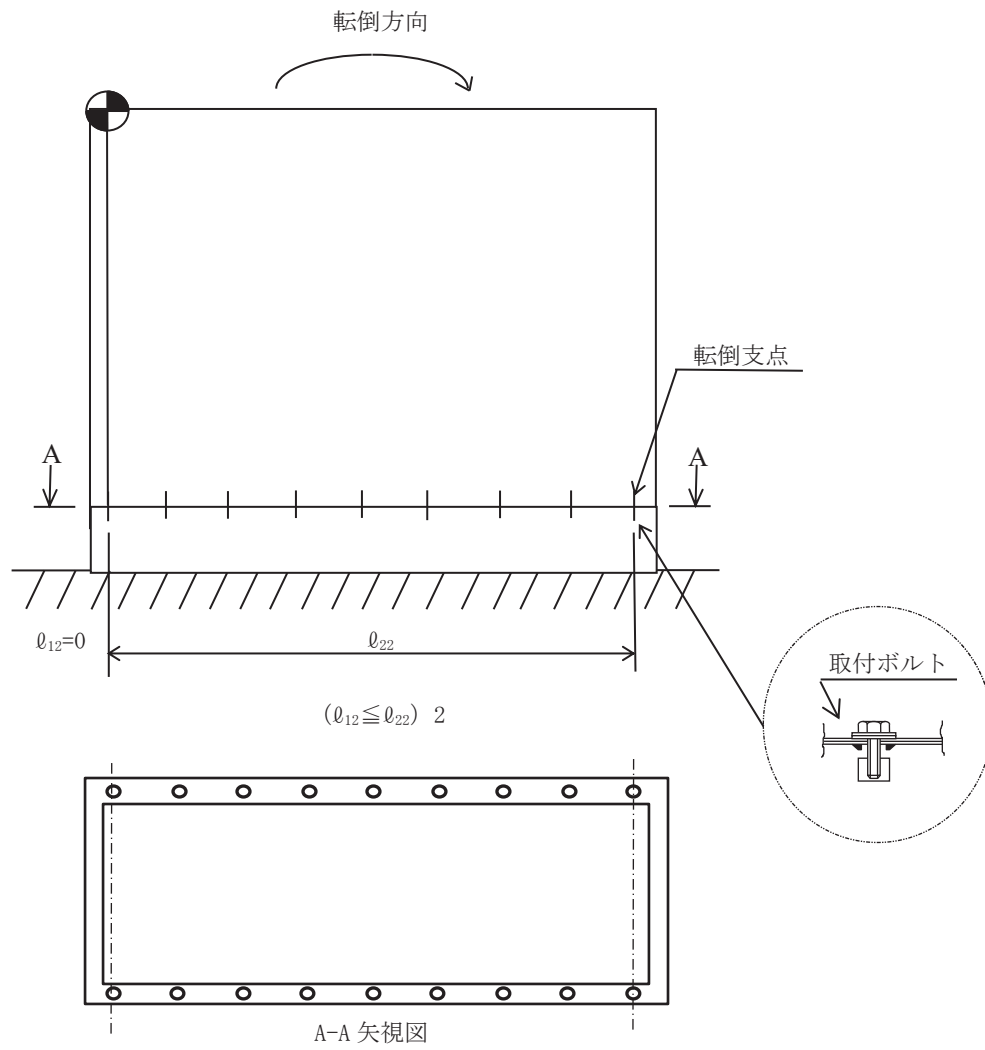
注記*： $f_{tsi} = \text{Min}[1.4 \cdot f_{toi} - 1.6 \cdot \tau_{bi}, f_{toi}]$ より算出。
すべて許容応力以下である。

1.4.2 動的機能維持の評価結果

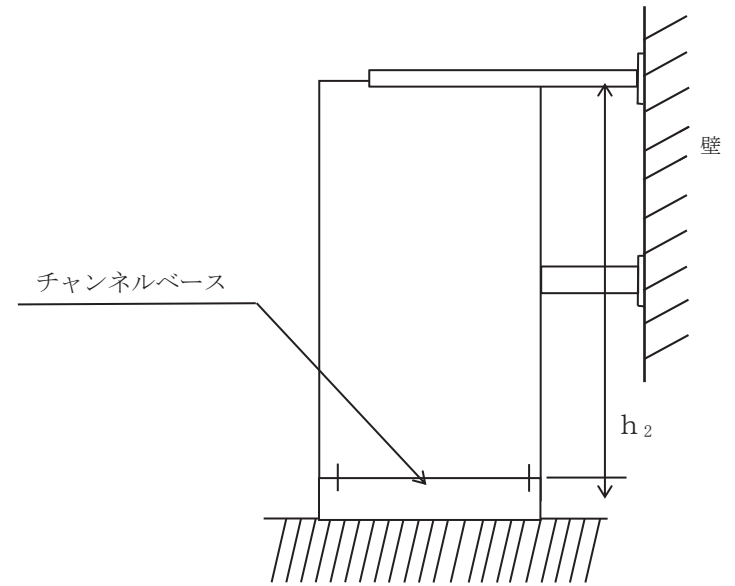
($\times 9.8\text{m/s}^2$)

		機能維持評価用加速度*	機能確認済加速度
格納容器内雰囲気酸素濃度 の冷却装置 (D23-B051A-1)	水平方向	2.21	
	鉛直方向	1.47	

注記*：基準地震動 S_s により定まる応答加速度とする。
機能維持評価用加速度 (1.0ZPA) は、すべて機能確認済加速度以下である。



正面 (長辺方向)



側面 (短辺方向)

2. 重大事故等対処設備

2.1 設計条件

機器名称	設備分類	据付場所及び床面高さ (m)	固有周期 (s)		弾性設計用地震動 S _d 又は静的震度		基準地震動 S _s		周囲環境 温度 (°C)
			水平方向	鉛直方向	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	
格納容器内雰囲気 酸素濃度の冷却装置 (D23-B051A-1)	常設/緩和	原子炉建屋 OP. 22.50 (OP. 33.20*)			—	—	C _H =2.65	C _V =1.77	66

注記*：基準床レベルを示す。

2.2 機器要目

部 材	m _i (kg)	h _i (mm)	ℓ _{1i} * (mm)	ℓ _{2i} * (mm)	d _i (mm)	A _{bi} (mm ²)	n _i	n _{fi} *
取付ボルト (i=2)		1850					18	9
								2

部 材	S _{yi} (MPa)	S _{ui} (MPa)	F _i (MPa)	F _i * (MPa)	転倒方向	
					弾性設計用地震動 S _d 又は静的震度	基準地震動 S _s
取付ボルト (i=2)	225	385	—	270	—	長辺方向

注記*：各ボルトの機器要目における上段は短辺方向転倒に対する評価時の要目を示し、下段は長辺方向転倒に対する評価時の要目を示す。

2.3 計算数値

2.3.1 ボルトに作用する力

(単位：N)

部 材	F_{bi}		Q_{bi}	
	弾性設計用地震動 S _d 又は静的震度	基準地震動 S _s	弾性設計用地震動 S _d 又は静的震度	基準地震動 S _s
取付ボルト (i=2)	—		—	

2.4 結論

2.4.1 ボルトの応力

(単位：MPa)

部 材	材 料	応 力	弾性設計用地震動 S _d 又は静的震度		基準地震動 S _s	
			算出応力	許容応力	算出応力	許容応力
取付ボルト (i=2)	SS400	引張り	—	—	$\sigma_{b2}=173$	$f_{ts2}=202^*$
		せん断	—	—	$\tau_{b2}=16$	$f_{sb2}=155$

注記*： $f_{tsi} = \text{Min}[1.4 \cdot f_{t oi} - 1.6 \cdot \tau_{bi}, f_{t oi}]$ より算出。

すべて許容応力以下である。

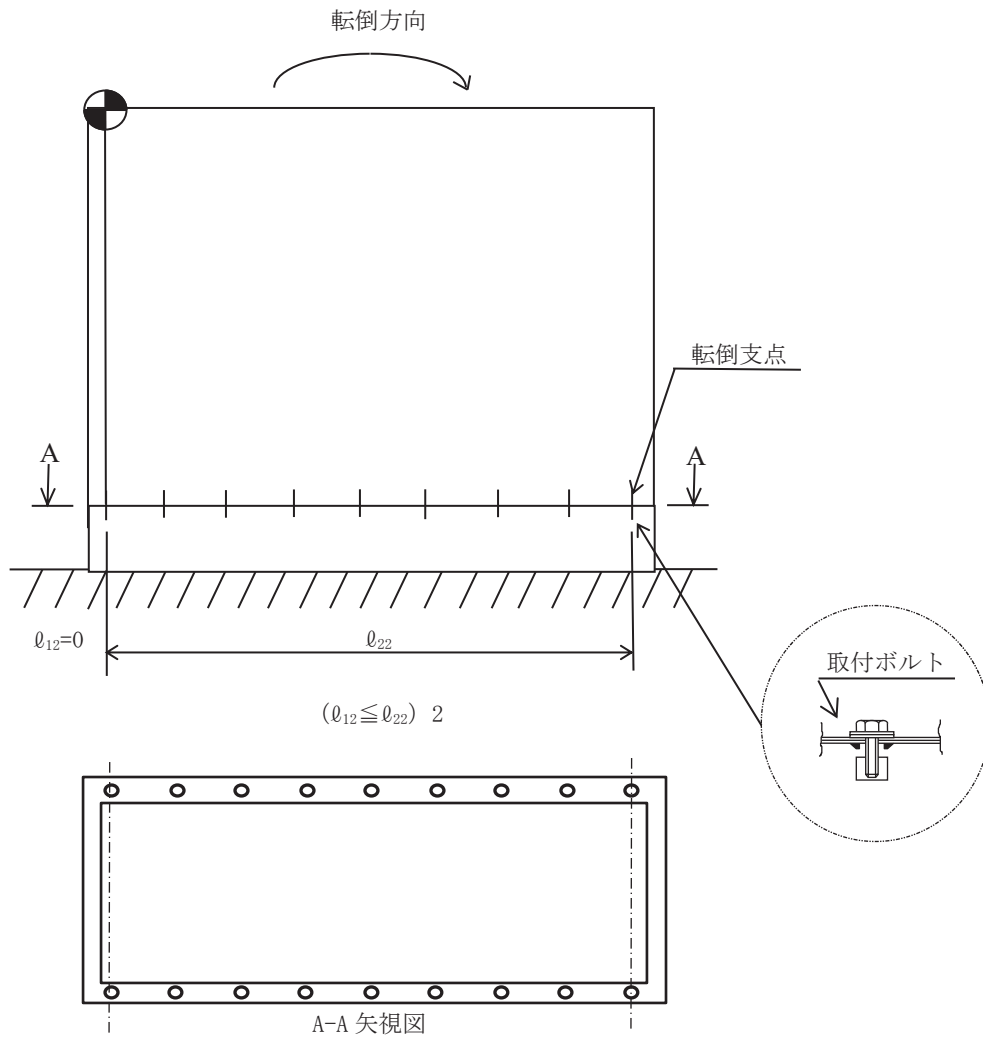
2.4.2 動的機能維持の評価結果

($\times 9.8\text{m/s}^2$)

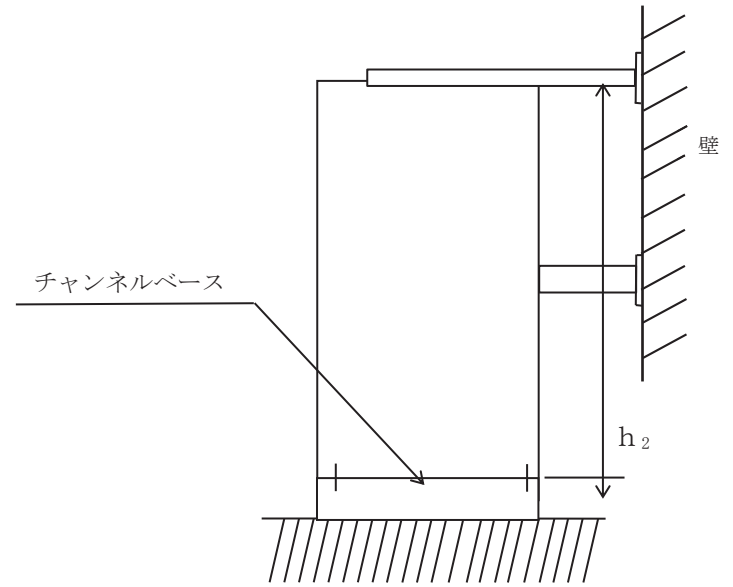
		機能維持評価用加速度*	機能確認済加速度
格納容器内雰囲気酸素濃度 の冷却装置 (D23-B051A-1)	水平方向	2.21	
	鉛直方向	1.47	

注記*：基準地震動 S_s により定まる応答加速度とする。

機能維持評価用加速度 (1.0ZPA) は、すべて機能確認済加速度以下である。



正面 (長辺方向)



側面 (短辺方向)

2. 原子炉格納容器内水位監視について

重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却し、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制するために原子炉格納容器下部注水設備を設置している。原子炉格納容器下部の水位を監視するために原子炉格納容器下部水位計及びドライウエル水位計を設置する。

原子炉格納容器下部水位計及びドライウエル水位計の概略構成及び検出器の構造は『VI-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』の 3.1.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置(2)原子炉格納容器下部水位及び(3)ドライウエル水位に示す。

2.1 原子炉圧力容器下部注水時の水位監視

原子炉格納容器下部の水位計設置状況は、図 2-1「原子炉格納容器下部内の計測装置の設置図」、図 2-2「原子炉格納容器下部内の計測装置の設置図」、図 2-3「原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位及び原子炉格納容器下部温度の構造図及び設置概略図」に示す。

原子炉格納容器下部への注水は、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で注水開始し、原子炉格納容器下部床面から+0.5mの高さに電極式水位計を 2 個設置し、原子炉格納容器下部への事前水張りに成功していることを確認する。その後、原子炉格納容器下部床面から+1.0m、+1.5m、+2.0m、+2.5m、+2.8mの各高さに 2 個設置した電極式水位計により水張り状況の経過を確認する。+2.8mの高さに設置した電極式水位計は、原子炉格納容器下部内に設置可能な最も高い位置であり、+2.8m以上の水位についてはドライウエル水位により管理する。

ドライウエル床面から+0.02m、+0.23m、+0.34mの各高さに電極式水位計を 2 個設置し、+0.23mの高さに設置した 1 個以上が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。

また、原子炉格納容器下部床面から+0.5m、+1.0m、+1.5m、+2.0m、+2.5m、+2.8mの各高さに温度計を 2 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）又は機能喪失（温度計の熔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。

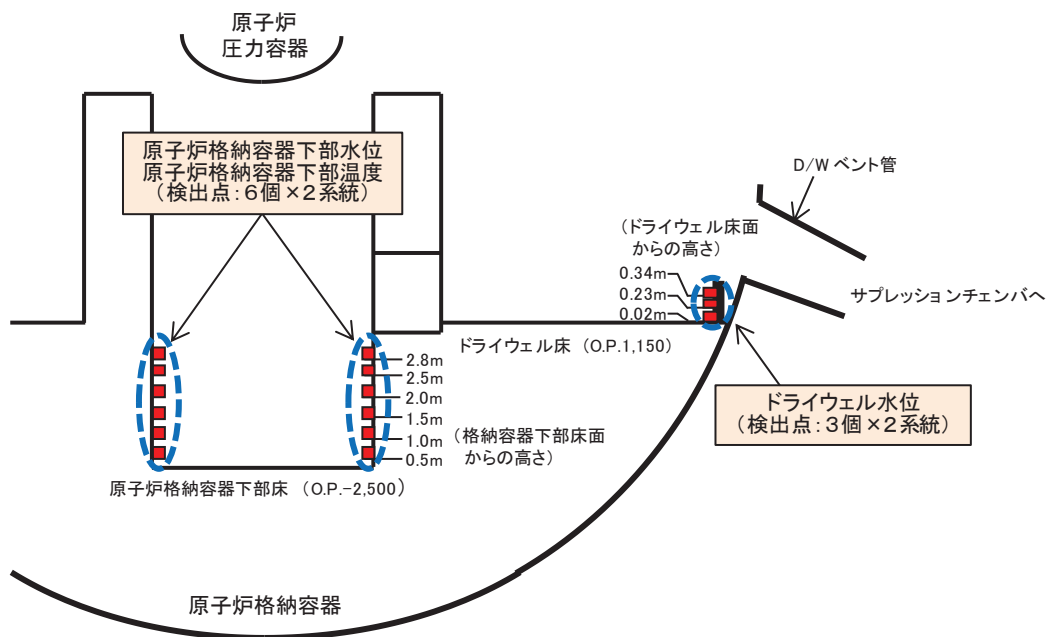


図 2-1 原子炉格納容器下部内の計測装置の設置図
(断面図)

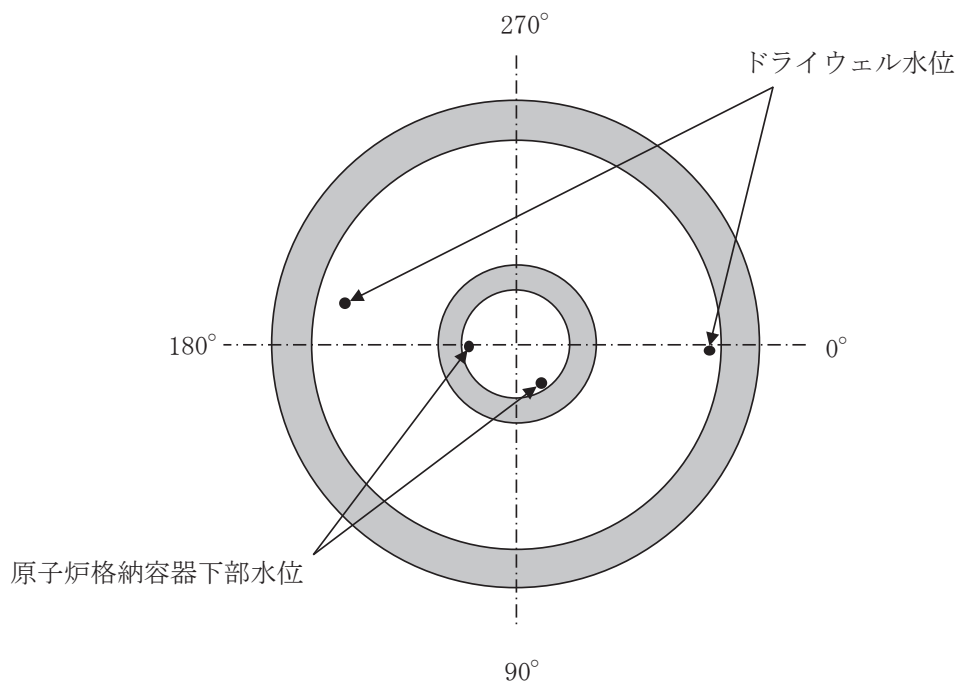


図 2-2 原子炉格納容器下部内の計測装置の設置図
(平面図)

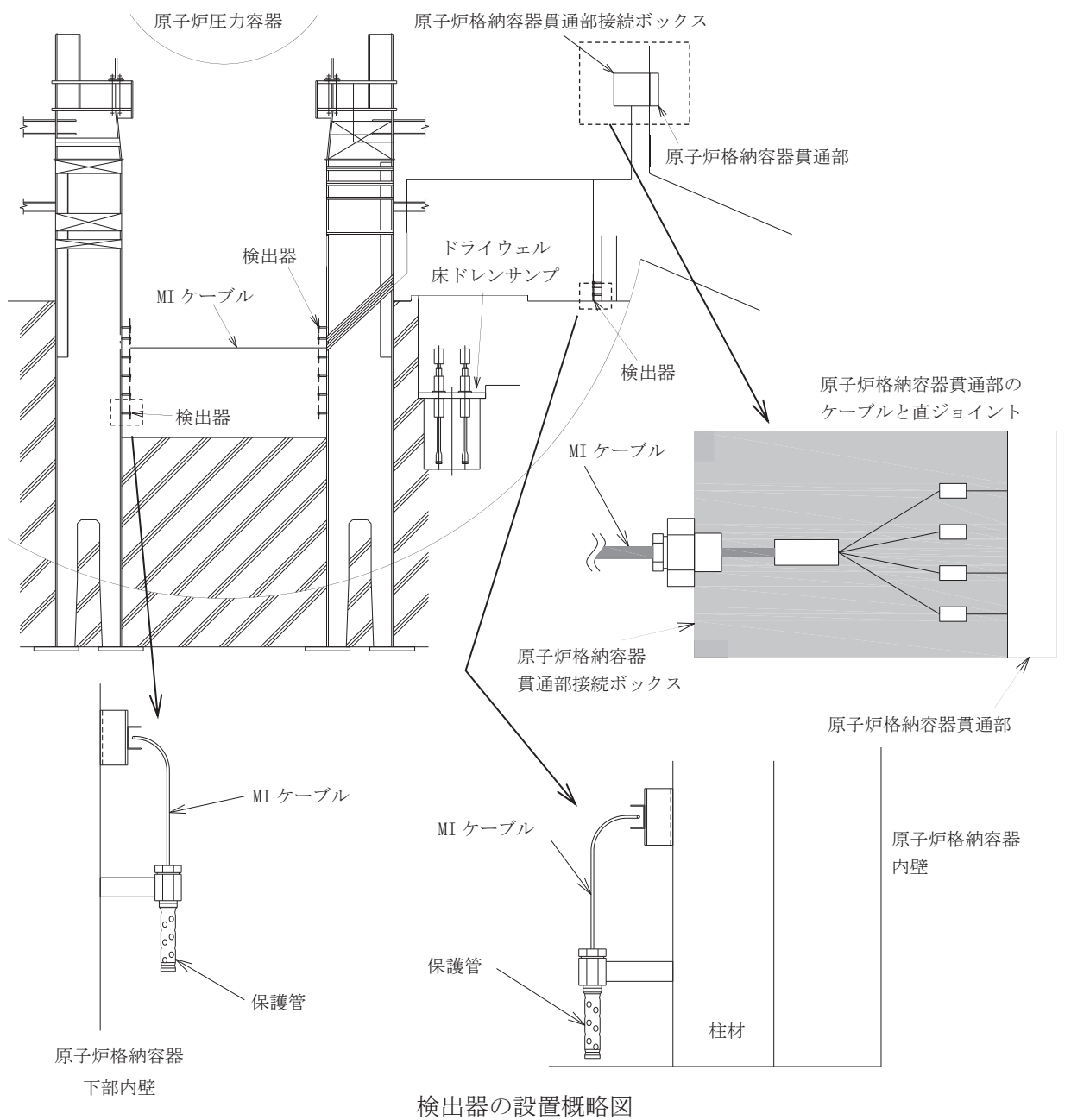
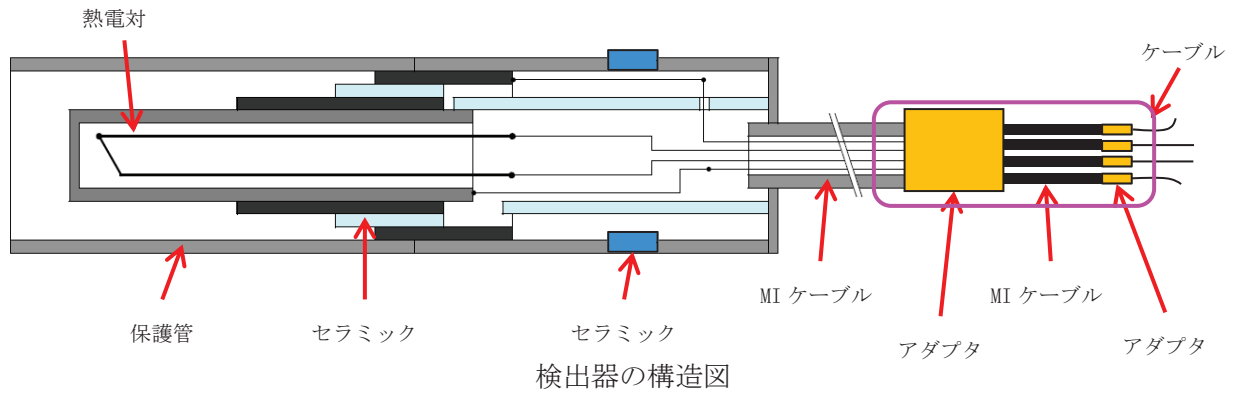


図 2-3 原子炉格納容器下部水位，ドライウェル水位及び
原子炉格納容器下部温度の構造図及び設置概略図

2.2 原子炉格納容器下部水位計及びドライウェル水位計の計測機能

水位計の検出部の環境条件を表 2-1「検出部の環境条件」に、測定原理を図 2-4「電極式水位計の動作原理」に示す。

(1) 環境条件

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

表 2-1 検出部の環境条件

検出器の種類	項目	環境条件 (包絡条件)	試験条件	評価結果
熱電対	温度	200℃ (168 時間)	300℃以上 (168 時間以上)	想定される環境温度での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
	湿度	蒸気 (168 時間)	蒸気 (168 時間以上)	想定される環境湿度での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
	圧力	854kPa (168 時間)	900kPa 以上 (168 時間以上)	想定される環境圧力での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
	放射線	300kGy/ 168 時間	—	当該設備は全て無機物で構成されるため、放射線劣化を考慮する必要がなく、健全性を維持できる。
電極式 水位検出器	温度	200℃ (168 時間)	300℃以上 (168 時間以上)	想定される環境温度での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
	湿度	蒸気 (168 時間)	蒸気 (168 時間以上)	想定される環境湿度での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
	圧力	854kPa (168 時間)	900kPa 以上 (168 時間以上)	想定される環境圧力での機能維持を確認しており、健全性を維持できる。
	放射線	300kGy/ 168 時間	—	当該設備は全て無機物で構成されるため、放射線劣化を考慮する必要がなく、健全性を維持できる。

(2) 検出原理

水位計は、シース熱電対、保護管、シース熱電対と保護管間を絶縁するセラミック及びMIケーブル*から構成されている（全て無機材料で構成）。

この水位検出原理は、図 2-4 にあるように、シース熱電対とその周りを囲む保護管とで構成される電極間の導通を測定することで、センサ位置が水中か気中かを判定するものである。センサが気中にある場合はシース熱電対と保護管は絶縁されているが、シース熱電対と保護管間に水がある場合は導通して抵抗値が低下する。

注記*：無機物（金属）シースを使用したケーブルであり、シースと芯線間も無機物で絶縁することにより、耐環境性に優れたケーブルとなる。

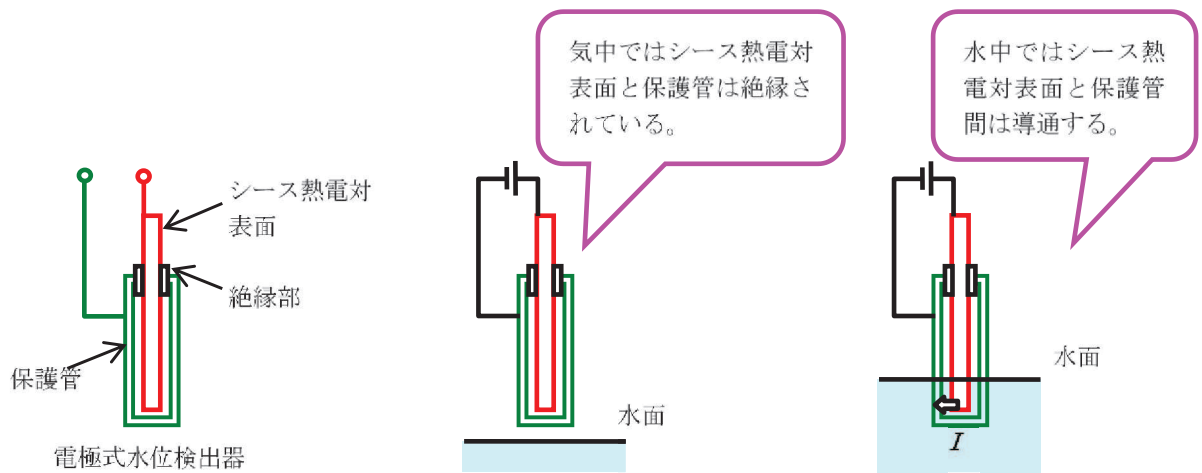
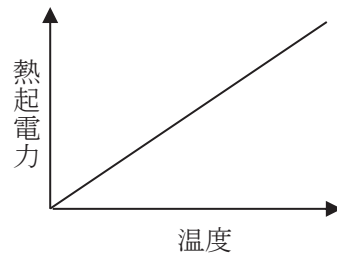
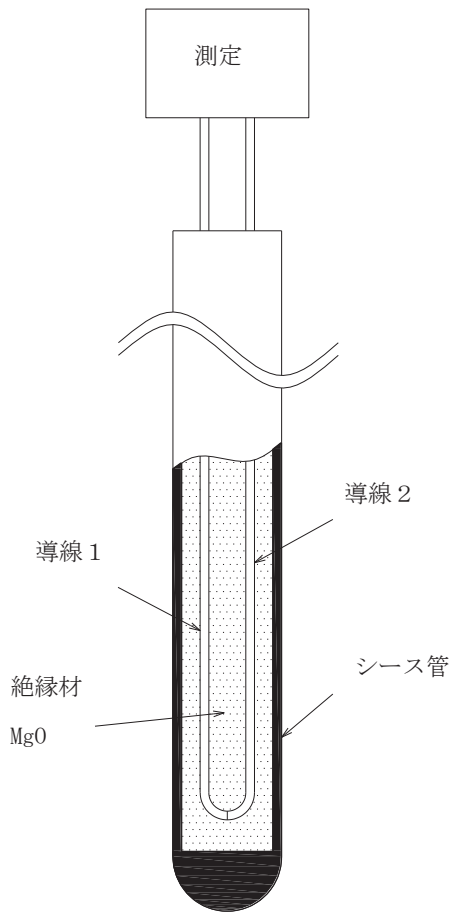


図 2-4 電極式水位検出器の動作原理



2種類の金属線を接続して閉回路を作り、2つの接点に温度差を与えると起電力が発生する(熱起電力)ことを利用し、この熱起電力をもとに温度測定を行う。

熱電対構成材料の融点

	材質	融点
シース管	SUS304L	約 1,400℃
導線 1	ニッケル及びクロムを主とした合金	約 1,400℃
導線 2	ニッケル及びアルミニウムを主とした合金	約 1,400℃
絶縁材	MgO	約 2,800℃

図 2-5 熱電対の動作原理

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。

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（高压代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量、代替循環冷却ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量）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）及び圧力抑制室圧力による水位の推定

表 3-1 主要パラメータと推定手段(1/2)

項目	原子炉圧力容器内の水位					
	監視パラメータ	対応設備	検出器	個数	計測範囲	
主要パラメータ	(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	-3,800～1,500mm ^{*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	-3,800～1,500mm ^{*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	-3,800～1,500mm ^{*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	-3,800～1,500mm ^{*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	-3,800～1,500mm ^{*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	-3,800～1,500mm ^{*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	-3,800～1,500mm ^{*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	-3,800～1,500mm ^{*2}

表 3-1 主要パラメータと推定手段(2/2)

項目	原子炉压力容器内の水位				
	監視パラメータ	対応設備	検出器	個数	計測範囲
推定手段 ②	高压代替注水系ポンプ出口流量	重大事故等対応設備	差圧式流量検出器	1	0~120m ³ /h
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	重大事故等対応設備	差圧式流量検出器	1	0~220m ³ /h
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	重大事故等対応設備	差圧式流量検出器	1	0~220m ³ /h
	直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	重大事故等対応設備	差圧式流量検出器	1	0~100m ³ /h
	代替循環冷却ポンプ出口流量	重大事故等対応設備	差圧式流量検出器	1	0~200m ³ /h
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	重大事故等対応設備	差圧式流量検出器	1	0~150m ³ /h
	高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	重大事故等対応設備	差圧式流量検出器	1	0~1,500m ³ /h
	残留熱除去系ポンプ出口流量	重大事故等対応設備	差圧式流量検出器	3	0~1,500m ³ /h
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	重大事故等対応設備	差圧式流量検出器	1	0~1,500m ³ /h
推定手段 ③	原子炉圧力	重大事故等対応設備	弾性圧力検出器	2	0~10MPa
	原子炉圧力 (SA)	重大事故等対応設備	弾性圧力検出器	2	0~11MPa
	圧力抑制室圧力	重大事故等対応設備	弾性圧力検出器	1	0~1MPa

注記*1：基準点は、原子炉压力容器零レベルより 1,313cm 上とする。（ドライヤスカート底部付近）

*2：基準点は、原子炉压力容器零レベルより 900cm 上とする。（有効燃料棒頂部付近）

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

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

原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（SA 広帯域）は、ドライヤスカート底部付近（原子炉圧力容器零レベルより 1,313cm 上）を基準とし、-3,800～1,500mm までの水位を計測することにより、原子炉圧力容器内の水位を確認する。

原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（SA 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 278℃における水の密度に対して補正を行っている。

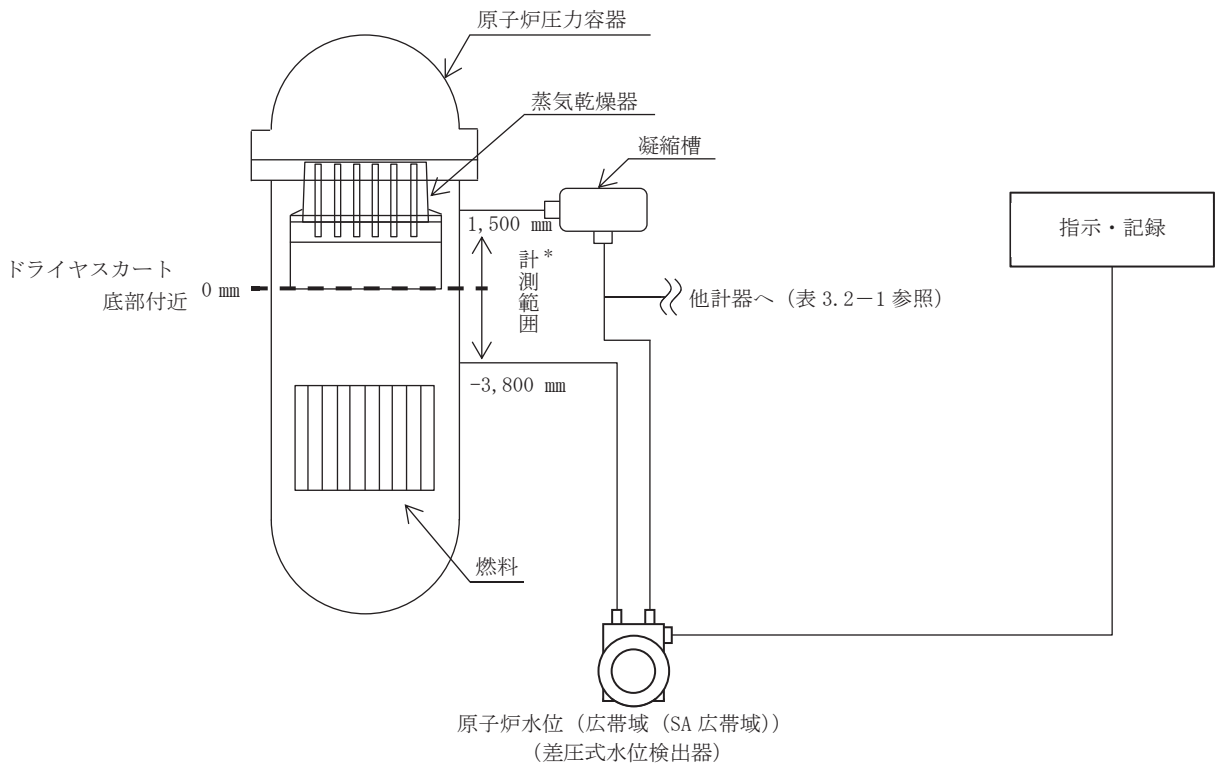
(2) 原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（SA 燃料域）

原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（SA 燃料域）は、有効燃料棒頂部付近（原子炉圧力容器零レベルより 900cm）を基準とし、-3,800～1,300mm までの水位を計測することにより、原子炉圧力容器内の水位を確認する。

原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（SA 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℃における水の密度に対して補正を行っている。

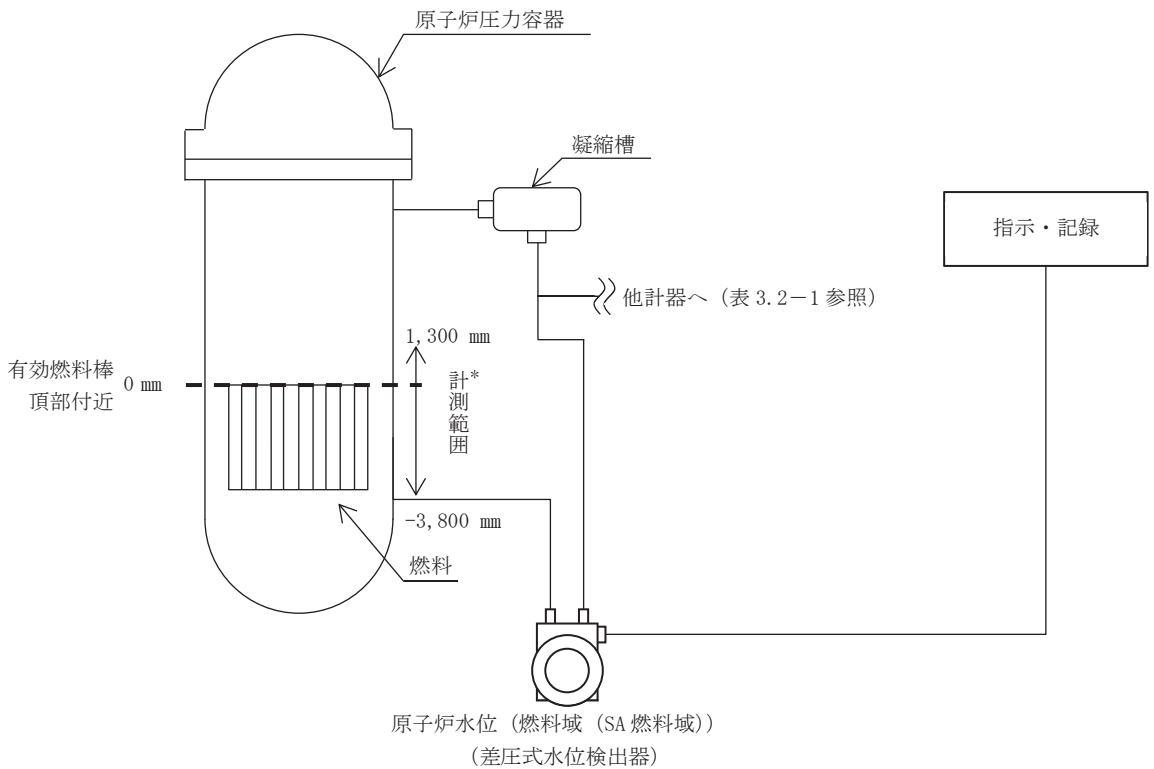
なお、原子炉圧力及び温度が補正よりも高い状態では水位の指示は実水位よりも低く指示するため、有効燃料棒頂部に到達及び有効燃料棒底部から有効燃料長の 20%上の位置に到達等の水位低下の判断は実水位よりも早めに行うことになる。

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（SA 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（SA 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（SA 広帯域）及び原子炉水位（SA 燃料域）の仕様」に示す。



注記* : ドライヤスカート底部付近 (原子炉圧力容器零レベルより 1,313 cm上) 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 (SA 広帯域) の概要



注記* : 有効燃料棒頂部付近 (原子炉圧力容器零レベルより 900 cm上) 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 (SA 燃料域) の概要

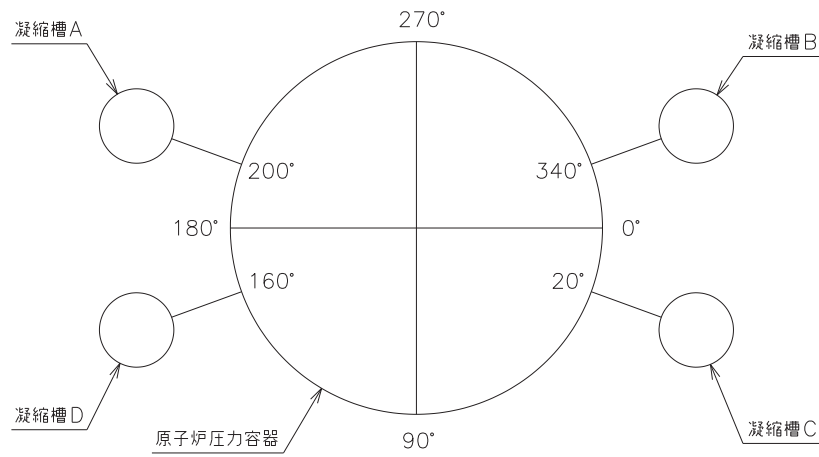


図 3.2-3 凝縮槽の配置図

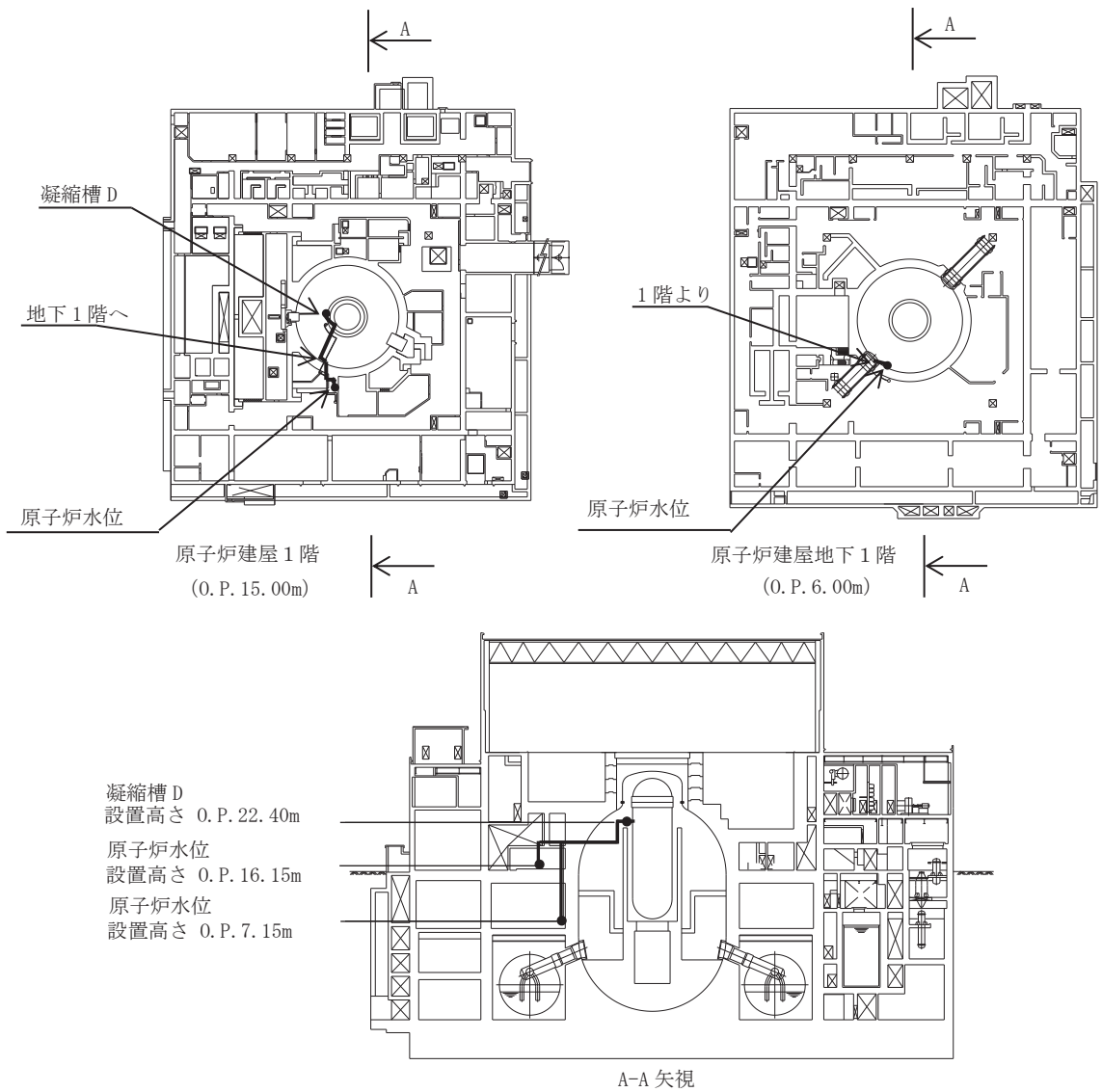


図 3.2-4 凝縮槽Dから原子炉水位への配管ルート概略図

表 3.2-1 凝縮槽を兼用している計器 (1/3)

名称	計器番号	計測範囲	凝縮槽	用途
原子炉水位	B21-LT024A	0～1,500mm	A	原子炉非常停止信号
	B21-LT024B	0～1,500mm	B	
	B21-LT024C	0～1,500mm	C	
	B21-LT024D	0～1,500mm	D	
	B21-LT026A	-3,800～1,500mm	A	主蒸気隔離弁閉
	B21-LT026B	-3,800～1,500mm	B	
	B21-LT026C	-3,800～1,500mm	C	
	B21-LT026D	-3,800～1,500mm	D	
	B21-LT031A	-3,800～1,500mm	A	高圧炉心スプレイ系起動
	B21-LT031B	-3,800～1,500mm	C	
	B21-LT031C	-3,800～1,500mm	A	
	B21-LT031D	-3,800～1,500mm	C	
	B21-LT038A	0～1,500mm	B	自動減圧系許可
	B21-LT038B	0～1,500mm	D	
	B21-LT041A*	0～1,500mm	A	高圧炉心スプレイ系隔離弁閉
	B21-LT041B*	0～1,500mm	C	
	B21-LT042A*	0～1,500mm	B	原子炉隔離時冷却系トリップ
	B21-LT042B*	0～1,500mm	D	
	B21-LT054	-3,800～1,500mm	D	中央制御室外原子炉停止装置盤 室計器
	C31-LT061A*	0～1,500mm	A	原子炉水位高・低検知
C31-LT061B*	0～1,500mm	B		
C31-LT061C*	0～1,500mm	C		
原子炉水位 (広帯域)	B21-LT036A	-3,800～1,500mm	A	原子炉再循環ポンプトリップ ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入 機能)
	B21-LT036B	-3,800～1,500mm	C	ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循 環ポンプトリップ機能)
	B21-LT036C	-3,800～1,500mm	B	原子炉再循環ポンプトリップ ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入 機能)
	B21-LT036D	-3,800～1,500mm	D	ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循 環ポンプトリップ機能) ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動 阻止機能)

表 3.2-1 凝縮槽を兼用している計器 (2/3)

名称	計器番号	計測範囲	凝縮槽	用途
原子炉水位 (広帯域)	B21-LT037A	-3,800~1,500mm	B	低圧炉心スプレイ系起動 残留熱除去系低圧注水モード 起動 自動減圧系起動
	B21-LT037C	-3,800~1,500mm	B	ATWS 緩和設備(自動減圧系作動 阻止機能) 代替自動減圧回路(代替自動減 圧機能)
	B21-LT037B	-3,800~1,500mm	D	残留熱除去系低圧注水モード 起動 自動減圧系起動
	B21-LT037D	-3,800~1,500mm	D	ATWS 緩和設備(自動減圧系作動 阻止機能) 代替自動減圧回路(代替自動減 圧機能)
	B21-LT052A	-3,800~1,500mm	A	中央制御室計器
	B21-LT052B	-3,800~1,500mm	C	
原子炉水位 (燃料域)	B21-LT044A	-3,800~1,300mm	A	中央制御室計器
	B21-LT044B	-3,800~1,300mm	C	
原子炉水位 (SA 広帯域)	B21-LT058	-3,800~1,500mm	C	中央制御室計器
原子炉水位 (SA 燃料域)	B21-LT059	-3,800~1,300mm	A	中央制御室計器
原子炉圧力	B21-PT023A	0~8.5MPa	A	原子炉非常停止信号 原子炉非常停止バイパス信号
	B21-PT023B	0~8.5MPa	B	
	B21-PT023C	0~8.5MPa	C	
	B21-PT023D	0~8.5MPa	D	
	B21-PI025A*	0~10MPa	A	現場計器
	B21-PI025B*	0~10MPa	C	
	B21-PT039A-1*	0~8.5MPa	A	主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁 機能
	B21-PT039A-2*	0~8.5MPa	A	
	B21-PT039A-3*	0~8.5MPa	A	
	B21-PT039A-4*	0~8.5MPa	A	

表 3.2-1 凝縮槽を兼用している計器 (3/3)

名称	計器番号	計測範囲	凝縮槽	用途
原子炉圧力	B21-PT039B-1*	0～8.5MPa	B	主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能
	B21-PT039B-2*	0～8.5MPa	B	
	B21-PT039B-3*	0～8.5MPa	B	
	B21-PT039B-4*	0～8.5MPa	B	
	B21-PT039C-1*	0～8.5MPa	C	
	B21-PT039C-2*	0～8.5MPa	C	
	B21-PT039C-3*	0～8.5MPa	C	
	B21-PT039C-4*	0～8.5MPa	C	
	B21-PT049A*	0～8.5MPa	B	残留熱除去系停止時冷却モード許可
	B21-PT049B*	0～8.5MPa	D	
	B21-PT049C*	0～8.5MPa	B	
	B21-PT049D*	0～8.5MPa	D	
	B21-PT051A	0～10MPa	A	中央制御室計器
	B21-PT051B	0～10MPa	C	中央制御室計器
	B21-PT056*	0～8.5MPa	D	中央制御室外原子炉停止装置盤室計器
	C31-PT059	6.0～7.5MPa	A	中央制御室計器
C31-PT062	0～8.5MPa	C	中央制御室計器	
原子炉圧力 (SA)	B21-PT045A	0～8.5MPa	A	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)
	B21-PT045B	0～8.5MPa	C	
	B21-PT045C	0～8.5MPa	B	ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能)
	B21-PT045D	0～8.5MPa	D	
	B21-PT060A	0～11MPa	A	中央制御室計器
	B21-PT060B	0～11MPa	C	中央制御室計器

注記* : 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) -3,800~1,500mm (燃料域) -3,800~1,300mm	有効燃料棒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) ±46mm (燃料域) ±44mm	原子炉水位 (SA 広帯域) 及び原子炉水位 (SA 燃料域) と比較してループ構成機器が多いため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、放射線に耐えうることを確認。
耐震性	S クラス	—
電源	非常用所内電源系又は代替電源設備から給電	

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) -3,800~1,500mm (SA 燃料域) -3,800~1,300mm	有効燃料棒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) ±35mm (SA 燃料域) ±34mm	—
検出器の耐環境性	耐環境仕様	重大事故等時の温度、圧力、放射線に耐えうることを確認。
耐震性	Ss 機能維持	—
電源	非常用所内電源系又は代替電源設備から給電	

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

【原子炉水位推定までの計算過程】

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

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

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

$$L_2 = L_1 + l$$

V_1 : 水位不明となつてから原子炉圧力容器へ注水された水量 [m³]

V_2 : 水位不明となつてから崩壊熱除去によつて蒸発した水量 [m³]

Q_1 : 原子炉圧力容器への注水流量 [m³/h]

Q_{21} : 水位不明となつ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 =

L_1 : 直前まで判明していた水位 [mm]

L_2 : 推定水位 [mm]

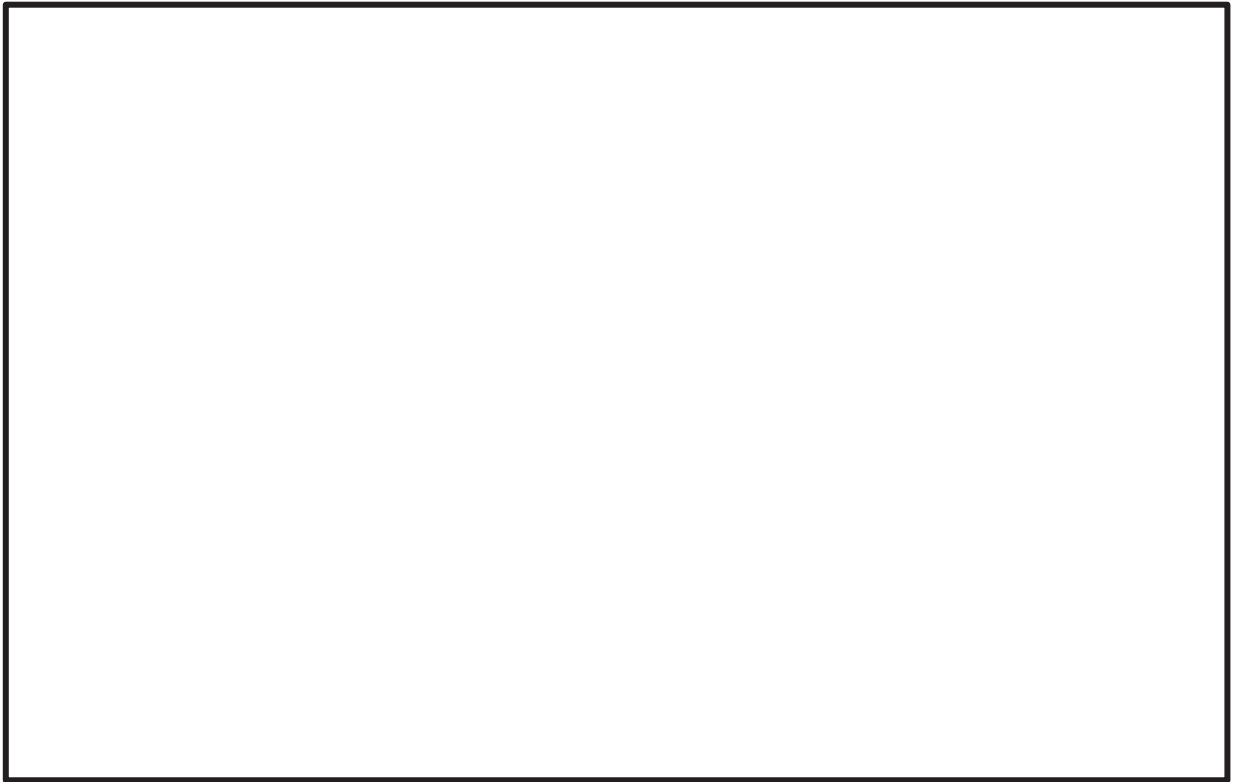


図 3.3-1 崩壊熱除去に必要な水量

【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）及び圧力抑制室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，主蒸気逃がし安全弁により原子炉圧力が低圧状態で維持されている状態において，非常用炉心冷却系等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，主蒸気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，原子炉圧力又は原子炉圧力（SA）と圧力抑制室圧力の差圧が 0.6MPa [gage] 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）

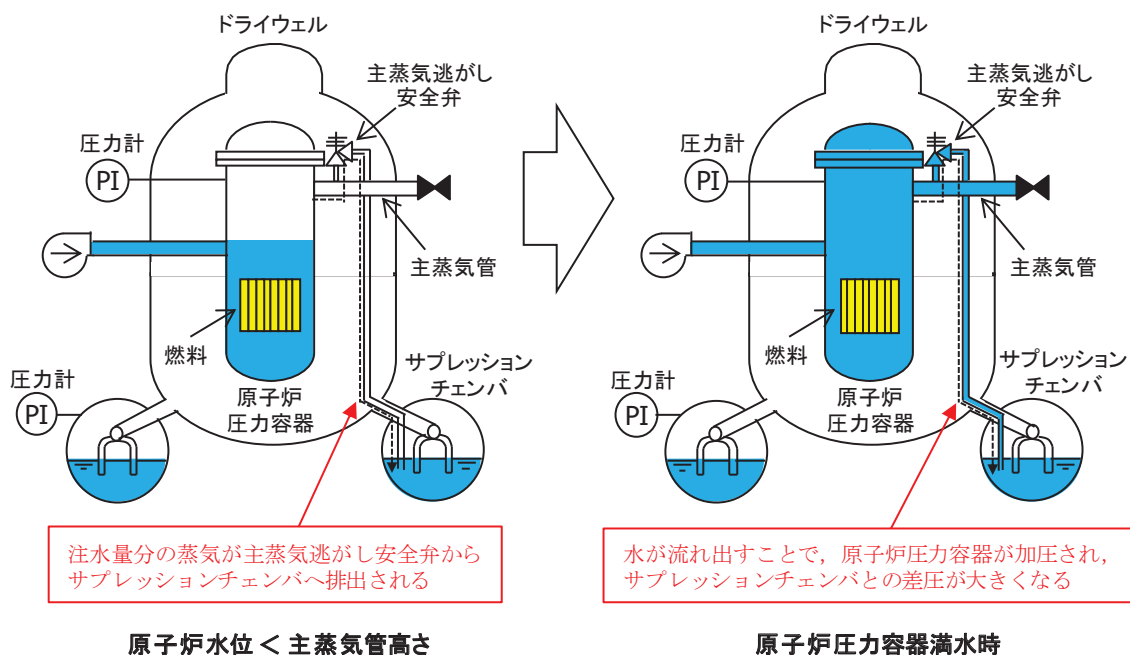


図 3.4-1 満水判断のイメージ

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、重大事故等時に計測に必要な計器電源が喪失した場合には、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータのうち表 4-1 に示すパラメータを計測する設備について、重大事故等対策要員（運転員を除く。）1 名及び運転員（中央制御室）1 名が可搬型計測器を検出器に接続する。

重大事故等対策要員（運転員を除く。）1 名及び運転員（中央制御室）1 名は温度検出器からの起電力又は抵抗値を計測することにより、温度を監視するとともに、圧力、水位及び流量検出器の電気信号を計測した後、その計測結果を換算表を用いて圧力、水位及び流量に換算し、監視するとともに、記録用紙に記録し、保存する。

（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」及び表 4-2 「可搬型計測器の必要個数整理」参照。）

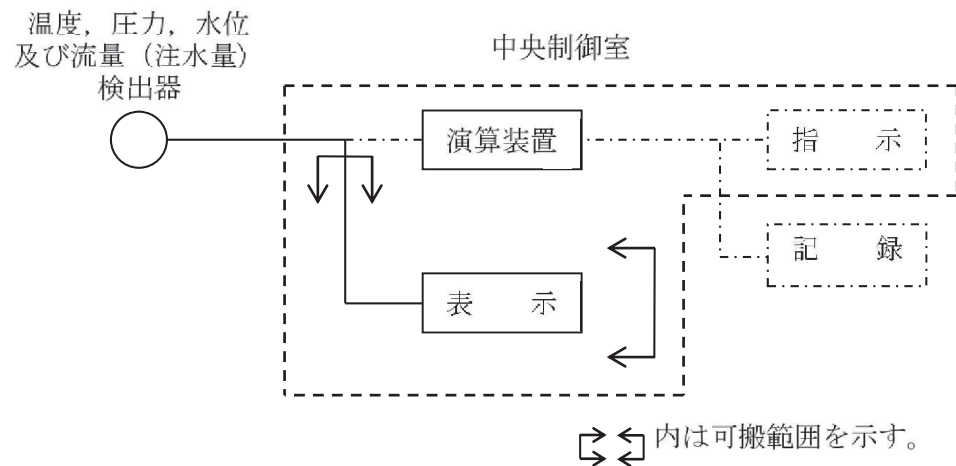


図 4-1 可搬型計測器の概略構成図

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	
高压代替注水系ポンプ出口圧力	原子炉水位（燃料域）
直流駆動低压注水系ポンプ出口圧力	原子炉水位（SA 広帯域）
代替循環冷却ポンプ出口圧力	原子炉水位（SA 燃料域）
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	ドライウエル圧力
高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	圧力抑制室圧力
残留熱除去系ポンプ出口圧力	ドライウエル温度
低压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	圧力抑制室内空気温度
復水移送ポンプ出口圧力	サプレッションプール水温度
残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉格納容器下部温度
残留熱除去系熱交換器出口温度	復水貯蔵タンク水位
高压代替注水系ポンプ出口流量	原子炉格納容器代替スプレイ流量
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	原子炉格納容器下部注水流量
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）	圧力抑制室水位
直流駆動低压注水系ポンプ出口流量	原子炉圧力容器温度
代替循環冷却ポンプ出口流量	フィルタ装置水位（広帯域）
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	フィルタ装置入口圧力（広帯域）
高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	フィルタ装置出口圧力（広帯域）
残留熱除去系ポンプ出口流量	フィルタ装置水温度
低压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	原子炉補機冷却水系系統流量
原子炉圧力	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量
原子炉圧力（SA）	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
原子炉水位（広帯域）	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）



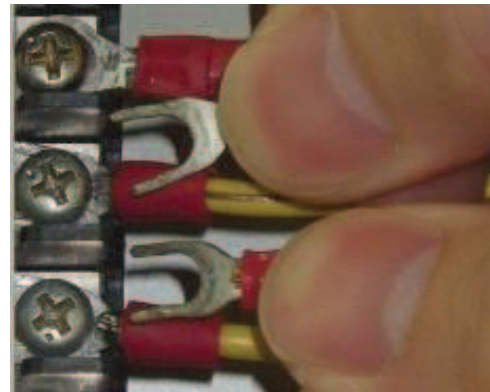
①可搬型計測器



②電池容量確認



③可搬型計測器接続



④ケーブル接続



⑤計測結果読み取り

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 (1/4)

分類	監視パラメータ	計測範囲	計測可能範囲	検出器の設置個数	可搬型計測器の必要個数	検出器の種類	計測箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0~500℃	0~800℃	5	1	熱電対	中央制御室	測定点が複数存在するが、代表して1点を測定する。
原子炉格納容器内の圧力	原子炉圧力	0~10MPa[gage]	0~10MPa[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 (SA)	0~11MPa[gage]	0~11MPa[gage]	2				
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	-3,800mm~1,500mm* ¹	-3,800mm~1,500mm* ¹	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)	-3,800mm~1,300mm* ²	-3,800mm~1,300mm* ²	2				
	原子炉水位 (SA 広帯域)	-3,800mm~1,500mm* ¹	-3,800mm~1,500mm* ¹	1				
	原子炉水位 (SA 燃料域)	-3,800mm~1,300mm* ²	-3,800mm~1,300mm* ²	1				
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	0~120m ³ /h	0~120m ³ /h	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ポンプ出口流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	1				
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	1				
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	0~220m ³ /h	0~220m ³ /h	1	1			
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	0~220m ³ /h	0~220m ³ /h	1				
	直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	0~100m ³ /h	0~100m ³ /h	1				
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	0~200m ³ /h	1				
	残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	3				
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	1					
原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	0~220m ³ /h	0~220m ³ /h	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。
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	0~220m ³ /h	0~220m ³ /h	1				
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	0~100m ³ /h	0~100m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	-
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	0~200m ³ /h	1				
	原子炉格納容器下部注水流量	0~110m ³ /h	0~110m ³ /h	1				

表 4-2 可搬型計測器の必要個数整理 (2/4)

分類	監視パラメータ	計測範囲	計測可能範囲	検出器の設置個数	可搬型計測器の必要個数	検出器の種類	計測箇所	備考
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	0~300℃	0~350℃	11	1	熱電対	中央制御室	測定点が複数存在するが、代表して1点を測定する。
	圧力抑制室内空気温度	0~300℃	0~350℃	4	1	熱電対		
	サブプレッションプール水温度	0~200℃	0~350℃	16		测温抵抗体		
	原子炉格納容器下部温度	0~700℃	0~900℃	12	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。
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	0~1MPa[abs]	0~1MPa[abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	測定点が複数存在するが、代表して1点を測定する。
	圧力抑制室圧力	0~1MPa[abs]	0~1MPa[abs]	1				
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	0~5m ^{*3, *4} (O. P. -3900mm~1100mm)	0~5m ^{*3, *4} (O. P. -3900mm~1100mm)	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。
	原子炉格納容器下部水位	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m ^{*4, *5} (O. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	—	12	— ^{*12}	電極式水位検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	ドライウエル水位	0.02m, 0.23m, 0.34m ^{*4, *6} (O. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	—	6				
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W)	0~100vol%	—	2	— ^{*12}	水素吸蔵材料式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内水素濃度 (S/C)	0~100vol%	—	2				
	格納容器内雰囲気水素濃度	0~30vol% 0~100vol%	— —	2 2		熱伝導率式水素検出器		
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射モニタ (D/W)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	—	2	— ^{*12}	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内雰囲気放射モニタ (S/C)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	—	2				
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	中性子源領域	10 ⁻¹ ~10 ⁶ cps (1×10 ³ ~1×10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹)	—	8	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
		中間領域	0~40%又は0~125% (1×10 ⁸ ~2×10 ¹³ cm ⁻² ・s ⁻¹)					
	平均出力領域モニタ	0~125% ^{*7} (1.2×10 ¹² ~2.8×10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹)	—	6 ^{*8}				

表 4-2 可搬型計測器の必要個数整理 (3/4)

分類	監視パラメータ	計測範囲	計測可能範囲	検出器の設置個数	可搬型計測器の必要個数	検出器の種類	計測箇所	備考
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 (広帯域)	0~3, 650mm	0~3, 650mm	3	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。
	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	-0. 1MPa~1MPa [gage]	-0. 1MPa~1MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	-
	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	-0. 1MPa~1MPa [gage]	-0. 1MPa~1MPa [gage]	1	1			
	フィルタ装置水温度	0~200℃	0~350℃	3	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。
	フィルタ装置出口放射線モニタ	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	-	2	- *12	電離箱	-	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置出口水素濃度	0~30vol%	-	1		熱伝導率式水素検出器		
		0~100vol%	-	1				
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	-	2		電離箱		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	0~350℃	2	1	熱電対	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300℃	0~350℃	2	1			
原子炉補機冷却水系系統流量	0~4, 000m ³ /h	0~4, 000m ³ /h	2	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。	
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	0~1, 500m ³ /h	0~1, 500m ³ /h	2					
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	0~3, 200m ³	0~3, 200m ³	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	-
	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	0~15MPa [gage]	0~15MPa [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出口圧力	0~15MPa [gage]	0~15MPa [gage]	1				
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	0~12MPa [gage]	0~12MPa [gage]	1				
	直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力	0~2MPa [gage]	0~2MPa [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。
	代替循環冷却ポンプ出口圧力	0~4MPa [gage]	0~4MPa [gage]	1				
	残留熱除去系ポンプ出口圧力	0~4MPa [gage]	0~4MPa [gage]	3				
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	0~5MPa [gage]	0~5MPa [gage]	1				
復水移送ポンプ出口圧力	0~1. 5MPa [gage]	0~1. 5MPa [gage]	1					
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	0~10vol%	-	3	- *12	触媒式水素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。
				4		気体伝導式水素検出器		
	静的触媒式水素再結合装置 動作監視装置	0~500℃	0~800℃	8*9	1	熱電対	中央制御室	いずれかの系統を使用する。

表 4-2 可搬型計測器の必要個数整理 (4/4)

分類	監視パラメータ	計測範囲	計測可能範囲	検出器の設置個数	可搬型計測器の必要個数	検出器の種類	計測箇所	備考	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	0~30vol%	—	2	—*12	熱磁風式酸素検出器	—	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 (ヒートサーモ式)	0~7,010mm*4,*10 (O.P. 25920~32930mm)	0~7,010mm*4,*10 (O.P. 25920~32930mm)	1*11	1	熱電対	中央制御室	—	
		0~150℃	0~350℃						
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)	-4,300~7,300mm (O.P. 21620~33220mm)	—	1	—*12		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℃	—	1					
	使用済燃料プール上部空間放射線 モニタ (高線量, 低線量)	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	—	1					
10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h		—	1						
使用済燃料プール監視カメラ	—	—	1	可視光カメラ					

配備台数：可搬型計測器を 26 個（計器故障を考慮した 1 個含む）配備する。なお、故障及び点検時の予備として緊急時対策建屋内緊急時対策所に 26 個配備する。

注記*1：基準点はドライヤスカート底部付近（原子炉圧力容器零レベルより 1,313cm 上）。

*2：基準点は有効燃料棒頂部付近（原子炉圧力容器零レベルより 900cm 上）。

*3：基準点は通常運転水位 O.P. -3850mm（サブプレッションチェンバ底部より 3,550mm 上）。

*4：O.P.（女川原子力発電所工事用基準面）＝東京湾平均海面（T.P.）-0.74m。

*5：原子炉格納容器下部の床面（O.P. -2500mm）からの高さ。

*6：ドライウエルの床面（O.P. 1150mm）からの高さ。

*7：定格出力時の値に対する比率で示す。

*8：局部出力領域モニタの検出器は 124 個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A 系 17 個及び B 系 14 個ずつの信号が入力される。

*9：4 個の静的触媒式水素再結合装置に対して出入口に 1 個ずつ設置。

*10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 O.P. 25920mm（使用済燃料プール底部より 4,540mm 上）。

*11：検出点 15 箇所。

*12：全交流動力電源喪失時には、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計測装置及び使用済燃料プール監視装置に対して、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）により給電されるため、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：原子炉压力容器温度の場合）

可搬型計測器にて原子炉压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。

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

[計測範囲：0～10MPa，電流値：4～20mA]

(3) 水位（例：原子炉水位（広帯域）の場合）

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

$$\text{原子炉水位（広帯域）} = (\text{電流値} - 4) / 16 \times 5300 - 3800$$

[計測範囲：-3,800mm～1,500mm，電流値：4～20mA]

(4) 流量（注水量）（例：高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の場合）

可搬型計測器にて高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の流量検出器から、電流信号を計測し、その結果を以下の換算式により工学値に読み替える。

$$\text{高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量} = \sqrt{\frac{(\text{電流値} - 4)}{16}} \times 1500$$

[計測範囲：0～1,500m³/h，電流値：4～20mA]

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。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、原子炉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	起動領域モニタ
	出力領域モニタ
制御棒の位置	制御棒位置
原子炉冷却材の不純物の濃度	原子炉水導電率
原子炉压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
原子炉压力容器内の水位	給水流量
	原子炉水位（停止域）
	原子炉水位（燃料域）
	原子炉水位（広帯域）
原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度	原子炉水位（狭帯域）
	格納容器圧力
	格納容器温度
	格納容器内雰囲気水素濃度
	格納容器内雰囲気酸素濃度

技術基準規則第 34 条第 4 項及びその解釈に係るその他の計測項目については、添付書類「VI-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」の「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」及び添付書類「VI-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」の「3.2 使用済燃料貯蔵槽の温度及び水位を監視する装置の計測結果の記録及び保存」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なパラメータは、原則、安全パラメータ表示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な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。

注記*：計測結果の記録は、中央制御室と緊急時対策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「VI-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」及び添付書類「VI-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」においても、安全パラメータ表示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ほかは、アナログ回路で構成している。また、安全保護装置とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む。）であり、外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。例として、原子炉保護系の構成例を図6.1-1「原子炉保護系の構成例」に示す。また、安全保護系の構成を図6.1-2「安全保護系の構成図」に示す。

安全保護装置は、検出器からの信号を受信し、原子炉保護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。

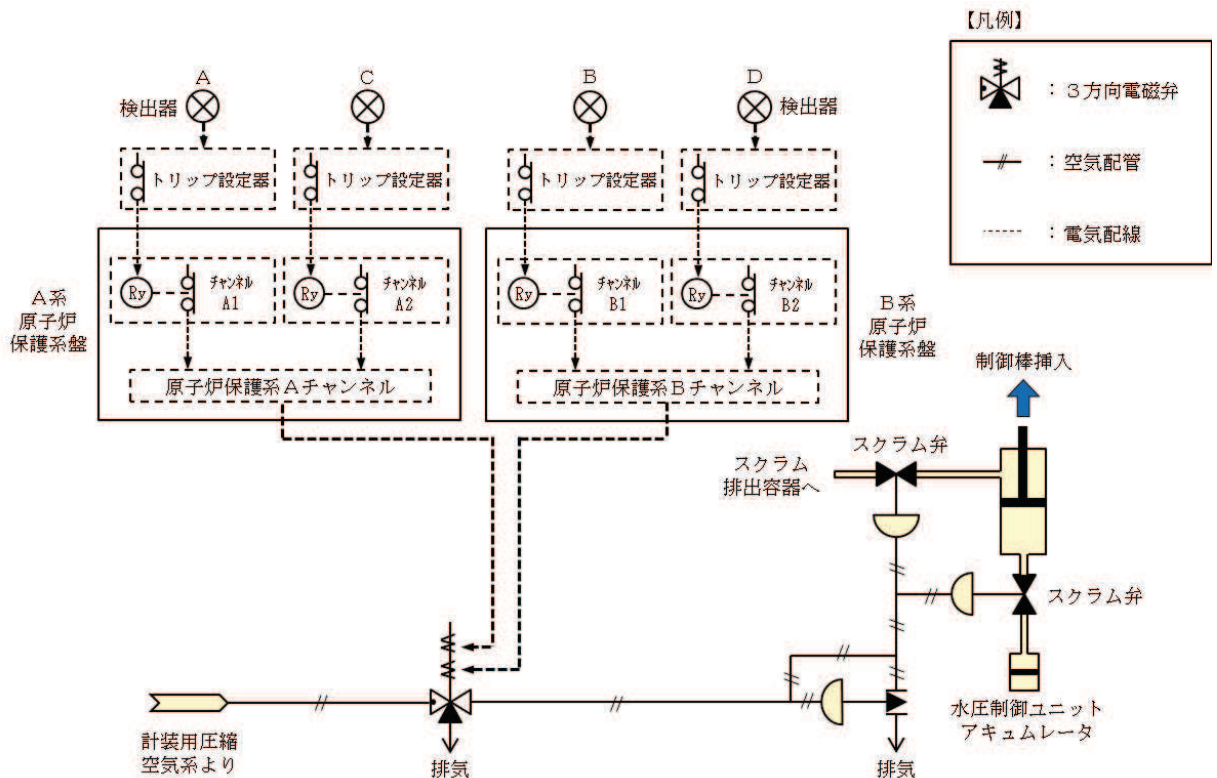
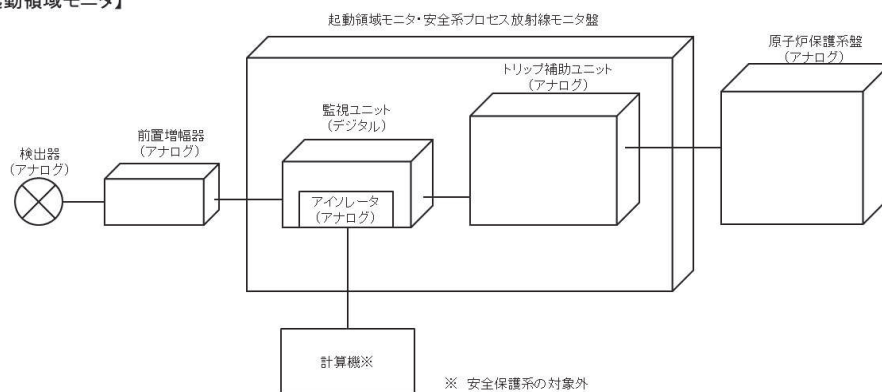
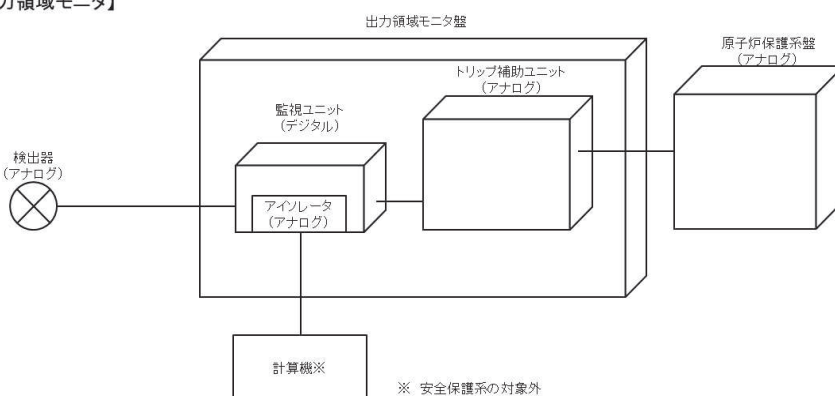


図 6.1-1 原子炉保護系の構成例

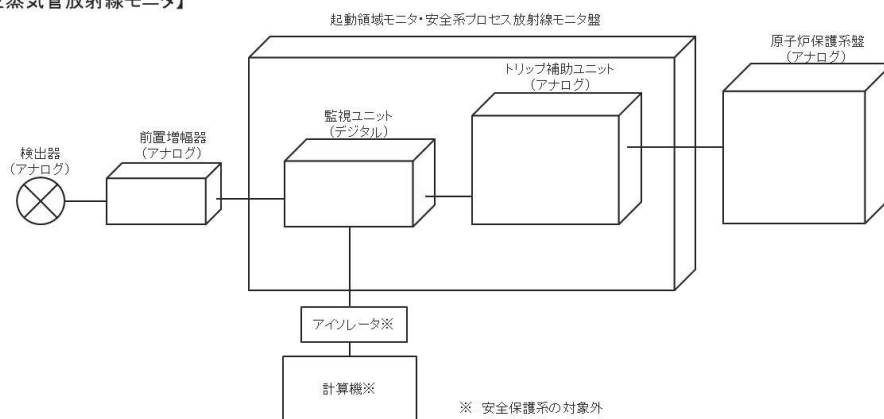
【起動領域モニタ】



【平均出力領域モニタ】



【主蒸気管放射線モニタ】



【原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ】

【燃料取替エリア放射線モニタ】

【主蒸気管トンネル温度】

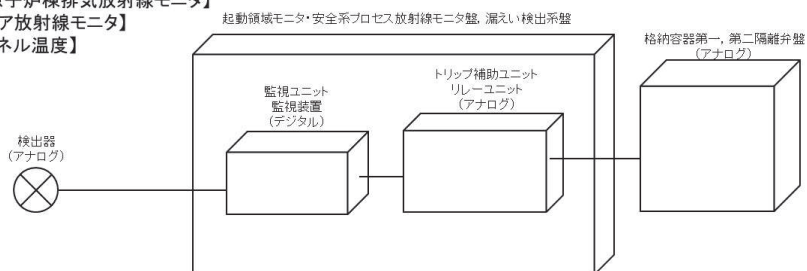


図 6.1-2 安全保護系の構成図

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。

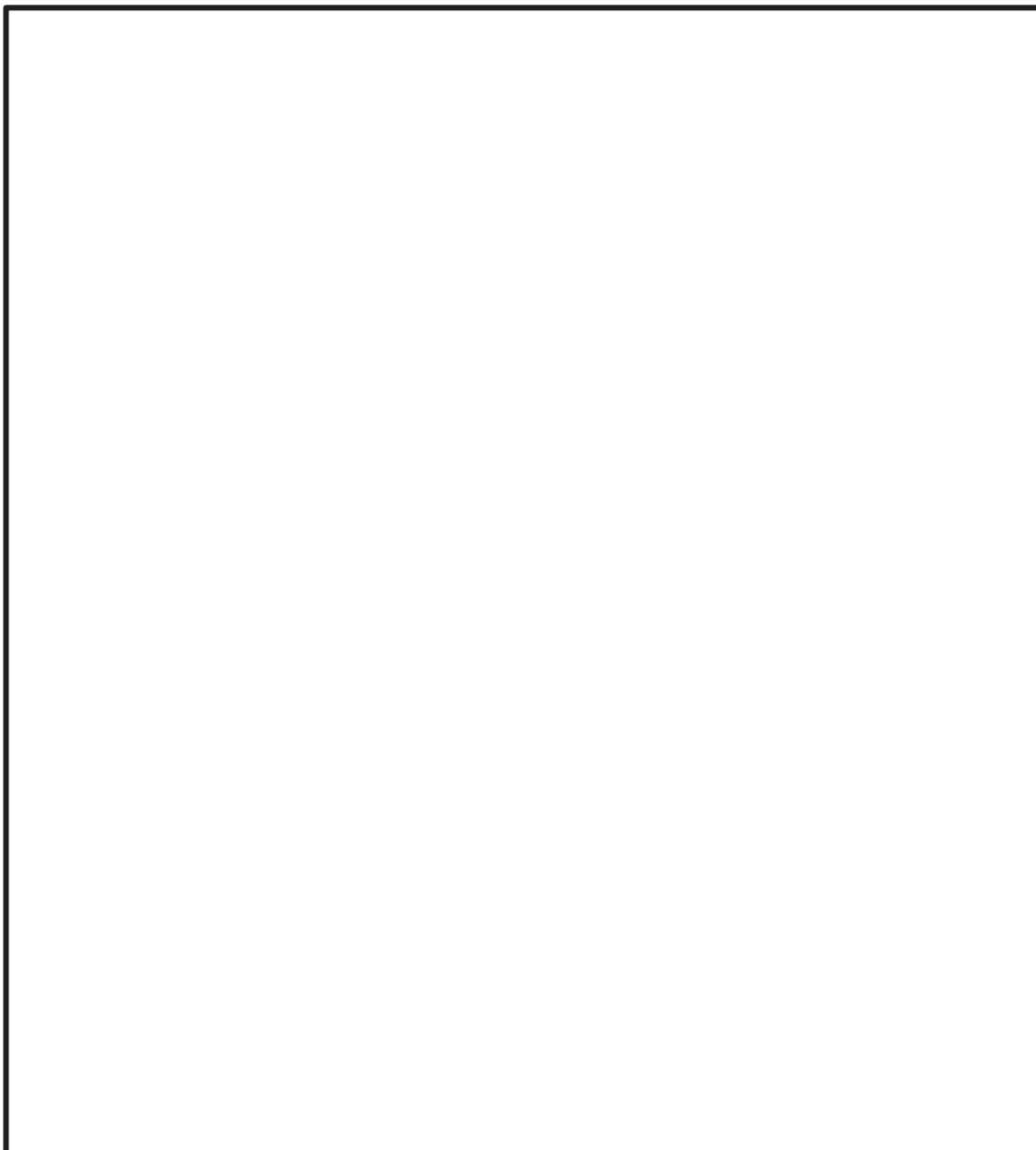
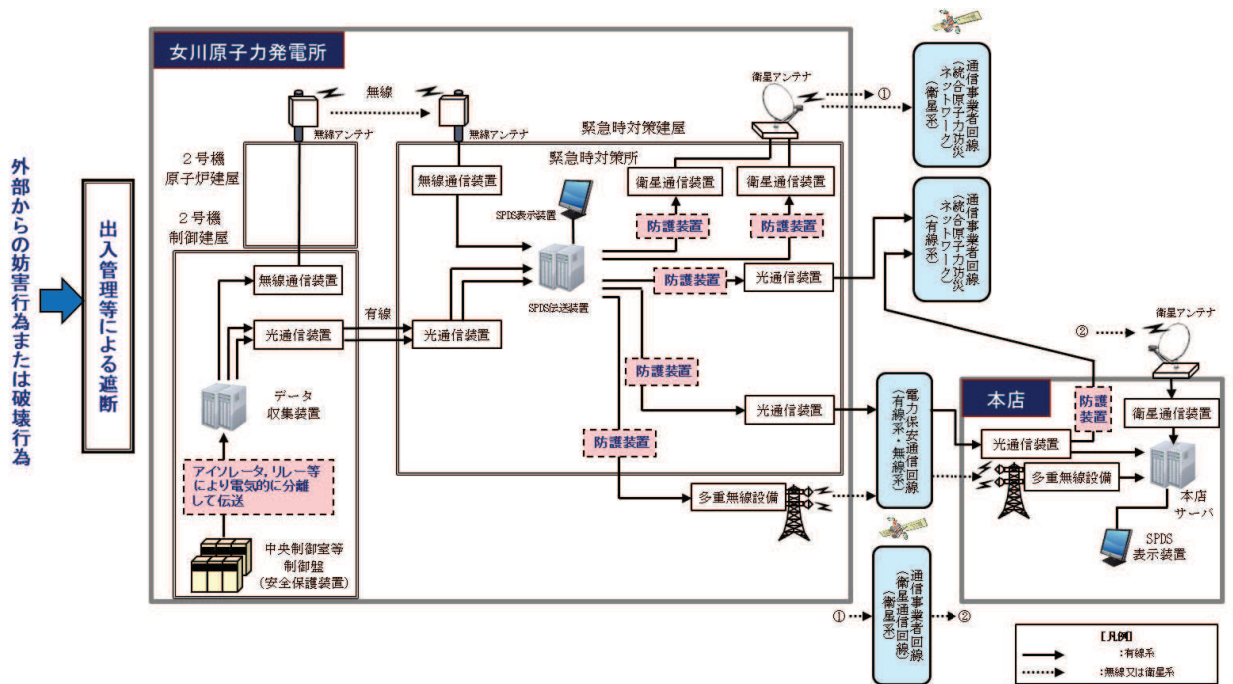


図 6.2.1-1 安全保護系の施錠管理

許可されない者のアクセスを防止するため、安全保護系盤等は、発電課長により社内規程に定められた保管、施錠及び鍵管理を行うことで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→データ収集装置→安全パラメータ表示システム
 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 物理的及び電気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する。電気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しており、また、保守ツールの接続口自体を設けておらず、回路変更等の不正行為が実施できない構造となっていることにより、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

安全保護装置のうち、デジタル処理を行っている機器については、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適切に行うことで高い信頼性を有している。

表 6.3-1 想定脅威に対する対策（工場製作及び出荷）

--

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や外部からの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

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。

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

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器として、ハードウェア回路を用いる起動領域モニタ、平均出力領域モニタ及びプロセス放射線モニタリング設備並びにソフトウェアを用いる主蒸気管トンネル温度監視装置がある。これらのソフトウェア及びハードウェア回路の検証と妥当性は、ほぼ同様の確認・検証を行っていることから、代表として平均出力領域モニタ（以下、「APRM」という。）について説明する。図 6.5-1 に原子炉保護系の概略図、図 6.5-2 に APRM の概略図を示す。

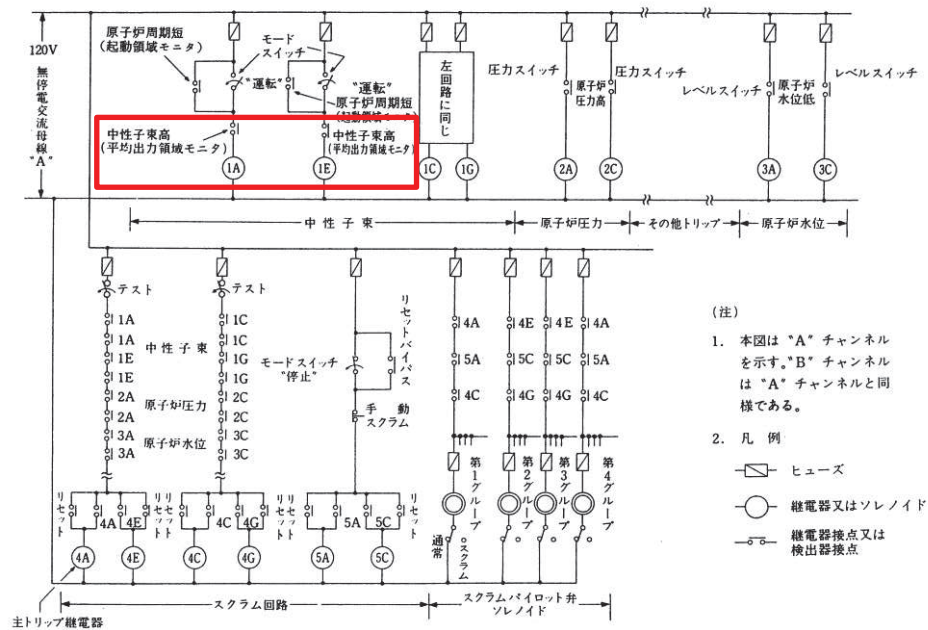


図 6.5-1 原子炉保護系の概略図

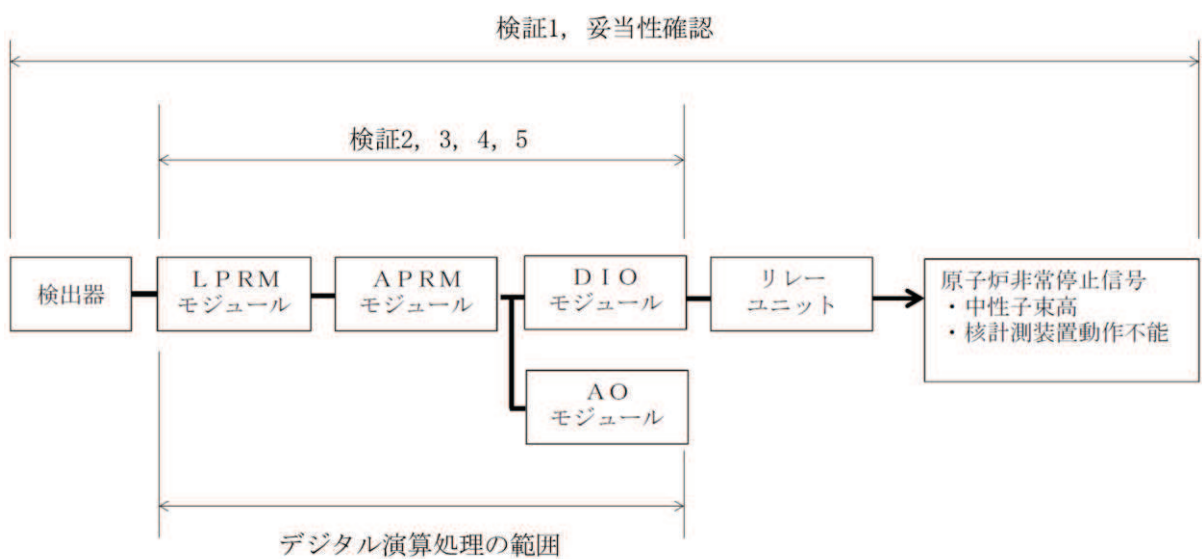


図 6.5-2 APRM の概略図

6.5.1 APRMの信号処理部の構成

6.5.1.1 LPRMモジュール

LPRM検出器からの信号をデジタル変換、演算処理、デジタルフィルタ処理機能を有している。

6.5.1.2 APRMモジュール

LPRMモジュールからの平均演算、ゲイン調整によりAPRMレベル演算を行う。原子炉非常用停止信号の演算では、デジスイッチにより設定された設定値又は再循環流量信号からの熱流速相当の演算により得られる設定値とAPRMレベルと比較演算を行う。また、構成機器の自己診断も行い、機器の異常時には動作不能の信号を出力する。

6.5.1.3 AOモジュール

APRMモジュールの演算したAPRMレベル等をD/A変換し、記録計等にアナログ信号を出力する。

6.5.1.4 DIOモジュール

APRMモジュールの演算結果により中性子束高等の接点信号を出力する。

6.6 ソフトウェアの検証と妥当性の確認範囲

ソフトウェア又はハードウェア回路の検証と妥当性の確認はJ E A G 4 6 0 9に準じて確認している。各ステップで行った検証内容の概略を表 6.6-1「ソフトウェアの検証と妥当性の概要」に示す。

表 6.6-1 ソフトウェアの検証と妥当性の概要

検証項目	検証内容	基準図書	対象図書
検証1	JEAC4620 のデジタル安全保護系システム要求事項が正しくシステム設計要求仕様に反映されていることを確認する。	・設置許可申請書	・系統設計仕様書 ・設定値の根拠書
検証2	システム設計要求仕様が正しくハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様に反映されていることを検証する。	・系統設計仕様書 ・設定値の根拠書	・インターロックブロック線図 ・計装ブロック図
検証3	ソフトウェア設計要求仕様が正しくソフトウェア又はハードウェア回路設計に反映されていることを検証する。	・インターロックブロック線図 ・計装ブロック図 ・設定値の根拠書	・計器仕様表 ・機器仕様書
検証4	ソフトウェア又はハードウェア回路設計どおりに正しくソフトウェア又はハードウェア回路が製作されていることを検証する。	・計器仕様表 ・機器仕様書	・ソフトウェア仕様書
		・ソフトウェア仕様書 ・計器仕様表 ・機器仕様書	・ソフトウェア
検証5	ハードウェアとソフトウェア又はハードウェア回路を統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様どおりのシステムとなっていることを検証する。	・展開接続図 ・ソフトウェア	・展開接続図とソフトウェア間の入出力チェック
妥当性確認	ハードウェアとソフトウェア又はハードウェア回路を統合して検証されたシステムが、JEAC4620 のデジタル安全保護系システム要求事項を満足していることを確認する。	・設置許可申請書	・工場試験要領書

検証及び妥当性確認はあらかじめ作成された計画書に基づき実施される。発注者は計画書の記載内容を確認するとともに、各検証の基準図書となる書類について内容の確認を行う。これらの図書は調達文書にて提出を求め、設計管理要項に定める方法により確認する。

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

表 7-1 代替パラメータによる判断への影響 (1/12)

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の検出器 ② 原子炉圧力 (SA) ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA 広帯域) ② 原子炉水位 (SA 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つの検出器が故障した場合は、他の検出器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、原子炉水位が有効燃料頂部以上の場合には、原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し、原子炉圧力容器内の温度は 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA)、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域) で推定できるため、事故収束を行う上で問題とならない。原子炉水位が有効燃料棒頂部 (TAF) 以下の場合には、輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導率を考慮していないため、定量的な評価は困難だが、原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。 ③ 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手	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	原子炉圧力容器減圧機能確認	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 (SA) ③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA 広帯域) ③ 原子炉水位 (SA 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 (SA) 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	高圧・低圧注水機能確認			
		有手	原子炉除熱機能確認			
		有手	原子炉圧力容器破損確認			
		手	炉心損傷確認			
		有	原子炉スクラム確認			
	原子炉圧力 (SA)	有手	原子炉圧力容器減圧機能確認	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 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 原子炉圧力容器温度	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により推定可能であり、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	高圧・低圧注水機能確認			
		有手	原子炉除熱機能確認			
		有手	原子炉圧力容器破損確認			
		手	炉心損傷確認			
		有	原子炉スクラム確認			

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

*2: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3: [] は有効監視パラメータ又は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 (2/12)

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) ② 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 高圧代替注水系ポンプ出口流量 ③ 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) ③ 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) ③ 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ③ 代替循環冷却ポンプ出口流量 ③ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ③ 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ③ 残留熱除去系ポンプ出口流量 ③ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ④ 原子炉圧力 ④ 原子炉圧力 (SA) ④ 圧力抑制室圧力	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) により推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ③ 原子炉水位の監視が不可能となった場合は, 直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し, 原子炉压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, 圧力抑制室圧力による推定方法は, 原子炉水位の計測が困難となった場合の原子炉压力容器の満水操作時における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。	なし
		有手	原子炉压力容器減圧機能確認	③ 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) ③ 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ③ 代替循環冷却ポンプ出口流量 ③ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ③ 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ③ 残留熱除去系ポンプ出口流量 ③ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ④ 原子炉圧力 ④ 原子炉圧力 (SA) ④ 圧力抑制室圧力		
		手	炉心損傷確認	③ 代替循環冷却ポンプ出口流量 ③ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ③ 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ③ 残留熱除去系ポンプ出口流量 ③ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ④ 原子炉圧力 ④ 原子炉圧力 (SA) ④ 圧力抑制室圧力		
		有手	原子炉压力容器破損確認	④ 原子炉圧力 ④ 原子炉圧力 (SA) ④ 圧力抑制室圧力		
	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) ① 原子炉水位 (燃料域) ② 高圧代替注水系ポンプ出口流量 ② 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) ② 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) ② 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ② 代替循環冷却ポンプ出口流量 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ② 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ② 残留熱除去系ポンプ出口流量 ② 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ③ 原子炉圧力 ③ 原子炉圧力 (SA) ③ 圧力抑制室圧力	① 原子炉水位 (SA 広帯域), 原子炉水位 (SA 燃料域) の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ② 原子炉水位 (SA 広帯域), 原子炉水位 (SA 燃料域) の監視が不可能となった場合は, 直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し, 原子炉压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, 圧力抑制室圧力による推定方法は, 原子炉水位の計測が困難となった場合の原子炉压力容器の満水操作時における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。	なし
		有手	原子炉压力容器減圧機能確認	② 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) ② 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ② 代替循環冷却ポンプ出口流量 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ② 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ② 残留熱除去系ポンプ出口流量 ② 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ③ 原子炉圧力 ③ 原子炉圧力 (SA) ③ 圧力抑制室圧力		
		手	炉心損傷確認	② 代替循環冷却ポンプ出口流量 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ② 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ② 残留熱除去系ポンプ出口流量 ② 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ③ 原子炉圧力 ③ 原子炉圧力 (SA) ③ 圧力抑制室圧力		
		有手	原子炉压力容器破損確認	③ 原子炉圧力 ③ 原子炉圧力 (SA) ③ 圧力抑制室圧力		

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

*2: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3: [] は有効監視パラメータ又は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 (3/12)

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	高压代替注水系ポンプ出口流量	有手	高压注水機能確認	①復水貯蔵タンク水位 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)	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、水源である復水貯蔵タンク水位、圧力抑制室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量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
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)	有手	低压注水機能確認	①復水貯蔵タンク水位 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
	直流駆動低压注水系ポンプ出口流量	有手	低压注水機能確認	①復水貯蔵タンク水位 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
	代替循環冷却ポンプ出口流量	有手	低压注水機能確認	①復水貯蔵タンク水位 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
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	有手	高压注水機能確認	①復水貯蔵タンク水位 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
	高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	有手	高压注水機能確認	①復水貯蔵タンク水位 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
	残留熱除去系ポンプ出口流量	有手	低压注水機能確認	①復水貯蔵タンク水位 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
	低压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	有手	低压注水機能確認	①復水貯蔵タンク水位 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

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

*2: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3: [] は有効監視パラメータ又は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 (4/12)

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	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)	有手	原子炉格納容器冷却機能確認	①復水貯蔵タンク水位 ②原子炉格納容器下部水位 ③ドライウエル水位 ④ドライウエル温度 ⑤ドライウエル圧力 ⑥圧力抑制室圧力	①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量), 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) の監視が不可能になった場合は, 水源である復水貯蔵タンク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残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量), 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) の監視が不可能になった場合は, 注水先の原子炉格納容器下部水位, ドライウエル水位の変化量により推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ③残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量), 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) の監視が不可能になった場合は, ドライウエル温度, ドライウエル圧力, 圧力抑制室圧力が低下傾向にあることを確認することで, 原子炉格納容器への注水機能が確保されていることを推定できるため, 原子炉格納容器への注水の確保を把握する上で適用でき, 判断に与える影響はない。	なし
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	有手	原子炉格納容器冷却機能確認	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	①原子炉格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は, 注水先の原子炉格納容器下部水位, ドライウエル水位の変化量により推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は, ドライウエル温度, ドライウエル圧力, 圧力抑制室圧力により低下傾向にあることを確認することで, 原子炉格納容器への注水機能が確保されていると判断できるため, 原子炉格納容器への注水の確保を把握する上で適用でき, 判断に与える影響はない。	なし
	代替循環冷却ポンプ出口流量	有手	原子炉格納容器冷却機能確認	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は, 注水先の原子炉格納容器下部水位, ドライウエル水位の変化量により推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は, ドライウエル温度, ドライウエル圧力, 圧力抑制室圧力により低下傾向にあることを確認することで, 原子炉格納容器への注水機能が確保されていると判断できるため, 原子炉格納容器への注水の確保を把握する上で適用でき, 判断に与える影響はない。	なし
	原子炉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復水貯蔵タンク水位 ②原子炉格納容器下部水位 ②ドライウエル水位	①原子炉格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は, 水源である復水貯蔵タンク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原子炉格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は, 注水先の原子炉格納容器下部水位, ドライウエル水位の変化量により推定可能であり, 判断に与える影響はない。	なし

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

*2: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3: [] は有効監視パラメータ又は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 (5/12)

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の検出器 ②ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル温度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時のみに限定されるが、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、原子炉格納容器内は概ね飽和に近い状態で維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。 ③ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により上記②と同様にドライウエル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				
	圧力抑制室内空気温度	手	原子炉格納容器除熱機能確認	①主要パラメータの他の検出器 ②サブプレッションプール水温度 ③圧力抑制室圧力	①圧力抑制室内空気温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②圧力抑制室内空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等の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圧力抑制室内空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時のみに限定されるが、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、原子炉格納容器内は概ね飽和に近い状態で維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし	
		手	原子炉压力容器破損確認				
	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水温度	有手	サブプレッションプール水冷却機能確認	①主要パラメータの他の検出器 ②圧力抑制室内空気温度	①サブプレッションプール水温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器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等の仕様の圧力抑制室内空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				
原子炉格納容器下部温度	原子炉格納容器下部温度	有手	原子炉压力容器破損確認	①主要パラメータの他の検出器	①原子炉格納容器下部温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	有手	原子炉压力容器破損確認	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] *2	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、ベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様の圧力抑制室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ドライウエル圧力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時のみに限定されるが、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、原子炉格納容器内は概ね飽和に近い状態で維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。 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				
	圧力抑制室圧力	有手	原子炉压力容器破損確認	①ドライウエル圧力 ②圧力抑制室内空気温度 ③ [圧力抑制室圧力] *2	①圧力抑制室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、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圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内が飽和状態時のみに限定されるが、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、原子炉格納容器内は概ね飽和に近い状態で維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。 ③常用計器で圧力抑制室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				

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

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は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 (6/12)

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	圧力抑制室水位	有手	原子炉格納容器除熱機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②高圧代替注水系ポンプ出口流量 ②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) ②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) ②直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 ②原子炉格納容器代替スプレイレイン流量 ②原子炉格納容器下部注水流量 ③復水貯蔵タンク水位	①圧力抑制室水位の 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圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合は、直前まで判明していた圧力抑制室水位に外部水源による注水量を加算することで推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉冷却材流出確認			
		原子炉格納容器下部水位	有手	原子炉格納容器下部注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) ②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) ②原子炉格納容器代替スプレイレイン流量 ②代替循環冷却ポンプ出口流量 ②原子炉格納容器下部注水流量 ③復水貯蔵タンク水位	①原子炉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原子炉格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量及び代替循環冷却ポンプ出口流量の注水量により、原子炉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水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により推定可能であり、判断に与える影響はない。
	ドライウエル水位	有手	原子炉格納容器下部注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) ②残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) ②原子炉格納容器代替スプレイレイン流量 ②代替循環冷却ポンプ出口流量 ②原子炉格納容器下部注水流量 ③復水貯蔵タンク水位	①ドライウエル水位の 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ドライウエル水位の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量及び代替循環冷却ポンプ出口流量の注水量により、ドライウエル水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③水源である復水貯蔵タンク水位の変化量により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	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格納容器内雰囲気水素濃度	①格納容器内水素濃度(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格納容器内水素濃度(D/W)の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気水素濃度により推定可能であるため、判断に与える影響はない。	なし
		手	格納容器ベント判断			
	格納容器内水素濃度(S/C)	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格納容器内雰囲気水素濃度	①格納容器内水素濃度(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格納容器内水素濃度(S/C)の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気水素濃度により推定可能であるため、判断に与える影響はない。	なし
		手	格納容器ベント判断			
格納容器内雰囲気水素濃度	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(D/W) ②格納容器内水素濃度(S/C)	①格納容器内雰囲気水素濃度の 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格納容器内雰囲気水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)により推定可能であるため、判断に与える影響はない。	なし	
	手	格納容器ベント判断				

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

*2: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3: [] は有効監視パラメータ又は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 (7/12)

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	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	有手	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] *2	①格納容器内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格納容器内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、推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の放射線量率は、格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の他チャンネルにより推定ができるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。	なし
		有	原子炉格納容器除熱機能確認			
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	有手	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] *2	①格納容器内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格納容器内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、推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の放射線量率は、格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の他チャンネルにより推定ができるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。	なし
		有	原子炉格納容器除熱機能確認			
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	有手	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平均出力領域モニタ ③ [制御棒位置指示系] *2	①起動領域モニタの 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。 ②起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③制御棒は、発電用原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、発電用原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界確認			
	平均出力領域モニタ	有手	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起動領域モニタ ③ [制御棒位置指示系] *2	①平均出力領域モニタの 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。 ②平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③制御棒は、発電用原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、発電用原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	自動減圧系作動阻止機能確認			
		手	原子炉未臨界確認			
	[制御棒位置指示系] *2	手	原子炉スクラム確認	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	①制御棒位置指示系の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより発電用原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。 ②制御棒位置指示系の監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタ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
		手	原子炉圧力容器破損確認			

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

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は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 (8/12)

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の検出器 ②圧力抑制室内空気温度	①サブプレッションプール水温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器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等の仕様の圧力抑制室内空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
		残留熱除去系熱交換器入口温度	手	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱確認	①サブプレッションプール水温度	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、サブプレッションプール水温度により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。	なし
		代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉压力容器への注水)	有手	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱確認	①圧力抑制室水位 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原子炉压力容器温度	①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室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原子炉压力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化量に相当する水量の和を利用し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。 ③除熱対象である原子炉压力容器温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
		代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉格納容器への注水)	有手	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱確認	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	①原子炉格納容器への注水時にいて代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
	原子炉格納容器フィルタ装置	フィルタ装置水位 (広帯域)	有手	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ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 (広帯域) 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。	なし
フィルタ装置入口圧力 (広帯域)		①ドライウエル圧力 ①圧力抑制室圧力			①フィルタ装置入口圧力 (広帯域) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の低下傾向から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置によるベントの実施を確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし	
フィルタ装置出口圧力 (広帯域)		①ドライウエル圧力 ①圧力抑制室圧力			①フィルタ装置出口圧力 (広帯域) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の低下傾向から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置によるベントの実施を確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし	
フィルタ装置水温度		①主要パラメータの他チャンネル			①フィルタ装置水温度の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。	なし	
フィルタ装置出口放射線モニタ		①主要パラメータの他チャンネル			①フィルタ装置出口放射線モニタの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	
フィルタ装置出口水素濃度		①格納容器内水素濃度 (D/W) ①格納容器内水素濃度 (S/C)			①フィルタ装置出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素が原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の配管を通過することから、格納容器内水素濃度 (D/W) 又は格納容器内水素濃度 (S/C) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	

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

*2: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3: [] は有効監視パラメータ又は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 (9/12)

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	ベ 耐 圧 ト 強 系 化	耐圧強化ベント系放射線モニタ	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	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 ② サ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上で判断に与える影響はない。	なし
		残留熱除去系熱交換器出口温度		① 残留熱除去系熱交換器入口温度 ② 原子炉補機冷却水系系統流量 ③ 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	① 残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、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により推定可能であり、判断による影響はない。 ② 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、原子炉補機冷却水系の流量が確保されていることで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
		残留熱除去系ポンプ出口流量		① 圧力抑制室水位 ② 残留熱除去系ポンプ出口圧力	① 残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室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 残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプの注水特性から残留熱除去系ポンプ出口流量を推定し、原子炉圧力容器温度、サプレッションプール水温度の低下傾向を併せて確認することで除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	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) ③ 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、原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域) により推定可能であり、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 原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定可能であり、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 (SA) により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③ 原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より原子炉圧力容器内の圧力を推定可能であり、判断に与える影響はない。	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 原子炉圧力容器温度	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 原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より原子炉圧力容器内の圧力を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

注記*1: 有: 重要事故シークエンス (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 (10/12)

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		
格納容器パイパスの監視	原子炉格納容器内の状態	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の検出器 ②ドライウエル圧力	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル温度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時のみに限定されるが、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による負荷（格納容器過圧・過温破損））において、原子炉格納容器内は概ね飽和に近い状態で維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし	
				①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] *2	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、ベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様の圧力抑制室圧力により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル圧力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時のみに限定されるが、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、原子炉格納容器内は概ね飽和に近い状態で維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。 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	
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	有手	インターフェイスシステム LOCAの判断	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] *2	①高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器パイパスが発生した場合（発生場所の隔離まで）は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから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により、格納容器パイパスが発生したことを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		残留熱除去系ポンプ出口圧力			①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] *2	①残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器パイパスが発生した場合（発生場所の隔離まで）は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから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により、格納容器パイパスが発生したことを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力			①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] *2	①低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器パイパスが発生した場合（発生場所の隔離まで）は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから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により、格納容器パイパスが発生したことを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

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

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は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 (11/12)

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	復水貯蔵タンク水位	有手	高圧・低圧注水機能確認	① 高圧代替注水系ポンプ出口流量 ① 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) ① 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) ① 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ① 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ① 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ① 原子炉格納容器下部注水流量 ② 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 ② 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 ② 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 ② 復水移送ポンプ出口圧力 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)	① 復水貯蔵タンク水位の監視が不可能となった場合は、直前まで判明していた復水貯蔵タンクの水位を用いて推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 復水貯蔵タンクを水源とする高圧代替注水系ポンプ、直流駆動低圧注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ及び復水移送ポンプが正常に動作していることをポンプの出口圧力で確認することにより、水源である復水貯蔵タンク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 注水先の原子炉水位の水位変化を確認することで、必要な水源である復水貯蔵タンク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
	圧力抑制室水位	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 代替循環冷却ポンプ出口流量 ② 残留熱除去系ポンプ出口流量 ② 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ③ 代替循環冷却ポンプ出口圧力 ③ 残留熱除去系ポンプ出口圧力 ③ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	① 圧力抑制室水位の 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 サプレッションチェンバのブル水を水源とする代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることをポンプの出口流量で確認することにより、水源であるサプレッションチェンバのブル水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 サプレッションチェンバのブル水を水源とする代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることをポンプの出口圧力で確認することにより、水源であるサプレッションチェンバのブル水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
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	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装置動作監視装置	① 原子炉建屋内水素濃度の 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 原子炉建屋内水素濃度の監視が不可能となった場合には、原子炉建屋内の水素が静的触媒式水素再結合装置で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口温度と出口の温度に差が生じる。温度差を測定することにより、静的触媒式水素再結合装置に入る水素濃度が推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	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 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) ② 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) ② ドライウエル圧力 ② 圧力抑制室圧力	① 格納容器内雰囲気酸素濃度の 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 格納容器内雰囲気酸素濃度の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、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) により格納容器酸素濃度を推定可能であり、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する上で判断に与える影響はない。 ② ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力を確認し、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 値を入力として評価結果 (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を防止する上で判断に与える影響はない。	なし
		手	格納容器ベント判断			

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

*2: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3: [] は有効監視パラメータ又は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 (12/12)

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 (ヒートサーモ式)	有手	①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) ②使用済燃料プール上部空間放射線 モニタ(高線量, 低線量) ③使用済燃料プール監視カメラ	①異なる計測原理の使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルス式)で使用済燃料プールの水位・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、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ③使用済燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)	有手	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール上部空間放射線 モニタ(高線量, 低線量) ③使用済燃料プール監視カメラ	①異なる計測原理の使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)で使用済燃料プールの水位・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、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ③使用済燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料プール上部空間放射線 モニタ(高線量, 低線量)	有手	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) 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の監視を行う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	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) ①使用済燃料プール上部空間放射線 モニタ(高線量, 低線量)	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、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし

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

*2: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3: [] は有効監視パラメータ又は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 (1/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*11
原子炉圧力容器温度	熱電対	0~500℃	5	原子炉格納容器内	±5.1℃
原子炉圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa[gage]	2	原子炉建屋地上1階 (原子炉棟内)	±0.07MPa
原子炉圧力 (SA)	弾性圧力検出器	0~11MPa[gage]	2	原子炉建屋地上1階 (原子炉棟内)	±0.07MPa
原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位検出器	-3,800~1,500mm*1	2	原子炉建屋地下1階 (原子炉棟内)	±46mm
原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位検出器	-3,800~1,300mm*2	2	原子炉建屋地下1階 (原子炉棟内)	±44mm
原子炉水位 (SA 広帯域)	差圧式水位検出器	-3,800~1,500mm*1	1	原子炉建屋地下1階 (原子炉棟内)	±35mm
原子炉水位 (SA 燃料域)	差圧式水位検出器	-3,800~1,300mm*2	1	原子炉建屋地下1階 (原子炉棟内)	±34mm
高圧代替注水系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~120m ³ /h	1	原子炉建屋地下2階 (原子炉棟内)	±1.9m ³ /h
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレ イライン洗浄流量)	差圧式流量検出器	0~220m ³ /h	1	原子炉建屋地下1階 (原子炉棟内)	±3.6m ³ /h
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器 冷却ライン洗浄流量)	差圧式流量検出器	0~220m ³ /h	1	原子炉建屋地上1階 (原子炉棟内)	±3.6m ³ /h
直流駆動低圧注水系ポンプ出 口流量	差圧式流量検出器	0~100m ³ /h	1	原子炉建屋地下3階 (付属棟内)	±1.6m ³ /h
代替循環冷却ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~200m ³ /h	1	原子炉建屋地下3階 (付属棟内)	±3.3m ³ /h
原子炉隔離時冷却系ポンプ出 口流量	差圧式流量検出器	0~150m ³ /h	1	原子炉建屋地下3階 (原子炉棟内)	±2.4m ³ /h
高圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	差圧式流量検出器	0~1,500m ³ /h	1	原子炉建屋地下2階 (原子炉棟内)	±24m ³ /h
残留熱除去系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~1,500m ³ /h	3	原子炉建屋地下2階, 地下3階 (原子炉棟内)	±24m ³ /h
低圧炉心スプレイ系ポンプ出 口流量	差圧式流量検出器	0~1,500m ³ /h	1	原子炉建屋地下2階 (原子炉棟内)	±24m ³ /h
原子炉格納容器代替スプレ イ流量	差圧式流量検出器	0~100m ³ /h	2	原子炉建屋地上1階 (原子炉棟内)	±1.6m ³ /h
原子炉格納容器下部注水流量	差圧式流量検出器	0~110m ³ /h	1	原子炉建屋地下1階 (原子炉棟内)	±1.8m ³ /h
ドライウエル温度	熱電対	0~300℃	11	原子炉格納容器内	±3.3℃
圧力抑制室内空気温度	熱電対	0~300℃	4	原子炉格納容器内	±3.6℃
サブレーションプール水温度	測温抵抗体	0~200℃	16	原子炉格納容器内	±1.2℃
原子炉格納容器下部温度	熱電対	0~700℃	12	原子炉格納容器内	±6.7℃
ドライウエル圧力	弾性圧力検出器	0~1MPa[abs]	1	原子炉建屋地上2階 (原子炉棟内)	±0.006MPa
圧力抑制室圧力	弾性圧力検出器	0~1MPa[abs]	1	原子炉建屋地下1階 (原子炉棟内)	±0.006MPa
圧力抑制室水位	差圧式水位検出器	0~5m*3 (O.P. -3900~1100mm)	2	原子炉建屋地下3階 (原子炉棟内)	±0.03m
原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m*4 (O.P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	12	原子炉格納容器内	-5~+10mm
ドライウエル水位	電極式水位検出器	0.02m, 0.23m, 0.34m*5 (O.P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	6	原子炉格納容器内	-5~+10mm

表 7-2 計装設備の計器誤差について (2/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*11
格納容器内水素濃度 (D/W)	水素吸蔵材料式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内	±2.0vol%
格納容器内水素濃度 (S/C)	水素吸蔵材料式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内	±2.0vol%
格納容器内雰囲気水素濃度	熱伝導率式水素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋地上2階 (原子炉棟内)	±0.6vol%
		0~100vol%	2	原子炉建屋地上2階 (原子炉棟内)	±2.0vol%
格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	2	原子炉建屋地下1階 (原子炉棟内)	±0.28 デカード ($5.2 \times 10^{-3} \sim 1.9 \times 10^5 \text{Sv/h}$)
格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	2	原子炉建屋地下2階 (原子炉棟内)	±0.28 デカード ($5.2 \times 10^{-3} \sim 1.9 \times 10^5 \text{Sv/h}$)
起動領域モニタ	核分裂電離箱	中性子源領域 $10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 中間領域 0~40%又は0~125% ($1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	8	原子炉格納容器内	中性子源領域 ±0.144 デカード ($7.17 \times 10^{-2} \sim 1.39 \times 10^6 \text{cps}$) 中間領域 ±0.84% (奇数レンジ) ±2.63% (偶数レンジ)
平均出力領域モニタ	核分裂電離箱	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	6*6	原子炉格納容器内	±2.6%
フィルタ装置水位 (広帯域)	差圧式水位検出器	0~3,650mm	3	原子炉建屋地下1階 (原子炉棟内)	±26mm
フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	弾性圧力検出器	-0.1~1MPa[gage]	1	原子炉建屋地上1階 (付属棟内)	±0.008MPa
フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	弾性圧力検出器	-0.1~1MPa[gage]	1	原子炉建屋地上1階 (原子炉棟内)	±0.007MPa
フィルタ装置水温度	熱電対	0~200°C	3	原子炉建屋地上1階 (原子炉棟内)	±2.8°C
フィルタ装置出口放射線モニタ	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	2	原子炉建屋地上2階 (付属棟内)	±0.28 デカード ($5.2 \times 10^{-3} \sim 1.9 \times 10^5 \text{mSv/h}$)
フィルタ装置出口水素濃度	熱伝導率式水素検出器	0~30vol%	1	原子炉建屋地上2階 (原子炉棟内)	±0.6vol%
		0~100vol%	1	原子炉建屋地上2階 (原子炉棟内)	±2.0vol%
耐圧強化ベント系放射線モニタ	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	2	原子炉建屋地上2階 (屋付属棟内)	±0.28 デカード ($5.2 \times 10^{-3} \sim 1.9 \times 10^5 \text{mSv/h}$)
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	0~300°C	2	原子炉建屋地上1階 (原子炉棟内)	±3.7°C
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	0~300°C	2	原子炉建屋地上1階 (原子炉棟内)	±3.6°C
原子炉補機冷却水系系統流量	差圧式流量検出器	0~4,000m ³ /h	2	原子炉建屋地下3階 (付属棟内)	±28m ³ /h
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	差圧式流量検出器	0~1,500m ³ /h	2	原子炉建屋地下1階 (原子炉棟内)	±24m ³ /h
復水貯蔵タンク水位	差圧式水位検出器	0~3,200m ³	1	屋外 (CST 連絡トレンチ / バルブ室)	±21m ³
高圧代替注水系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~15MPa[gage]	1	原子炉建屋地下2階 (原子炉棟内)	±0.1MPa
直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~2MPa[gage]	1	原子炉建屋地下3階 (屋付属棟内)	±0.01MPa

表 7-2 計装設備の計器誤差について (3/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差*11
代替循環冷却ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa[gage]	1	原子炉建屋地下3階(付属棟内)	±0.02MPa
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~15MPa[gage]	1	原子炉建屋地下3階(原子炉棟内)	±0.1MPa
高压炉心スプレィ系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~12MPa[gage]	1	原子炉建屋地下2階(原子炉棟内)	±0.08MPa
残留熱除去系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa[gage]	3	原子炉建屋地下2階, 地下3階(原子炉棟内)	±0.02MPa
低压炉心スプレィ系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~5MPa[gage]	1	原子炉建屋地下2階(原子炉棟内)	±0.03MPa
復水移送ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~1.5MPa[gage]	1	原子炉建屋地下2階(原子炉棟内)	±0.01MPa
原子炉建屋内水素濃度	触媒式水素検出器	0~10vol%	3	原子炉建屋地上3階, 地下2階(原子炉棟内)	±0.5vol%
	気体熱伝導式水素検出器	0~10vol%	4	原子炉建屋地上1階, 地下1階(原子炉棟内)	±0.5vol%
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	熱電対	0~500℃	8*7	原子炉建屋地上3階(原子炉棟内)	±5.7℃
格納容器内雰囲気酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋地上2階(原子炉棟内)	±0.6vol%
使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	熱電対	0~7,010mm*8 (O.P. 25920~32930mm)	1*9	原子炉建屋地上3階(原子炉棟内)	—
		0~150℃			±2.4℃
使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式)	ガイドパルス式水位検出器	-4,300~7,300mm*8 (O.P. 21620~33220mm)	1	原子炉建屋地上3階(原子炉棟内)	±246mm
	测温抵抗体	0~120℃	1*10		±3.4℃
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	電離箱	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	1	原子炉建屋地上3階(原子炉棟内)	±0.28デカード (5.2~1.9×10 ⁸ mSv/h)
		10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	1	原子炉建屋地上3階(原子炉棟内)	±0.28デカード (5.2×10 ⁻³ ~1.9×10 ⁵ mSv/h)
使用済燃料プール監視カメラ	可視光カメラ	—	1	原子炉建屋地上3階(原子炉棟内)	—

注記*1: 基準点はドライヤスカート底部付近(原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上)

*2: 基準点は有効燃料棒頂部付近(原子炉圧力容器零レベルより900cm上)

*3: 基準点は通常運転水位O.P.-3850mm(サブプレッションチェンバ底部より4,700mm上)

*4: 原子炉格納容器下部床面(O.P.-2500mm)からの高さ

*5: ドライウェル床面(O.P.1150mm)からの高さ

*6: 局部出力領域モニタの検出器は124個であり, 平均出力領域モニタの各チャンネルには, A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。

*7: 4個の静的触媒式水素再結合装置に対して出入口に対して1個ずつ設置

*8: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端O.P.25920mm(使用済燃料プール底部より4,540mm上)

*9: 検出点15箇所

*10: 検出点2箇所

*11: 検出器~SPDS表示装置の誤差

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-05-0340-2_改0

補足-340-2 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. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）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出口圧力確立について.....	2
2.2 タイマーによる時間遅れについて.....	2
3. 計装誤差に含まれる余裕の考え方について.....	4
4. 原子炉圧力容器零レベルについて.....	5

1. 原子炉圧力高設定値について

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の原子炉圧力高信号（以下「原子炉圧力高（ATWS）」という。）は、原子炉非常停止信号による原子炉スクラム動作が失敗した際に、期待する信号である。このため、設定値については、圧力上昇事象に対して原子炉保護系の原子炉圧力高信号（以下「原子炉圧力高（スクラム）」という。）が先に発信し、その後の圧力上昇に対して原子炉圧力高（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、原子炉スクラム動作が遅れると燃料の冷却性、原子炉圧力等の最大値はより厳しくなることが考えられる。

また、主蒸気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する。

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る。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。

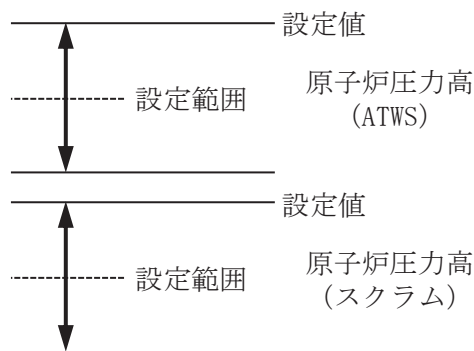


図 1.1-1 設定値の相対関係

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）の下限值（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（スクラム）設定値より低い値としないこと。
- ・③設定値は、主蒸気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、④主蒸気逃がし安全弁第 1 段設定圧力より低く設定すること。

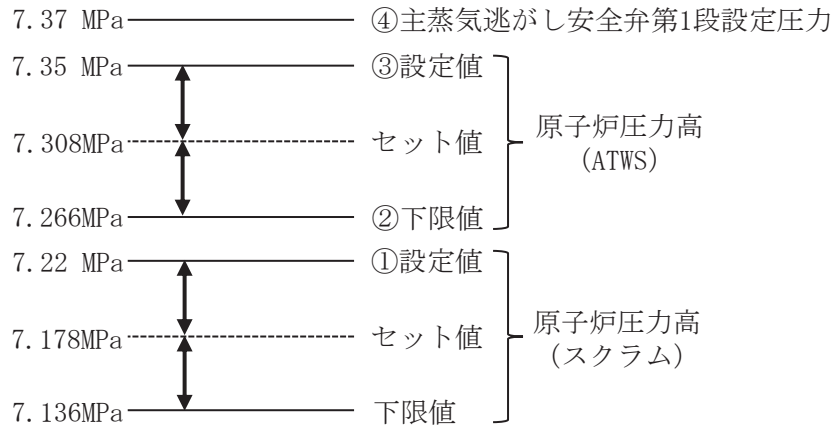


図 1.2-1 原子炉圧力高 (スクラム) と原子炉圧力高 (ATWS) の相対関係

2. 代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) の回路構成について

代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) の論理回路は、原子炉水位低 (レベル 1)、残留熱除去系ポンプ (低圧注水モード) 運転 (残留熱除去系ポンプ出口圧力確立) の信号、低圧炉心スプレー系ポンプ運転 (低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力確立) の信号及び時間遅れを設けるタイマーにより構成される。作動回路の概略を図 2-1「代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) 作動回路の概略図」に示す。

2.1 残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力確立について

代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) により主蒸気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ー系ポンプによる注水が必要であることから、原子炉水位低 (レベル1) かつ残留熱除去系ポンプ (低圧注水モード) 又は低圧炉心スプレー系ポンプが運転の場合に作動する設計とする。

各ポンプの出口圧力確立の信号は、各ポンプの出口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 (出口圧力高信号) を出力する。動作値は各ポンプの運転時の出口圧力を考慮し、残留熱除去系ポンプ (低圧注水モード) の出口圧力高を0.69MPa、低圧炉心スプレー系ポンプの出口圧力高を0.98MPaとしている。

2.2 タイマーによる時間遅れについて

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

自動減圧系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低 (レベル1) 後 120秒で成立する減圧信号より遅く起動する必要がある。また、代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) 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の判断及び操作の時間的余裕を考慮し、設備作動までに10分の時間遅れを設ける。これにより、代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) の論理回路タイマー設定値は10分とする。

なお、事象発生から10分後に代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による減圧で残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系により十分な炉心冷却が可能である。

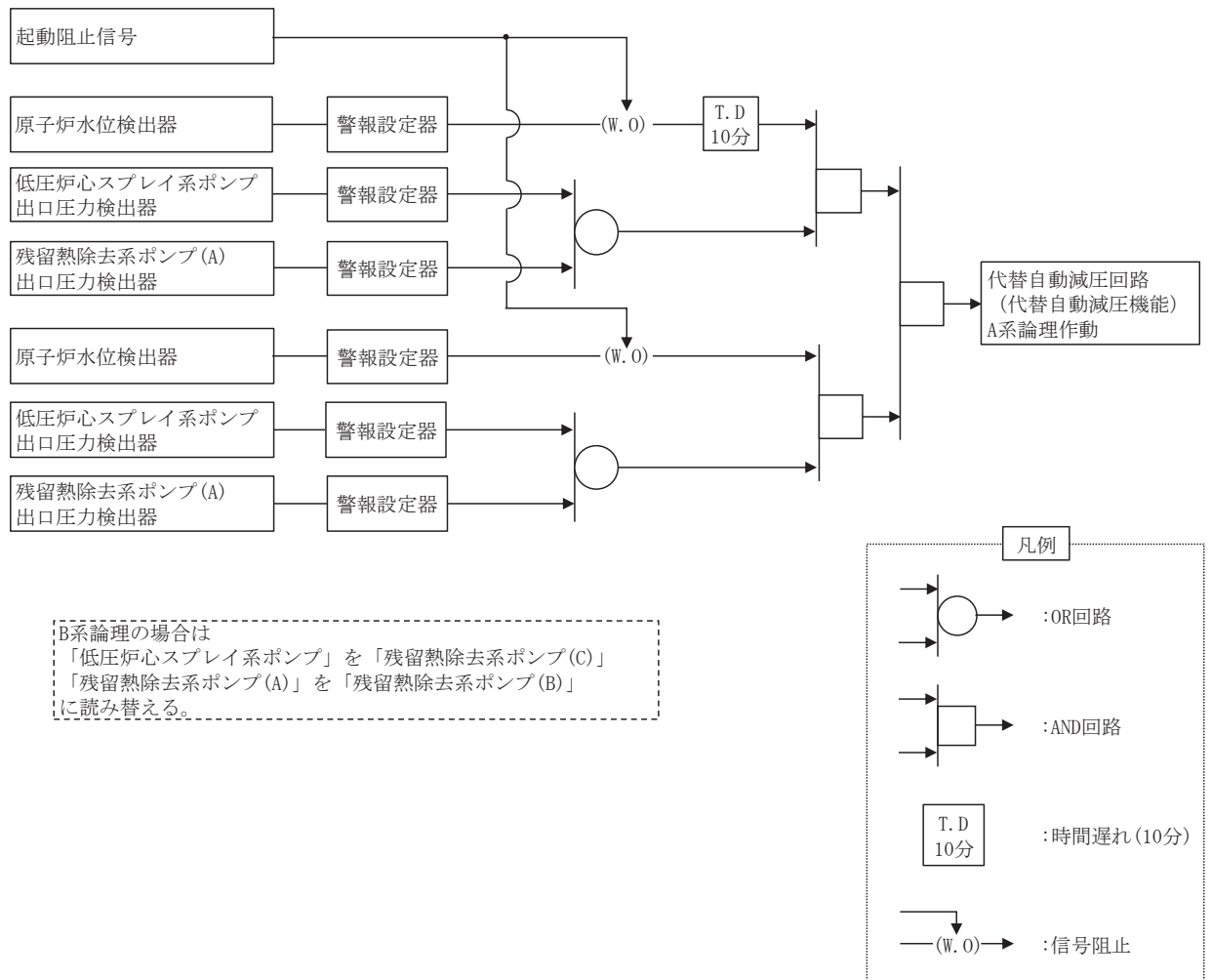


図 2-1 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）作動回路の概略図

3. 計装誤差に含まれる余裕の考え方について

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

例として，原子炉水位低（レベル3）の信号を挙げる。原子炉水位低（レベル3）の計器誤差は1.05cmである。原子炉水位（狭帯域）を計測する計器の最大計器誤差に合わせ，保守的に計装誤差を1.1cmとする。その際に0.05cmの余裕が発生する。（表3-1参照）

計器誤差より余裕分早い作動につながるため，安全性に影響はない。

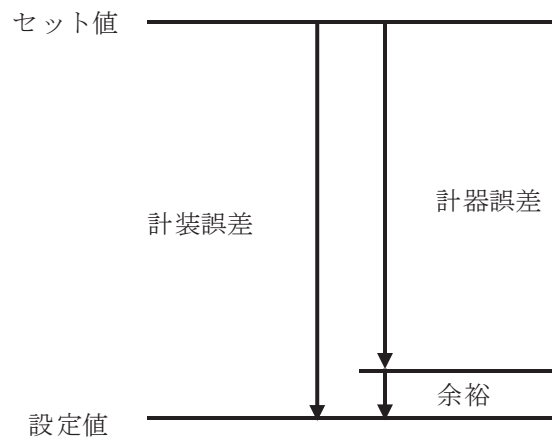


図 3-1 計装誤差の概念

表 3-1 計装誤差に含まれる余裕について

信号の種類	計装誤差	計器誤差	余裕
原子炉水位低 (レベル3)	1.1 cm	1.05 cm	0.05cm
原子炉水位低 (レベル2)	3.8cm	3.71cm	0.09cm
原子炉水位低 (レベル1)	3.8cm	3.71cm	0.09cm
原子炉圧力高	0.042MPa	0.0416MPa	0.0004MPa

4. 原子炉圧力容器零レベルについて

原子炉水位の設定値は、原子炉圧力容器零レベルを基準点としている。

図 4-1 に原子炉圧力容器零レベルを示す。

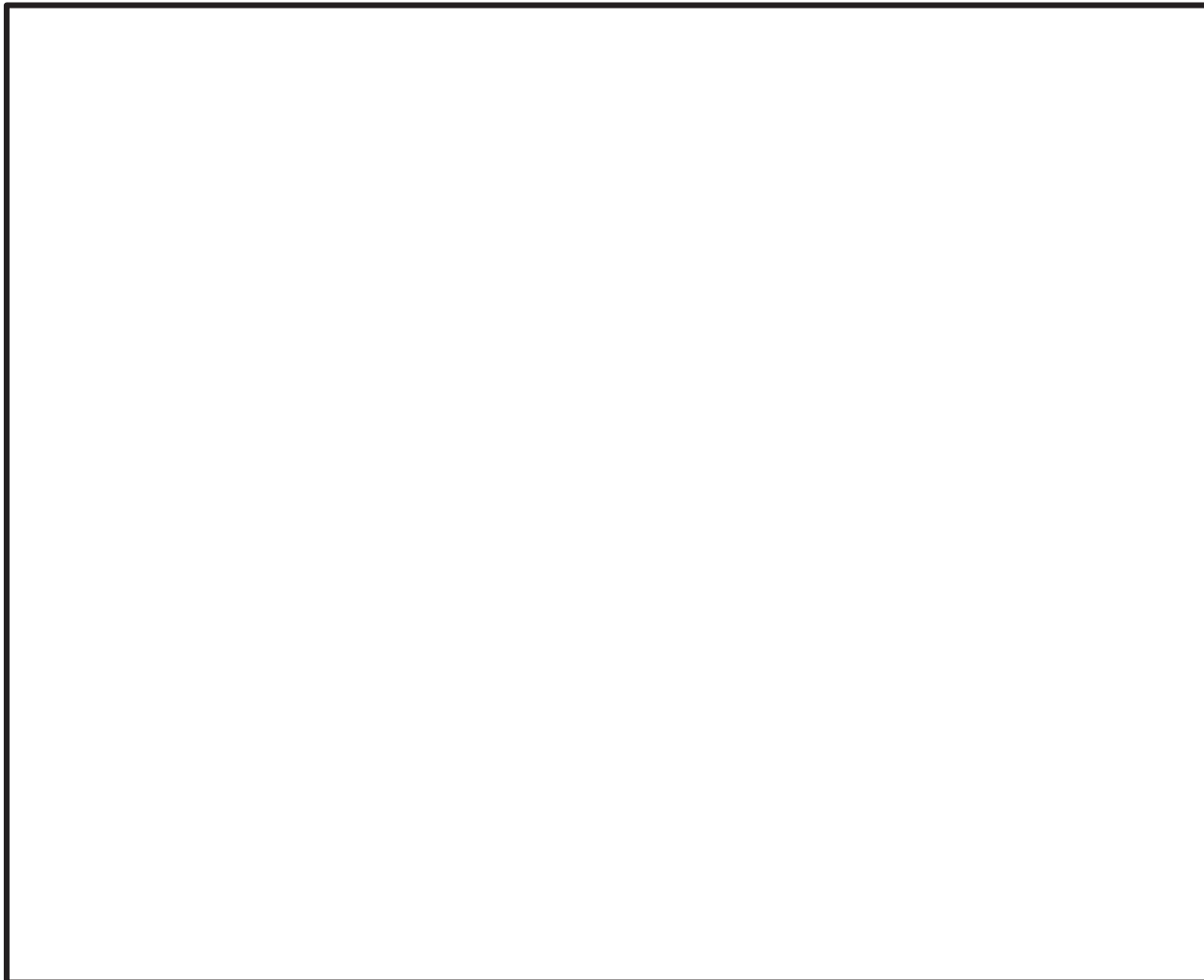


図 4-1 原子炉圧力容器零レベル

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-05-0340-3_改0

補足-340-3 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る
制御方法に関する補足説明資料

目次

1. 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間.....	1
1.1 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間の概要について.....	1
1.2 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間の内訳について.....	2
1.3 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間の根拠について.....	6
1.4 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間の確認について.....	11
2. 原子炉再循環ポンプのトリップ機能について.....	12
3. 選択制御棒挿入機能及び原子炉再循環ポンプトリップ機能のインターロックにおける原子炉出力の設定について	17
3.1 選択制御棒挿入機能の設定について.....	17
3.2 原子炉再循環ポンプトリップ機能の設定について.....	17

1. 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間

1.1 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間の概要について

安全保護系のうち原子炉保護系は、発電用原子炉の安全性を損なうおそれのある運転時の異常な過渡変化、設計基準事故、運転中の発電用原子炉における重大事故に至るおそれがある事故あるいは運転中の発電用原子炉における重大事故が発生した場合又は発生が予想される場合にそれを抑制あるいは防止するため、異常を検知し発電用原子炉を自動的に停止させる。

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

その他の工学的安全施設等の作動回路は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合に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（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）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、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を作動させる。

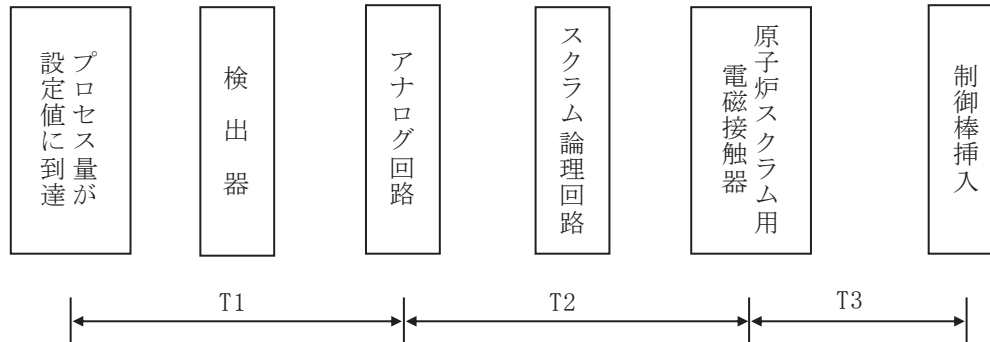
ATWS が発生した場合において、自動減圧系又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が動作すると、高圧炉心スプレイ系からの注水に加え、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながることを防止するため、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）を作動させる。

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うち原子炉保護系の応答時間、工学的安全施設として主蒸気隔離弁の応答時間及びその他の工学的安全施設等として ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の応答時間について説明する。

1.2 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間の内訳について

(1) 原子炉保護系

原子炉保護系の原子炉非常停止信号の応答時間の内訳を以下に示す。



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スクラム論理回路に発信されるまでの検出遅れ時間

T2：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

T3：原子炉スクラム用電磁接触器の動作から制御棒が全ストロークの75%に至るまでの時間

表 1.2-1 原子炉非常停止信号の応答時間

原子炉非常停止信号	応答時間 (秒)				
	T1*1	T2*2	合計 (T1+T2) *3	合計 (T1+T2+T3)	
原子炉圧力高			0.55	1.62	2.17
原子炉水位低			1.05	1.62	2.67
中性子束高			0.09	1.62	1.71
原子炉周期 (ペリオド) 短			0.20	1.62	1.82
主蒸気隔離弁閉			0.06	1.62	1.68
主蒸気止め弁閉			0.06	1.62	1.68
蒸気加減弁急速閉			0.08	1.62	1.70

注記*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

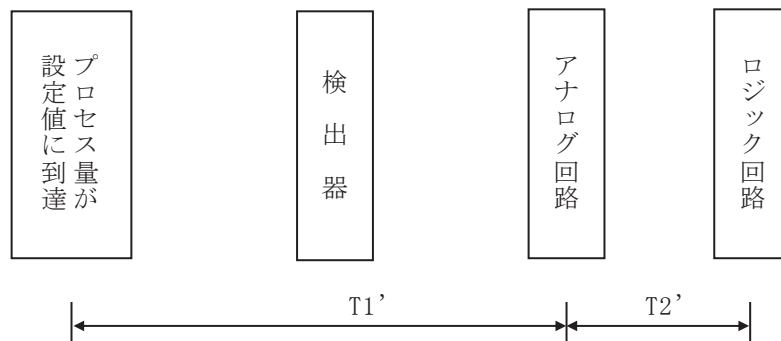
*2: スクラム論理回路及び原子炉スクラム用電磁接触器での信号処理遅れ時間

*3: 設置許可添付資料十「運転時の異常な過渡変化の解析」における解析条件

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

(2) 工学的安全施設の作動回路及びその他の工学的安全施設等の作動回路

工学的安全施設の作動回路及びその他の工学的安全施設等の作動回路の起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

表 1.2-2 工学的安全施設及びその他の工学的安全施設等の起動信号の応答時間

工学的安全施設の起動信号		応答時間 (秒)		
		T1' *1	T2' *2	合計 (T1' + T2') *3
主蒸気隔離弁	主蒸気管流量大			0.50
	主蒸気管放射能高			0.50

注記*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

*2: ロジック回路部での信号処理遅れ時間

*3: 設置許可添付資料十「事故解析」における解析条件

その他の工学的安全施設等の起動信号		応答時間 (秒)		
		T1' *1	T2' *2, *3	合計 (T1' + T2')
ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプ トリップ機能)	原子炉圧力高			0.80

注記*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

*2: ロジック回路部での信号処理遅れ時間

*3: 設置許可添付資料十「重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効
性評価」における解析条件

1.3 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間の根拠について

(1) 原子炉保護系

設置（変更）許可を受けた安全評価の条件として考慮している応答時間（原子炉非常停止信号の応答時間：T1+T2）をプロセス量ごとに設備の実現可能な範囲で割り当てた時間である。プラントの安全性確保の観点からは、T1～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。

原子炉非常停止信号	応答時間の根拠			
	T1	T2	T3	T1+T2+T3
原子炉圧力高			1.62 秒	2.17 秒
			原子炉スクラム用電磁接触器の動作から、制御棒が全ストロークの 75%に至るまでの時間を考慮して 1.62 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。	
原子炉水位低			1.62 秒	2.67 秒
			同上	

原子炉非常停止信号	応答時間の根拠			
	T1	T2	T3	T1 + T2 + T3
中性子束高			1.62 秒	1.71 秒
		原子炉圧力高（原子炉非常停止信号）に同じ。		
原子炉周期 （ペリオド）短			1.62 秒	1.82 秒
		同上		
主蒸気隔離弁閉 主蒸気止め弁閉			1.62 秒	1.68 秒
		同上		

原子炉非常停止信号	応答時間の根拠			
	T1	T2	T3	T1 + T2 + T3
蒸気加減弁急速閉			1.62 秒	1.70 秒
		原子炉圧力高（原子炉非常停止信号）に同じ。		

(2) 工学的安全施設の作動回路

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（工学的安全施設の起動信号の応答時間： $T1' + T2'$ ）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。

工学的安全施設の起動信号		応答時間の根拠		
		$T1'$	$T2'$	$T1' + T2'$
主蒸気隔離弁	主蒸気管流量大			0.50 秒
	主蒸気管放射能高			0.50 秒

(3) その他の工学的安全施設等の作動回路

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は T2' のみである。プラントの安全性確保の観点から T2' 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、設備に対する要求値として設備の実力等を考慮し定めたものである。

その他の工学的安全施設等の起動信号		応答時間の根拠		
		T1'	T2'	T1' + T2'
ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環 ポンプトリップ 機能)	原子炉圧力高			0.80 秒

1.4 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間の確認について

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

(1) 原子炉保護系の応答時間

原子炉非常停止信号の各応答時間（T1～T3）の確認について以下に示す。

- ① 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確認している。また，アナログ回路部は工場試験等により模擬信号を加えた時点から出力信号を発信するまでの応答時間を確認している。
- ② T2 : 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 T3 : 原子炉スクラム用電磁接触器の動作から制御棒が全ストロークの 75%に至るまでの時間
原子炉スクラムテスト信号発信から制御棒が全ストロークの 75%に至るまでの時間を計測することが可能である。この応答時間は，定期事業者検査「制御棒駆動水圧系機能検査」として毎サイクル実施し確認している。

(2) 工学的安全施設の作動回路及びその他の工学的安全施設等の作動回路の応答時間

工学的安全施設の作動回路及びその他の工学的安全施設等の作動回路の応答時間（T1'，T2'）の確認について以下に示す。

- ① 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
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確認している。また，アナログ回路部は工場試験等により模擬信号を加えた時点から出力信号を発信するまでの応答時間を確認している。
- ② T2' : 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確認している。

2. 原子炉再循環ポンプのトリップ機能について

EOC-RPT, ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、常用電源喪失時の原子炉再循環ポンプのトリップ機能について、「表 2-1 原子炉再循環ポンプのトリップ機能」に示す。

表 2-1 原子炉再循環ポンプのトリップ機能

	EOC-RPT	ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	常用電源喪失時
目的	<p>タービントリップ又は発電機負荷遮断時に、原子炉再循環ポンプをトリップさせることにより、炉心流量を急減させ、原子炉出力の上昇を緩和させる。</p> <p>原子炉がスクラムすることでMCPRの低下は抑制されるが、原子炉再循環ポンプ 2 台を同時にトリップさせることにより、炉心部のボイドを増加させることで原子炉出力の上昇を抑えることが可能である。</p> <p>なお、本機能は建設時から設置されている機能である。</p>	<p>原子炉緊急停止失敗時に原子炉再循環ポンプをトリップさせることにより、原子炉再循環流量を低下させ、急速に負の反応度を印加することにより、原子炉圧力上昇を緩和させる。</p>	<p>常用電源の喪失により、原子炉再循環ポンプが停止しても、炉心冷却水量が急激に減少しないように原子炉再循環ポンプは十分な慣性をもつ設計とし、炉心冷却水量の急激に減少に伴う、燃料被覆管の沸騰遷移を回避するようにしている。</p>
概要（動作の流れ）	<p>タービントリップ（主蒸気止め弁閉）又は発電機負荷遮断（蒸気加減弁急速閉）時に原子炉再循環ポンプ 2 台を同時にトリップさせる。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合に、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）で原子炉再循環ポンプ 2 台を同時にトリップさせる。</p>	<p>常用電源の喪失により、原子炉再循環ポンプが停止しても、炉心冷却水量が急激に減少しないように原子炉再循環ポンプは十分な慣性をもつ設計としている。</p>

	EOC-RPT	ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	常用電源喪失時
インターロック	図 2-1「原子炉再循環ポンプのトリップ回路（EOC-RPT）」参照	図 2-2「原子炉再循環ポンプのトリップ回路（ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）」参照	－（駆動電源喪失によるものであり、インターロックにより作動するものではない。） 図 2-3「原子炉再循環ポンプのトリップ回路（常用電源喪失時）」参照
動作遮断器等	<ul style="list-style-type: none"> ・ 静止形原子炉再循環ポンプ電源装置受電遮断器（6.9kV メタルクラッドスイッチギア，原子炉再循環ポンプ 1 台毎に 1 台設置） ・ 静止形原子炉再循環ポンプ電源装置（静止形可変電圧可変周波数電源装置，原子炉再循環ポンプ 1 台毎に 1 台設置） 単一故障で機能喪失しないよう静止形原子炉再循環ポンプ電源装置受電遮断器と静止形原子炉再循環ポンプ電源装置の両方へ遮断信号を送り，原子炉再循環ポンプをトリップさせる。	・ 代替原子炉再循環ポンプのトリップ遮断器（原子炉再循環ポンプ 1 台に 1 台設置）	－

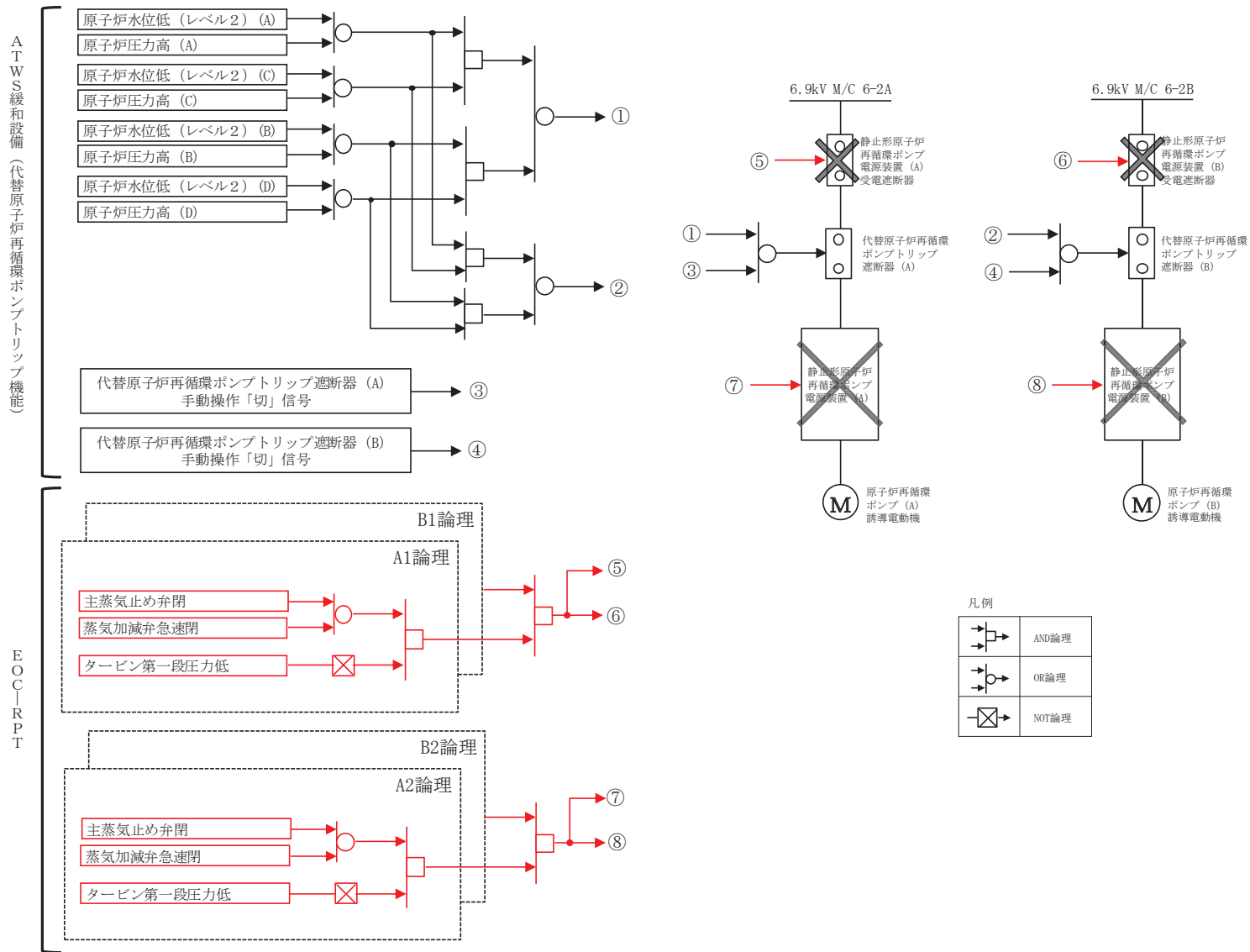


図 2-1 原子炉再循環ポンプのトリップ回路 (EOC-RPT)

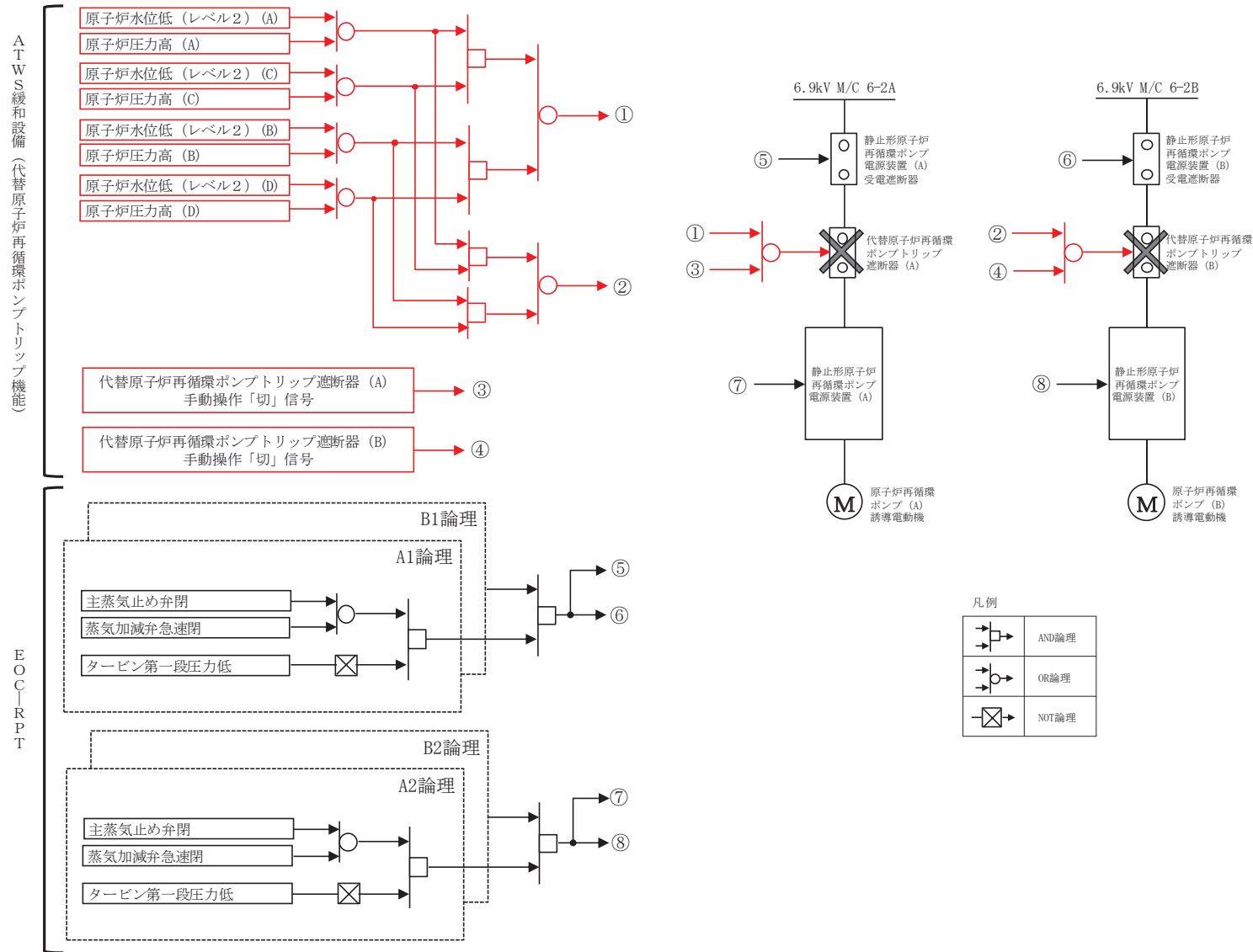


図 2-2 原子炉再循環ポンプのトリップ回路（ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能））

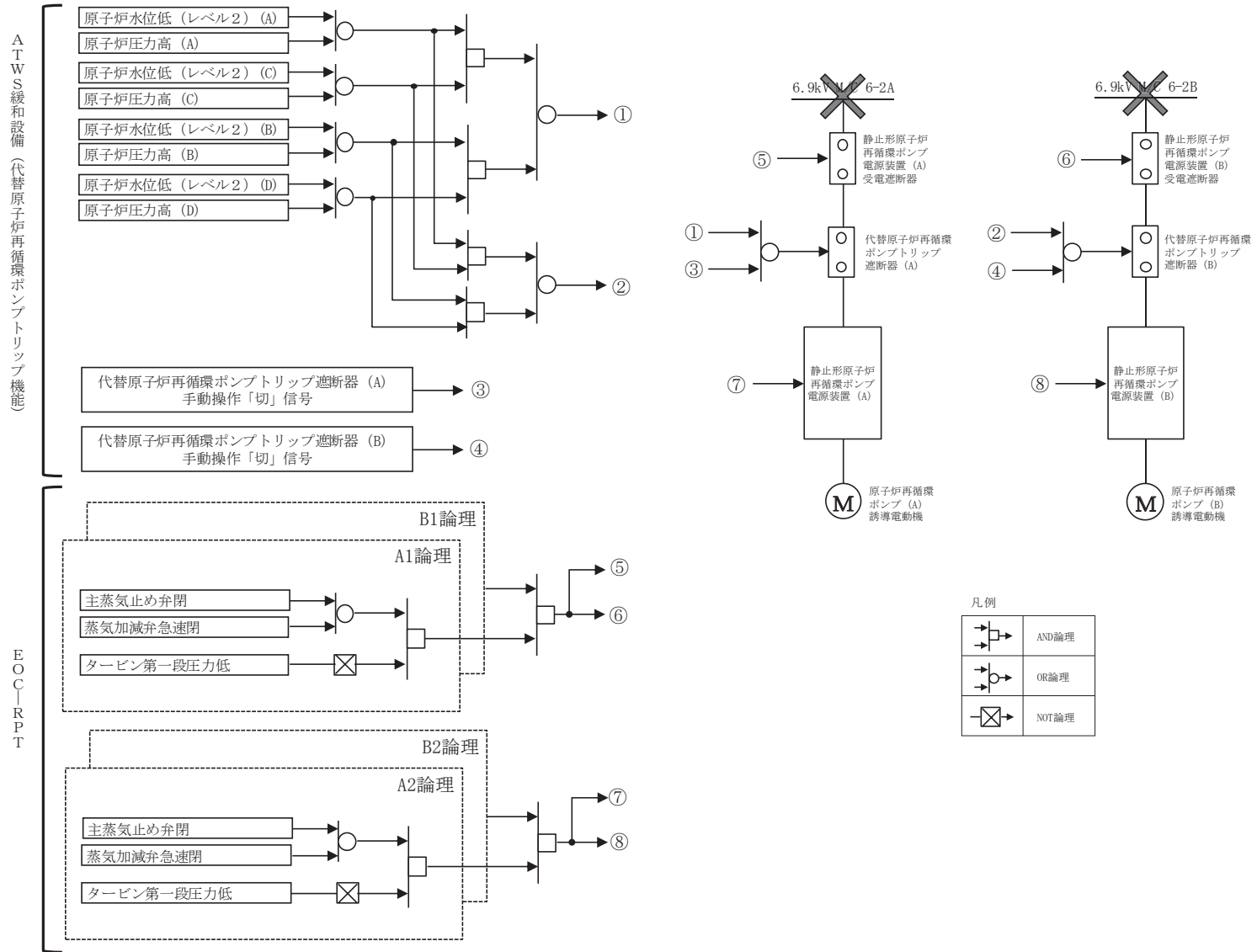


図 2-3 原子炉再循環ポンプのトリップ回路 (常用電源喪失時)

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

選択制御棒挿入機能における原子炉出力 35%以上と原子炉再循環ポンプトリップ機能における原子炉出力 30%以上の原子炉出力の設定について「3.1 選択制御棒挿入機能の設定について」及び「3.2 原子炉再循環ポンプトリップ機能の設定について」にて説明する。

3.1 選択制御棒挿入機能の設定について

選択制御棒挿入機能は、原子炉再循環ポンプの1台以上停止かつ、低炉心流量高出力領域（原子炉出力 35%以上、炉心流量 45%以下）の場合に原子炉出力を抑制し、安定性余裕を確保するため予め選択された制御棒を挿入することを目的としている。

以下に設定の根拠を説明する。

(1) 原子炉再循環ポンプの1台以上停止

原子炉再循環ポンプ1台以上トリップ時の不安定状態を想定していることから、原子炉再循環ポンプ1台以上停止を条件とする。

(2) 炉心流量 45%以下

冷却材流量及び中性子束の振動的な挙動を避けるため炉心流量 45%以下を条件とする。

(3) 原子炉出力 35%以上

冷却材流量及び中性子束の振動的な挙動を避けるため原子炉出力 35%以上を設定する。

3.2 原子炉再循環ポンプトリップ機能の設定について

原子炉再循環ポンプトリップ機能はスクラム機能と連動させることで原子炉圧力上昇による出力上昇を回避することを目的としているため、原子炉高出力運転時（原子炉出力 30%以上）をインターロックの一つの条件としている。

原子炉出力 は主蒸気流量 （タービンバイパス弁の容量）に相当し、蒸気加減弁等が全閉した場合でもタービンバイパス弁を介し蒸気を復水器へ放出し、原子炉出力の上昇を回避することができることから安全性を考慮し原子炉出力 30%以上を設定する。（図 3-1「原子炉出力ー主蒸気流量の関係」参照。）



図 3-1 原子炉出力－主蒸気流量の関係

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-05-0340-4_改 2

補足-340-4 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 監視カメラについて
 - 3.3 監視カメラ映像イメージ
 - 3.4 監視カメラにより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。

(1) 中央制御室における操作

(2) 現場における操作

- ・ 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード吸込ラインの開操作
- ・ 原子炉保護系電源「断」操作
- ・ 内部溢水想定破損時の系統切替操作
- ・ 全交流動力電源喪失時の現場操作
- ・ 中央制御室外原子炉停止操作
- ・ 中央制御室外気取入ダンパの開操作

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、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を想定する。

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。

これらの起因事象と同時にもたらされる環境条件について、中央制御室における環境条件を第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 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） を確保するための対応
内部火災 (地震起因含む)	火災に伴う炎，煙の発生及び温度上昇による中央制御室内設備操作性への影響	中央制御室は，常駐する運転員によって火災感知器による早期の火災感知及び二酸化炭素消火器による消火活動が可能であり，中央制御室床下には，火災感知器及び自動消火設備である局所ガス消火設備を設置することにより，中央制御室の機能を維持する。
内部溢水 (地震起因含む)	溢水に伴う水位，温度，線量上昇，化学薬品，照明喪失，感電，漂流物による中央制御室内設備操作性への影響	中央制御室には溢水源がない設計とする。 火災が発生したとしても，「運転員が火災状況を確認し，二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを手順に定めることとし，消火水による溢水の影響がない設計とする。 蒸気配管破断が発生した場合も，漏えいした蒸気の影響がない設計とする。
地震	余震による中央制御室内設備操作性への影響	運転員は地震が発生した場合，運転員机に配備しているヘルメットを速やかに装着し，安全を確保するとともに警報発生状況等の把握に努める。また，その後の操作対応時等において余震が発生した場合においても制御盤の手摺に掴まり安全を確保するとともに，操作器への誤接触を防止する。
竜巻	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	外部電源喪失においても，中央制御室の照明は，非常用ディーゼル発電機から給電され*，蓄電池からの給電により点灯する照明も備え，機能が喪失しない設計とする。 注記*：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。
風（台風）		地 震： 設計基準地震動に対して，耐震Sクラス設計とする。 竜 巻： 設計基準の竜巻風速による複合荷重（風圧，気圧差，飛来物衝撃力）に対して，外殻による防護で健全性を確保する。
積雪		風（台風）： 設計基準の風速による風圧力に対して，外殻による防護で健全性を確保する。
落雷		積 雪： 設計基準の積雪による堆積荷重に対して，外殻による防護で健全性を確保する。
外部火災 (森林火災)		落 雷： 設計基準の雷撃電流値に対して，避雷針や保安器等による防護で健全性を確保する。
火山の影響		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，熱影響に対して健全性を確保する。また，ばい煙に対してもフィルタにより健全性を確保する。
降水		火 山 の 影 響： 設計基準の降下火砕物の堆積荷重に対して，外殻による防護で健全性を確保する。また，給気系はフィルタ交換等により閉塞せず健全性を確保する。
生物学的 事象		降 水： 構内排水路等による排水による防護で健全性を確保する。
		生物学的事象： 原子炉補機冷却海水系等に影響を与える海生生物等をトラベリングスクリーン等で除去することにより健全性を確保する。

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）を確保するための対応
外部火災 (森林火災)	ばい煙や有毒ガスの発生による中央制御室内環境への影響	中央制御室換気空調系の外気取入ダンパを閉止し、事故時運転モードとすることで外気を遮断することから、中央制御室内環境への影響はない。
火山の影響	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	中央制御室の換気空調系により環境温度が維持されるため、中央制御室内環境への影響はない。

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）を確保するための対応
津波	— *1	—
高潮	— *2	—

注記*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及び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及び重大事故等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ることが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

起回事象	同時にもたらされる中央制御室以外の環境条件	中央制御室以外での操作性（操作の容易性）を確保するための対応
内部火災 (地震起因含む)	火災に伴う炎，煙の発生及び温度上昇による現場設備操作性への影響	「残留熱除去系原子炉停止時冷却モード吸込ラインの開操作」及び「中央制御室外気取入ダンパの開操作」については，現場操作が要求されるまで時間的余裕があり，消火により炎，煙が収まり，室内温度が低下し，消火に伴うガス消火剤を排気してから現場へ立ち入ること，また，「原子炉保護系電源「断」操作」及び「中央制御室外原子炉停止操作」については，火災発生場所と操作場所との位置的分散を図ることにより，内部火災に伴う現場操作への影響はない。
内部溢水 (地震起因含む)	溢水に伴う水位，温度，線量上昇，化学薬品，照明喪失，感電，漂流物による現場設備操作性への影響	アクセスルートにおける溢水水位を歩行に支障のない水位に抑える等により，溢水に伴う現場操作への影響はない。
地震	余震による現場設備操作性への影響	運転員は地震が発生した場合，操作を中止し安全確保に努める。
竜巻	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	外部電源喪失においても，現場の照明は，非常用ディーゼル発電機から給電され*，機能が喪失しない設計とする。 注記*：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。
風（台風）		
積雪		
落雷		
外部火災 (森林火災)		
火山の影響		
降水		
生物学的事象		
外部火災 (森林火災)	ばい煙や有毒ガスの発生による建屋内環境への影響	外気取入運転を行っている建屋換気空調設備は，外気取入口にフィルタを設置しているため，ばい煙や降下火砕物による建屋内環境への影響はない。また，空調ファンを停止し，外気取入を遮断することから建屋内環境への影響はない。
火山の影響	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	換気空調設備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。

1.3 環境条件下における操作の容易性

(1) 中央制御室における操作の容易性（環境条件に対する考慮）

a. 中央制御室の通常時の環境

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

(a) 温湿度

中央制御室換気空調系により、運転操作に適した室温（21～26℃）、湿度（40～60%RH）に調整可能な設計とする。

(b) 照度

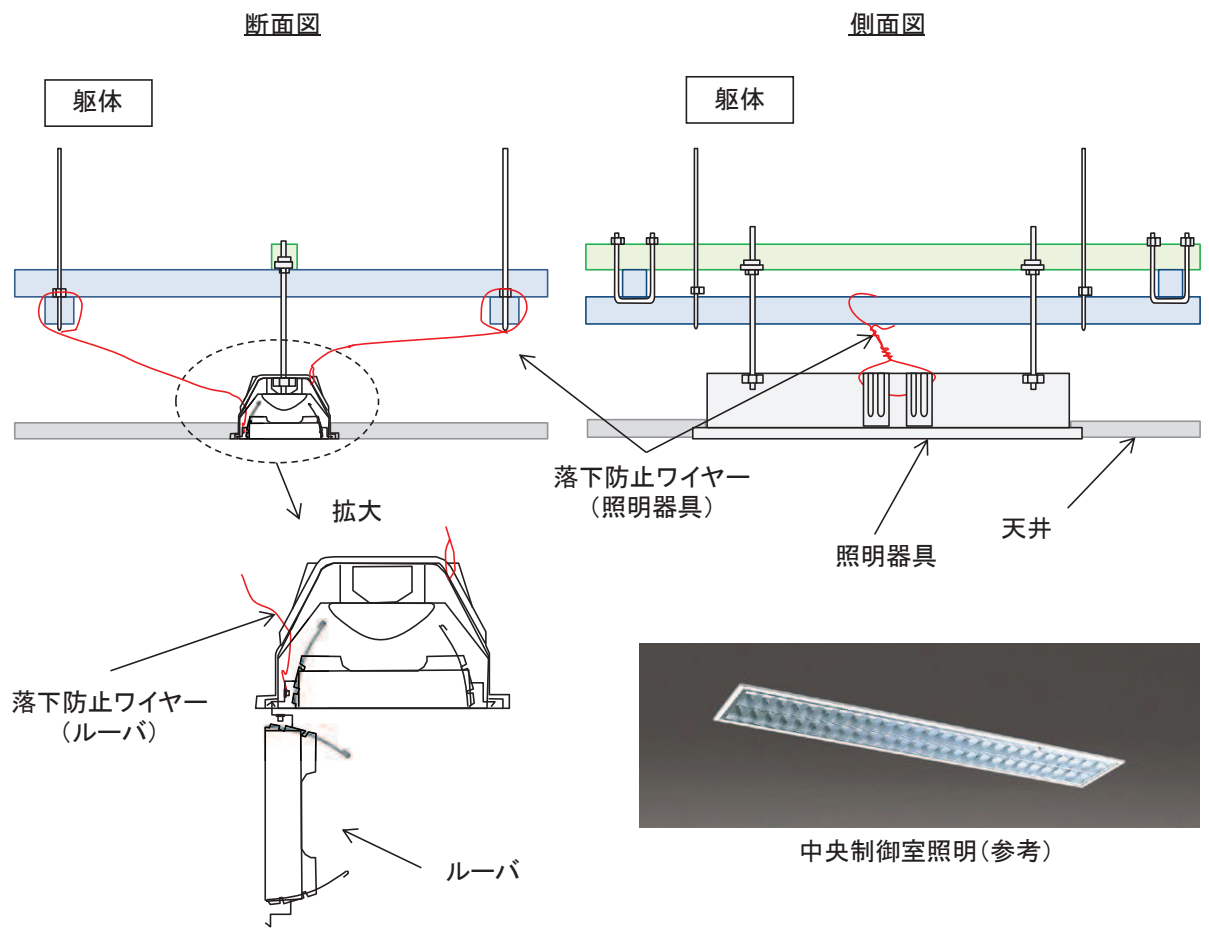
中央制御室の照明設備については、運転監視業務に加え、机上業務も考慮してベンチ盤操作部エリアは平均 1,000 ルクスを確保可能な設計とする。

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ルーバを設置しており、ルーバは地震等で落下を防止するため、落下防止ワイヤーにて固定する。

(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（PNC値で 50 以下の設計*）とする。

注記*：室内の定常的騒音に対する推奨許容値として、PNC値 50～60（出典：空気調和・衛生工学便覧）



第 1.3-1 図 中央制御室照明ルーバの落下防止対策

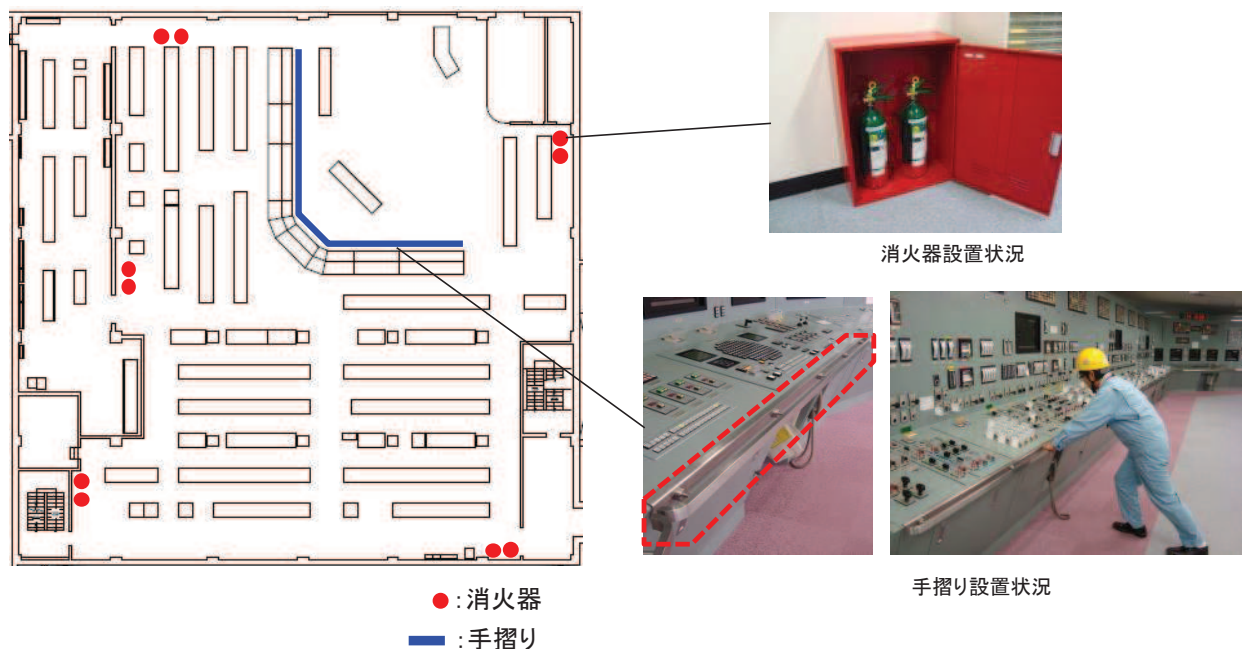
b. 中央制御室の環境に影響を与える可能性のある事象に対する考慮
中央制御室における環境条件に対し、以下のとおり設計する。

(a) 火災による中央制御室内設備操作性への影響

中央制御室に二酸化炭素消火器を設置するとともに、常駐する運転員によって火災感知器による早期の火災感知を可能とし、火災が発生した場合の運転員の対応を社内規定類に定め、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。また、中央制御室床下に火災感知器及び自動消火設備である局所ガス消火設備を設置し、早期に火災を感知して消火することにより、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。

(b) 地震

中央制御室及び制御盤は、耐震性を有する制御建屋内に設置し、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、制御盤及び工具や可搬型照明を保管するキャビネット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 中央制御室における消火器及び手摺の状況

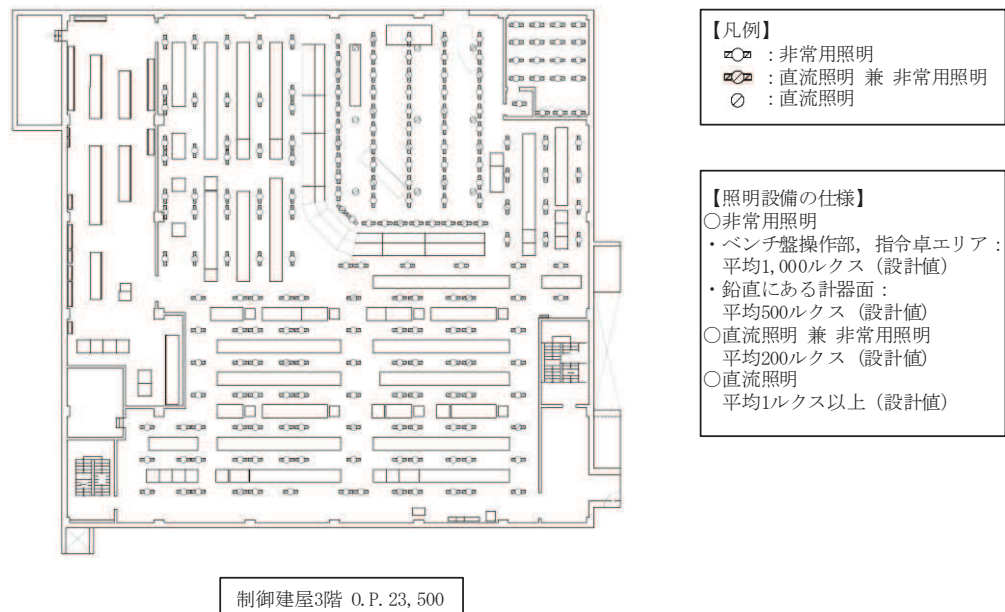
(c) 外部電源喪失又は全交流動力電源喪失による照明等の所内電源の喪失

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）及び降下火砕物の降下に伴い外部電源が喪失した場合には、非常用ディーゼル発電機が起動することにより、操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作ができる設計とする。

中央制御室の照明設備については、非常用照明とし、外部電源が喪失しても照明（ベンチ盤操作部・指令卓エリア：平均 1,000 ルクス）を確保する設計とする。

また、全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備が起動し、電源を供給することで、非常用照明が復旧する。常設代替交流電源設備により非常用照明が復旧するまでの間は、直流照明兼非常用照明が点灯可能な設計とする。

なお、中央制御室には可搬型照明も配備しており、非常用照明及び直流照明兼非常用照明が機能喪失した場合でも、直流照明により可搬型照明保管場所まで移動し、可搬型照明を持ち出して使用することにより、操作が必要な盤面や計器等を照らすことが可能である。



通常点灯時
 （非常用照明及び直流照明兼非常用照明）



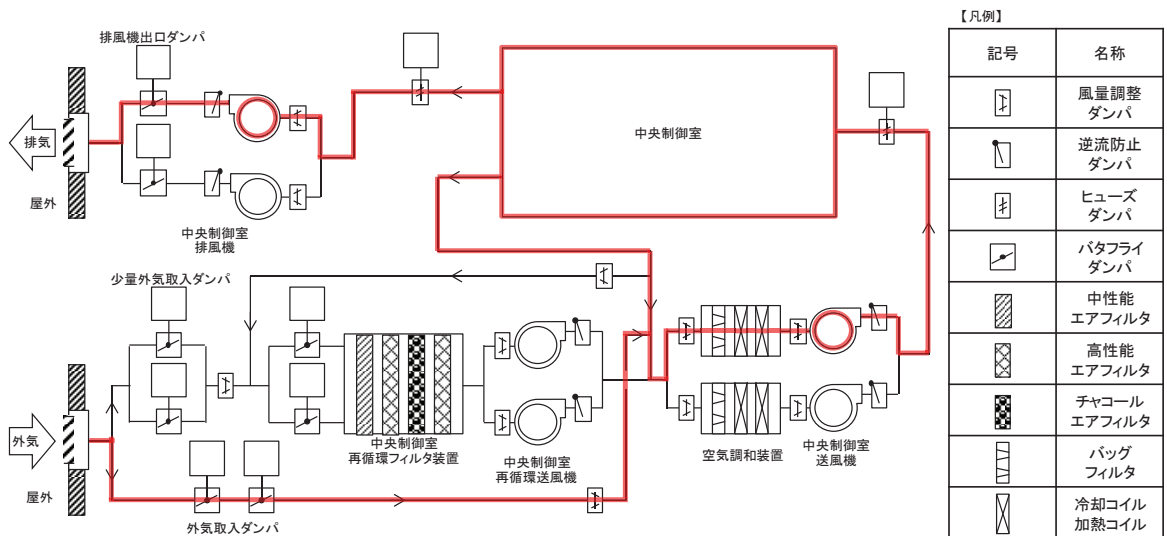
直流照明兼非常用照明点灯時のイメージ
 （写真：シミュレータ設備）

第 1.3-3 図 中央制御室の照明配置図

(d) ばい煙や有毒ガスの発生による中央制御室内環境への影響

外部火災により発生するばい煙や有毒ガス並びに降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気悪化に対しては、中央制御室換気空調系の外気取入ダンパを閉止し、事故時運転モードとする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。

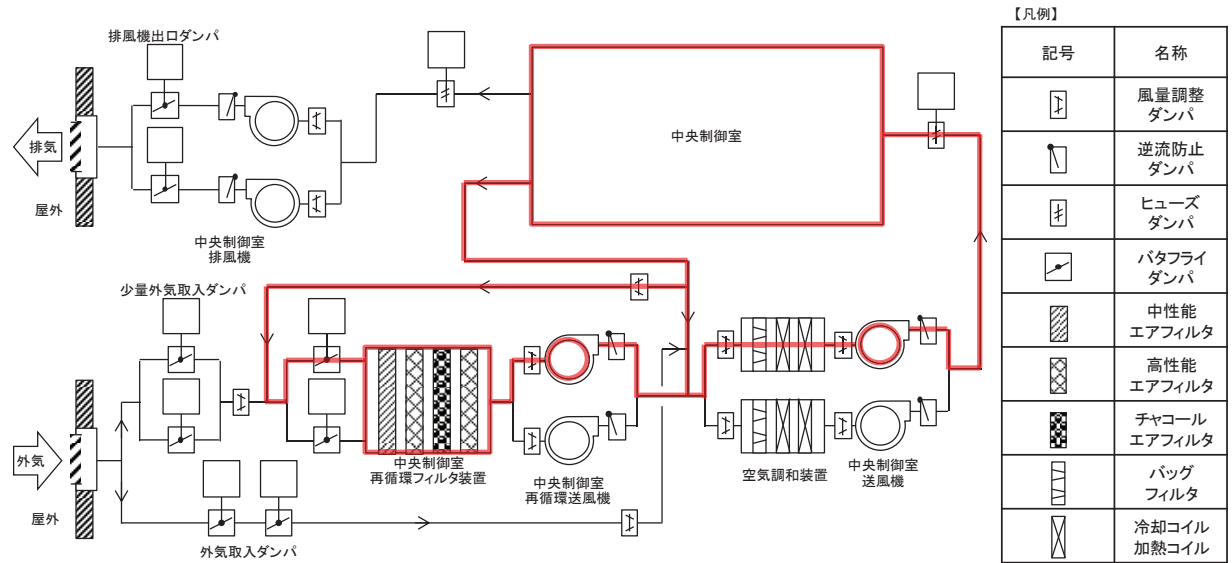
中央制御室換気空調系について、通常時は、外気取入ダンパ、空気調和装置、送風機、排風機及び排風機出口ダンパにより中央制御室の換気を行う。外気及び再循環空気は、空気調和装置を介して送風機により中央制御室に供給し、排風機により建屋外に直接排気する設計とする。



第 1.3-4 図 通常時の空調設備

事故時は、外気取入ダンパ及び排風機出口ダンパが自動で閉動作することで、外気から隔離し、室内空気を空気調和装置を通して再循環する設計とする。

この時、再循環空気の一部を中央制御室再循環フィルタ装置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。外気取入時には、少量外気取入ダンパ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 事故時の空調設備

外部火災によるばい煙や有毒ガス、降下火砕物に対しては、手動で外気取入ダンパ及び排風機出口ダンパを閉操作し、事故時運転モードへ切り替えることで外気を遮断する設計とする。

[空調設備の仕様]

- ・中央制御室送風機 2台 約 80,000m³/h/台
- ・中央制御室排風機 2台 約 5,000m³/h/台
- ・中央制御室空調和装置 2台 (バッグフィルタ, 冷却コイル, 加熱コイル)
- ・中央制御室再循環送風機 2台 約 8,000m³/h/台
- ・中央制御室再循環フィルタ装置
 粒子捕集効率 99.9%以上 (0.5μm 粒子)
 よう素除去効率 90%以上 (相対湿度 70%以下において)

(e) 内部溢水による中央制御室内設備操作性への影響

中央制御室には、溢水源となる機器を設けない設計とする。また、火災が発生したとしても、運転員が火災状況を確認し、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

中央制御室換気空調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) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード吸込ラインの開操作

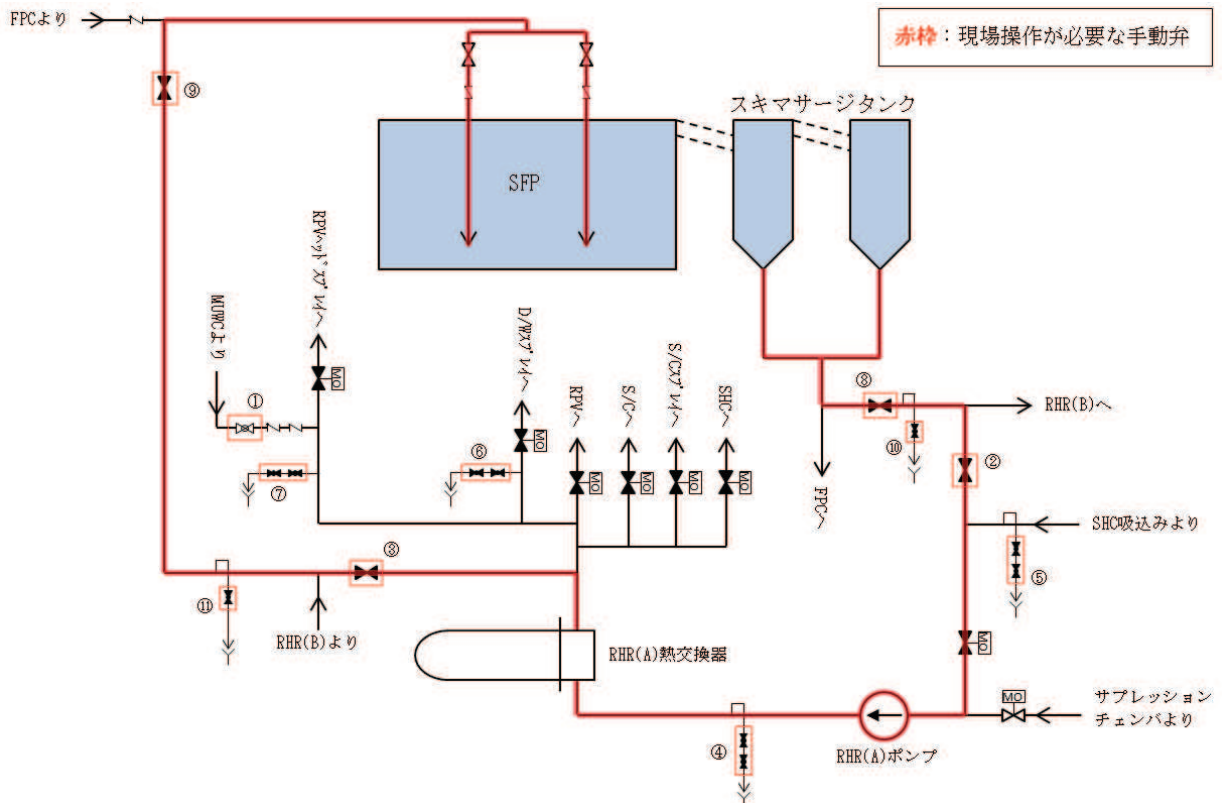
残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードの吸込ラインは、区分Ⅰの電源から供給される隔離弁と、区分Ⅱの電源から供給される隔離弁が直列に配置されていることから、火災や単一故障等の原因により、いずれか片方の電源が喪失すると現場での手動操作（原子炉建屋地下1階及び地下2階）が必要となる。

(b) 原子炉保護系電源「断」操作

原子炉保護系の論理回路はフェイル・セーフの設計としており、火災により電源が喪失した場合、機能が喪失することはないが、万が一火災による混触が発生し、原子炉がスクラムするべき状況において励磁状態のままとなった場合、現場（制御建屋地下1階）の電源断操作によりスクラムさせることとしている。

(c) 内部溢水想定破損時の系統切替操作

内部溢水の想定破損により、燃料プール補給水系及び燃料プール冷却浄化系の機能が喪失した場合、使用済燃料プールの給水冷却機能を維持するため、残留熱除去系への切替操作が必要となる。



第 1.3-6 図 残留熱除去系による使用済燃料プール冷却時の系統（A系の場合）

第 1.3-1 表 燃料プール補給水系機能喪失時操作対象弁
(残留熱除去系(A)へ切替する場合)

操作対象弁	
弁番号	設置場所
E11-F030A	原子炉建屋地下中 1 階
G41-F023	原子炉建屋中 2 階

第 1.3-2 表 燃料プール補給水系機能喪失時操作対象弁
(残留熱除去系(B)へ切替する場合)

操作対象弁	
弁番号	設置場所
E11-F030B	原子炉建屋地下中 1 階
G41-F023	原子炉建屋中 2 階

第 1.3-3 表 燃料プール冷却浄化系機能喪失時操作対象弁
(残留熱除去系(A)へ切替する場合)

操作対象弁	
弁番号	設置場所
E11-F025A	原子炉建屋 1 階
E11-F029A	原子炉建屋地下 3 階
E11-F030A	原子炉建屋地下中 1 階
E11-F503AX	原子炉建屋 1 階
E11-F503AY	原子炉建屋 1 階
E11-F506AX	原子炉建屋地下 2 階
E11-F506AY	原子炉建屋地下 2 階
E11-F512AX	原子炉建屋 1 階
E11-F512AY	原子炉建屋 1 階
E11-F513X	原子炉建屋 1 階
E11-F513Y	原子炉建屋 1 階
G41-F022	原子炉建屋中 2 階
G41-F023	原子炉建屋中 2 階
G41-F520	原子炉建屋中 2 階
G41-F523	原子炉建屋中 2 階

第 1.3-4 表 燃料プール冷却浄化系機能喪失時操作対象弁
(残留熱除去系(B)へ切替する場合)

操作対象弁	
弁番号	設置場所
E11-F025B	原子炉建屋 1 階
E11-F029B	原子炉建屋地下 3 階
E11-F030B	原子炉建屋地下中 1 階
E11-F503BX	原子炉建屋 1 階
E11-F503BY	原子炉建屋 1 階
E11-F506BX	原子炉建屋地下 2 階
E11-F506BY	原子炉建屋地下 2 階
E11-F512BX	原子炉建屋 1 階
E11-F512BY	原子炉建屋 1 階
G41-F022	原子炉建屋中 2 階
G41-F023	原子炉建屋中 2 階
G41-F520	原子炉建屋中 2 階
G41-F523	原子炉建屋中 2 階

(d) 全交流動力電源喪失時の現場操作

全交流動力電源喪失時で、非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)の中央制御室での起動操作に失敗した場合は、以下の現場操作を実施する。

- ① 非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。)の起動失敗確認及び現場盤での起動操作

なお、重大事故等時の対応として、以下の現場操作を必要とする。

- ・全交流動力電源喪失時における計測制御電源室(制御建屋地下 1 階)での負荷抑制操作

(e) 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が使用できない場合に、中央制御室外原子炉停止操作盤の操作器にて、スクラム状態の原子炉を冷温状態に移行させる操作を実施する。

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。

(f) 中央制御室外気取入ダンパの開操作

中央制御室換気空調系は通常時は外気取入ダンパを開状態とし、外気を一部取り入れながら運転しているが、外気取入ダンパが火災発生時に誤信号により全閉し、外気取入ラインが機能喪失した場合、中央制御室環境維持のために、外気を取り入れるため、現場での手動操作（制御建屋地下1階及び地下2階）が必要となる。

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) 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード吸込ラインの開操作

① 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードは設計基準事故時の事故収束後に冷温停止とするための機能であることから、機能要求まで時間的余裕がある。よって、火災に起因して操作場所の温度は上昇するが、操作場所の放射線量は低く、消火活動により室内温度を低下させ、人がアクセス可能な環境とすることにより、弁操作に必要な環境を確保する。

② 残留熱除去系原子炉停止時冷却モードは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の事故収束後に冷温停止とするための機能であることから、機能要求まで時間的猶予がある。よって、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時に起因して、弁操作場所の温度は上昇するが、残留熱除去系サプレッションプール水冷却モードにより、サプレッションプール水温を低下させることにより、室内温度を低下させ、人がアクセス可能な環境とすることにより、弁操作に必要な環境を確保する。

残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが必要な状況下において、原子炉冷却材喪失事故後環境における、操作場所での環境温度（約 50℃）や放射線量（約 15mSv/h）を考慮しても、操作可能であることを確認している。

弁の手動開操作時は、操作用ハンドル機構及び弁開度表示を当該弁に設置することにより、操作及び操作が実施されたことの現場確認が容易に実施可能な設計とする。また、当該弁の電源切操作についても、当該モータコントロールセンタで電源切状態を確認できることにより、操作が実施されたことの確認は現場にて容易に可能な設計とする。

(b) 原子炉保護系電源「断」操作

火災による原子炉保護系論理回路の励磁状態を想定するため、想定火災とし

ては原子炉保護系盤を発火箇所とする。

それに対して操作場所である制御建屋地下1階は、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。

現場において電源「断」操作を行う盤に付設された盤名称、盤番号、機器名称及び機器番号が記載された銘板を設置することにより、使用する手順書に記載されている盤名称、盤番号、機器名称及び機器番号を照合できるようにし、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。

(c) 内部溢水想定破損時の系統切替操作

溢水事象発生後の環境条件（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、アクセス性を確保し、操作可能な設計とする。

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

(d) 全交流動力電源喪失時の現場操作

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常設代替交流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(非常用)から受電する直流照明兼非常用照明を設置しており、アクセス性を確保し、操作可能な設計とする。また、現場作業を行う運転員はヘッドライトと懐中電灯を持って移動する。

全交流動力電源喪失時に負荷抑制操作を実施する際は、当該直流主母線盤で電源切状態を確認できることにより、操作が実施されたことの確認は現場にて容易に可能な設計とする。なお、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。

(e) 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。

(f) 中央制御室外気取入ダンパの開操作

外気取入操作が必要となる中央制御室内の二酸化炭素濃度の上昇までには時間的余裕があることから、全域ガス消火設備による消火後、消火ガスを排出するとともに、室内温度を低下させ、人がアクセス可能な環境とすることにより、ダンパ操作に必要な環境を確保する。

ダンパの手動開操作時は、操作用ハンドル機構及び開度表示を当該ダンパに設置することにより、操作及び操作が実施されたことの現場確認が容易に実施可能な設計とする。また、電源切操作についても、当該モータコントロールセンタで電源切状態を確認できることにより、操作が実施されたことの確認は現場にて容易に可能な設計とする。

なお、ダンパの手動開操作及び電源切操作時には、対象設備に付設された機器名称・機器番号が記載された銘板を設置することにより、使用する手順書に記載されている機器名称・機器番号を照合できるようにし、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。

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系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）を系統毎にグループ化して、主制御盤に集約し、操作方法に統一性を持たせ、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、運転開始以前に発生した、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。

運転員の誤操作等による異常状態が発生した場合は、設備異常を示す警報を発することにより運転員が措置し得る設計としている。もし、運転員によるこれらの修正動作が取られない場合にも、発電用原子炉固有の安全性及び安全保護回路の動作により、

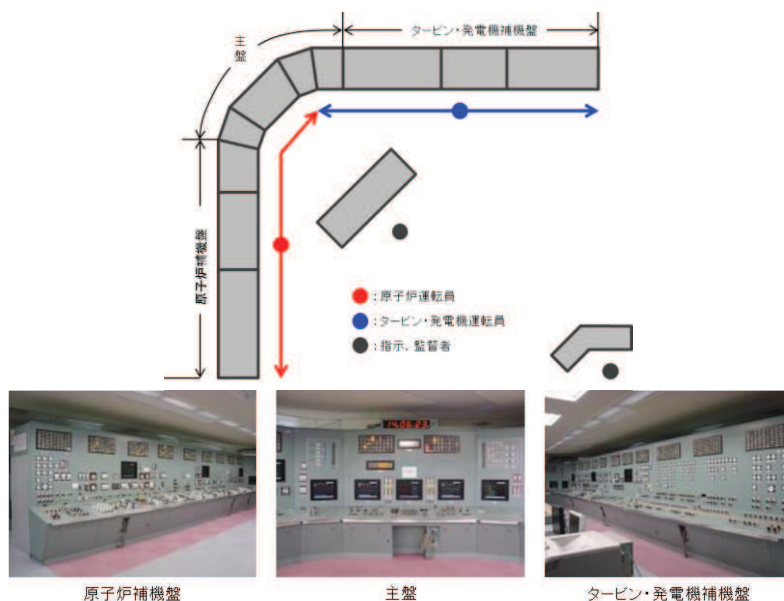
過渡変化を収束させる設計としている。

(1) 視認性

a. 盤面配置

(a) 中央制御室制御盤は、主制御盤及び補助盤から構成されており、プラントの起動、停止及び通常運転時の監視・操作が必要なものに加え、監視・操作頻度が高いもの、また、プラントの異常時にプラントを安全に保つために必要なものについては、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、補助盤に配置する。

(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。

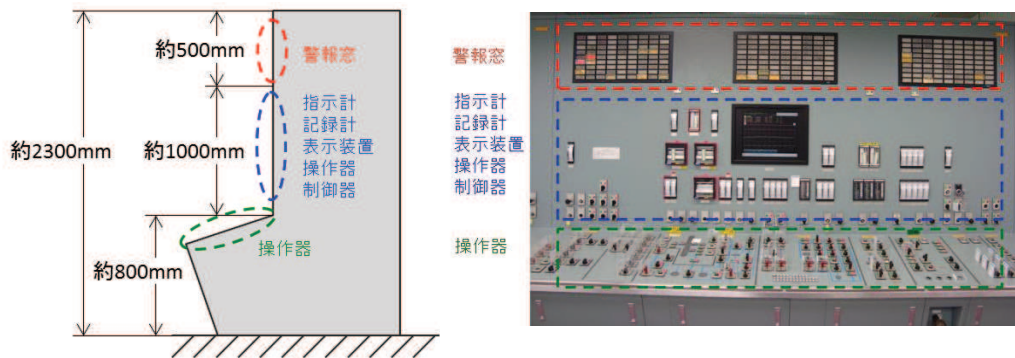


第 2.1-1 図 制御盤の配置

b. 盤面器具配列

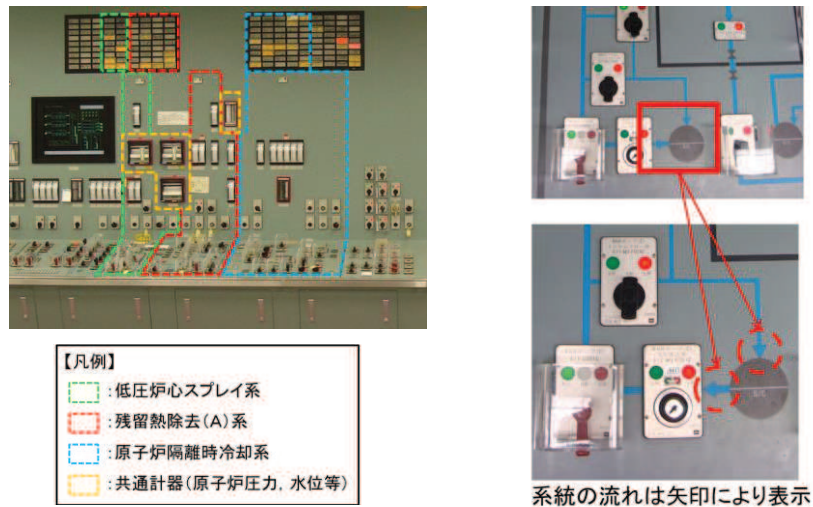
中央制御盤の盤面器具の配列は、運転員の誤操作、誤認識を防止するよう下記のとおり配置する。

- ・ 警報窓は、警報の発生が監視・操作エリアから監視できるように設置する。
- ・ 操作器や制御器は、操作時に運転員の負担とならないように制御盤の垂直部及びデスク部に設置し、無理な姿勢での操作とならないように配慮する。



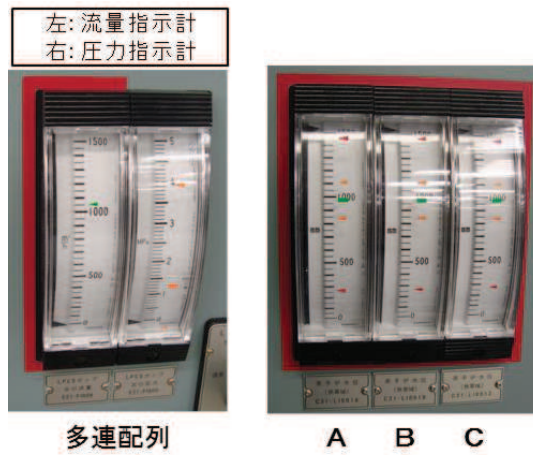
第 2.1-2 図 中央制御盤器具配列

- ・ 制御盤はその機能毎のグループにまとめているとともに、関連性が大きいものは近傍に配置する。
- ・ 所内電源系や非常用炉心冷却系のように複雑な系統又は緊急時に使用する系統に対しては、ミミック（プロセスの流れに沿って機器の機能的な関係を系統線図で示したもの）を用い、プロセスの流れと整合させる。

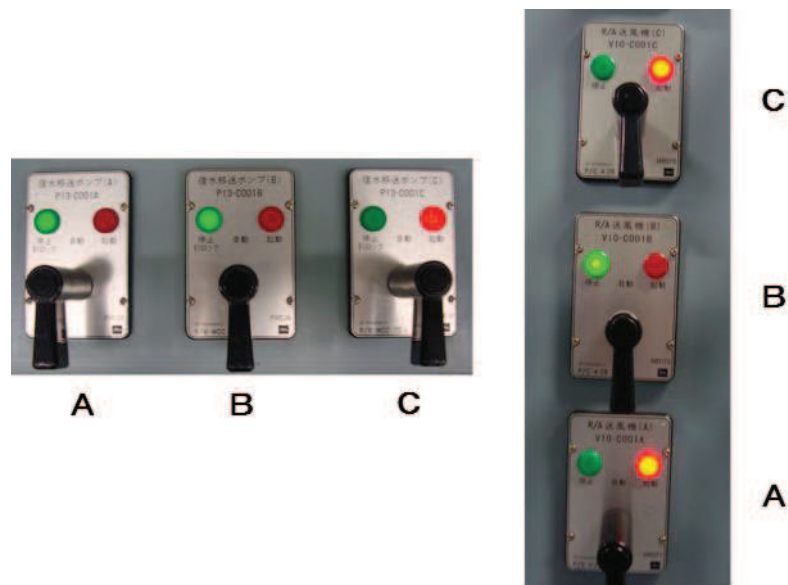


第 2.1-3 図 系統区分による配列及びミミック表示（例）

- ・ 指示計，記録計，表示器等の計器類は視認性に配慮し，原則として垂直面に置き，関連の深いものは多連配列とする。
- ・ 同一種類で多重化された指示計及び操作器は，左から A，B，C の順又は下から A，B，C の順に配置する。

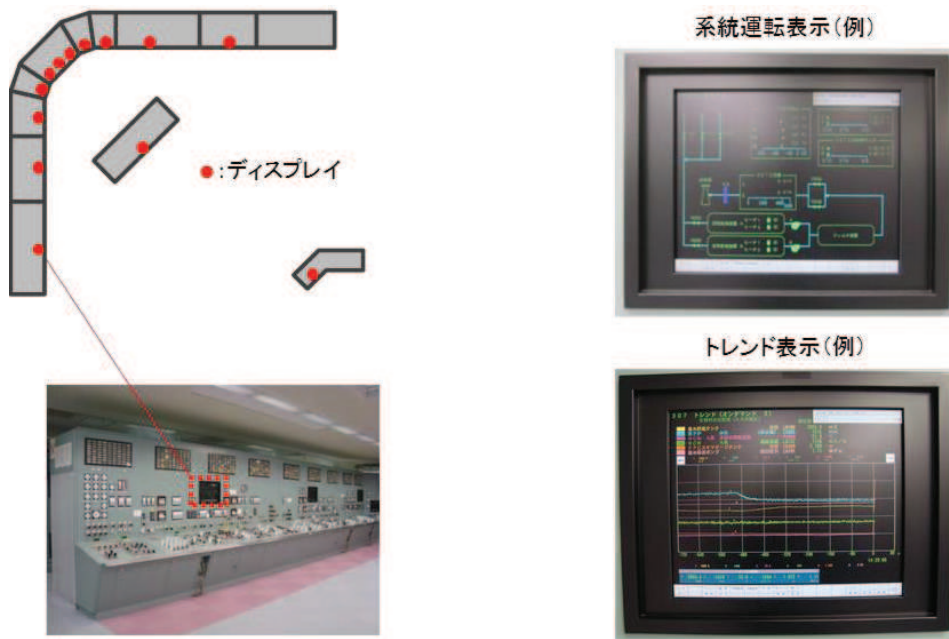


第 2.1-4 図 指示計配列 (例)



第 2.1-5 図 操作器配列 (例)

- ・ 運転員にプラント情報を提供するため、ディスプレイを設置している。ディスプレイは、通常運転時や事故時のプラントの運転状態やパラメータのトレンド監視に使用する。



第 2.1-6 図 ディスプレイの配置

c. 盤面器具の識別

中央制御盤の盤面器具の識別は、運転員の誤操作、誤認識を防止するよう下記のとおり識別する。

- 指示計，記録計のうち，重要度が高いもの（原子炉の安全停止に直接関わるもの，事故時対応上必要なもの）は赤枠で囲み識別管理をする。



第2.1-7図 指示計・記録計の識別（例）

- ・ 警報窓は、中央制御室の監視・操作エリアから監視できるように制御盤垂直面の上方部に表示されており、重要度に応じて、高い順から特赤、赤、橙、乳白色に分類し識別する。

第 2.1-1 表 警報窓の分類

分類	内容
特赤	プラントの異常状態及びその要因を示す警報 (非常用炉心冷却系の起動及びトリップ, 系外放出の放射能高等)
赤	原子炉及びタービン発電機のトリップを示す警報 (原子炉スクラム, 格納容器隔離等)
橙	主要機器のトリップを示す警報 (原子炉再循環ポンプ, 原子炉給水ポンプ, 循環水ポンプトリップ等)
乳白色	上記以外の警報

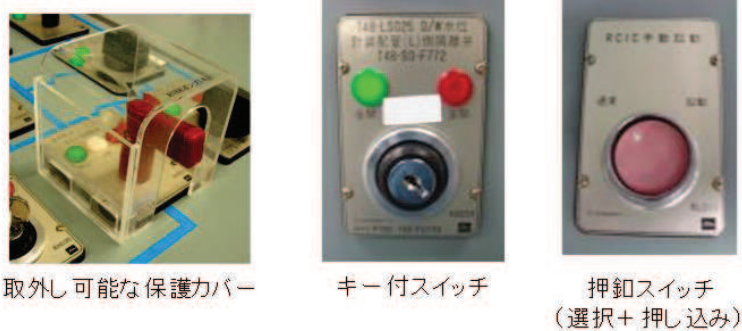


第 2.1-8 図 警報窓の識別

(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。

- ・ 操作器の操作方法は、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：操作器は右が「入（開）」、左が「切（閉）」)
- ・ 操作器は、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、操作器の適切な配置（操作時に対象外の操作器に触れることがないよう配置）、保護カバーの設置、キー付スイッチの設置、押釦スイッチを設置する。



第 2.1-9 図 操作器の例

- ・操作器は形状のコード化方法や操作方法に統一性を持たせる。(その用途・目的に応じて色，形状を統一させることにより，誤判断防止を図る。)



形状	ピストル型	キー付き ピストル型	つまみ型	菊型	たまご型	押しボタン型
用途	遮断器，断路器，ポンプ等	原子炉モード スイッチ等	弁等	電圧切替， 機器切替等	電圧調整， 周波数調整等	確認スイッチ 等

第 2.1-10 図 形状のコード化例



色	赤	黒
用途	非常用炉心冷却系ポンプ，注入弁等	ポンプ，弁（一般） 等

第 2.1-11 図 色の識別例

操作器を反時計方向に操作した場合			操作器を時計廻り方向に操作した場合		
取手の形状	制御対象	動作	取手の形状	制御対象	動作
ピストル型	ポンプ	停止	ピストル型	ポンプ	起動
ピストル型	遮断器, 断路器	切	ピストル型	遮断器, 断路器	入
つまみ型	弁	全閉 (閉)	つまみ型	弁	全開 (開)
たまご型	電圧調整, 周波数調整	減	たまご型	電圧調整, 周波数調整	増



第 2.1-12 図 操作方法の統一性

(3) VDU の誤操作防止対策

地下水位低下設備の監視制御盤には、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*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。

a. 表示機能について

(a) 表示画面は運転員の習慣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

(b) 水位監視及び機器操作のタスクでは、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。

b. 操作機能について

(a) 画面のタッチ領域は白枠表示として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。

(b) 地下水位低下設備の VDU は鍵付きの盤内に収納し、操作信号を出力する操作器は、扉を開放した状態でないと操作器の操作が行えないようにする。

c. 警報表示機能について

(a) 警報発信時は、中央制御室主制御盤の代表警報を吹聴させ、中央制御室主制御盤及びVDUの警報を点滅表示させる。また、警報の重要度・緊急度を確実に容易に識別・判断できるように色と音（ブザー吹聴）による識別を行う。

警報発生時において、警報確認操作を実施した後は、警報の点滅表示を連続

点灯に切替る設計とする。

d. ソフトウェア故障の考慮について

地下水位低下設備の監視制御盤には，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，機器操作には問題ないと考えているが，制御装置のCPUは多重化し，現場制御盤にもVDUを設け，現場でも操作できるようにすることにより，単一故障に対しても機能喪失しないよう考慮した設計とする。

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

2.2 中央制御室以外の誤操作防止対策

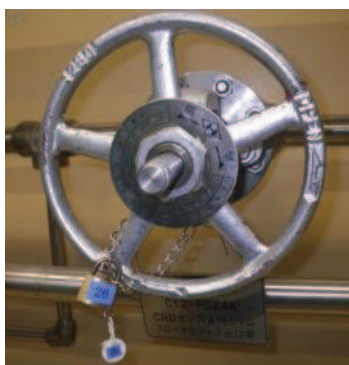
中央制御室以外の場所における運転員等の誤操作を防止するため，原子炉施設の安全上重要な機能を損なうおそれのある機器の盤及び手動弁の施錠管理，人身安全・外部環境に影響を与えるおそれのある手動弁の施錠管理，現場盤及び計装ラックの識別管理，配管の色分けによる識別管理を行う設計とする。

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支障をきたす可能性のある手動弁等について施錠管理を行う。また，弁以外にも誤操作防止等の観点から高圧閉鎖配電盤，安全上重要な機能に支障をきたす可能性のある計器を収納している計装ラックについても施錠管理を行う。

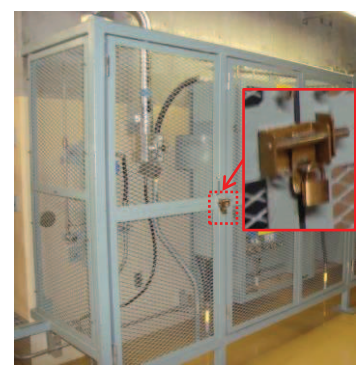
上記設備は，施錠を解除しないと操作できないようにすることで，誤操作防止を図る。



手動弁の施錠



電源盤の施錠

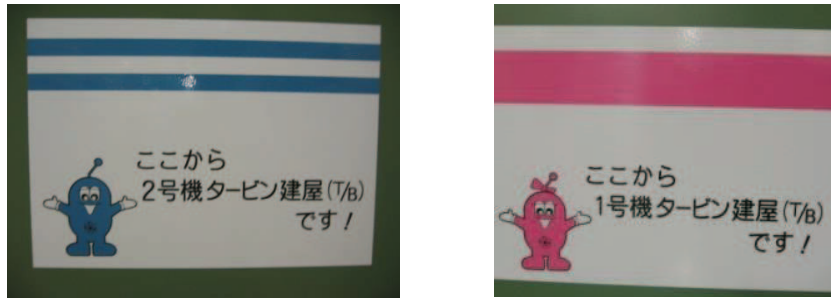


計装ラックの施錠

第 2.2-1 図 施錠管理（例）

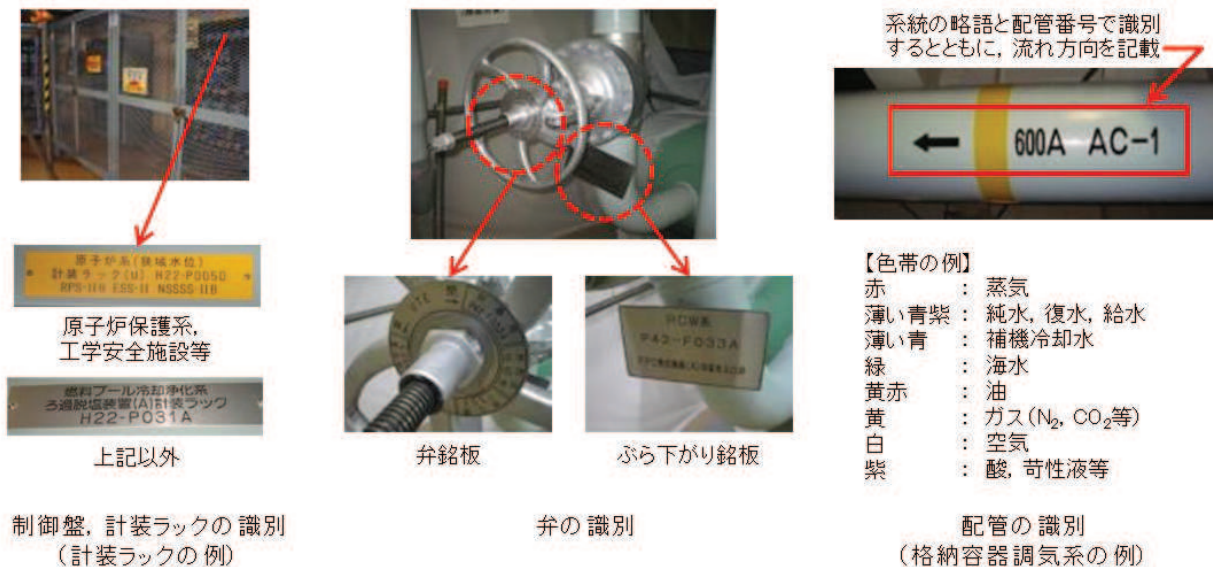
(2) 識別管理

女川2号機は、女川1号機と現場への入域の通路を一部共用している。このため、入域時における号機の取り違いによる誤操作を防止するため、各号機へアクセスする扉に識別管理を実施する。



第 2.2-2 図 現場（管理区域入口）の号機識別（例）

また、誤操作により、プラントの安全上重要な機能を損なう、もしくはプラント外部の環境に影響を与えるおそれがある設備も含め、弁・制御盤・計装品等については、機器名称・機器番号が記載された銘板取付けや色分けにより識別を実施する。現場操作時はこれら銘板と使用する手順書・操作タグに記載されている機器名称・機器番号を照合し、操作対象であることを確認してから操作を行うことで、誤操作防止を図る。

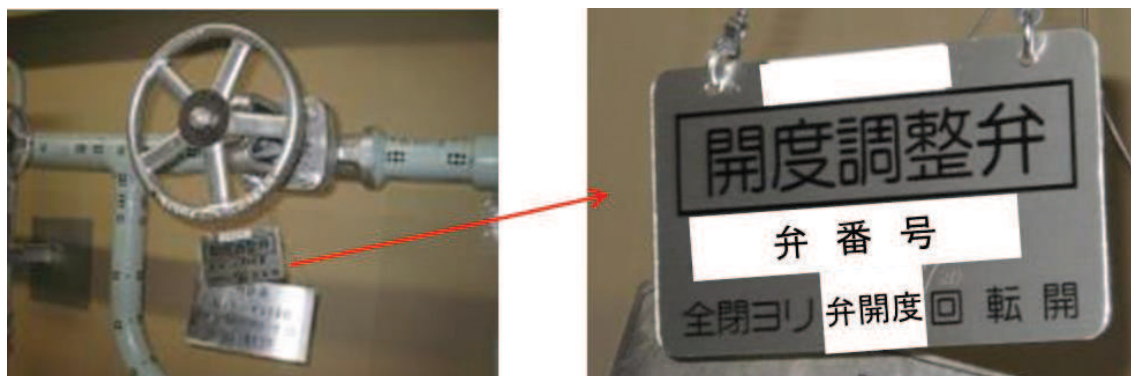


第 2.2-3 図 現場機器識別（例）

(3) 操作補助掲示

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

なお、開度調整が必要な弁（流量、圧力、温度調整弁）については、開度調整後にパラメータ（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。



第 2.2-4 図 弁開度表示（例）

また、過去の不適合事例のノウハウを現場に標示し、注意喚起することで機器破損（誤操作）を防止する。



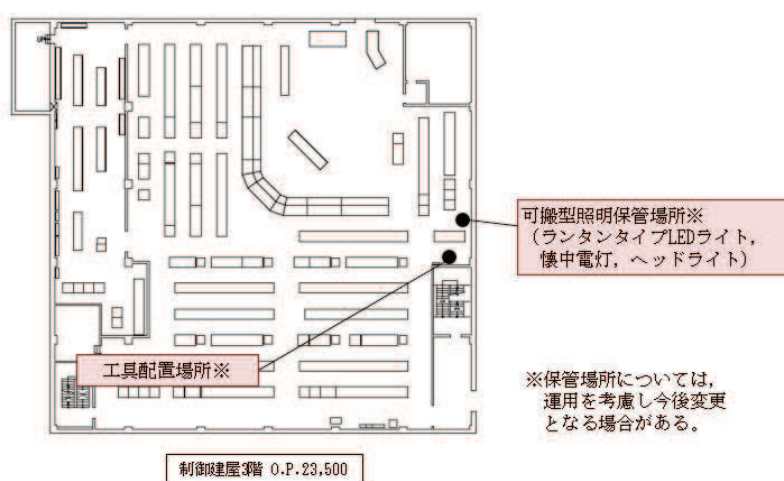
第 2.2-5 図 過去のノウハウ現場注意喚起（例）

(4) 可搬型照明・工具の配備

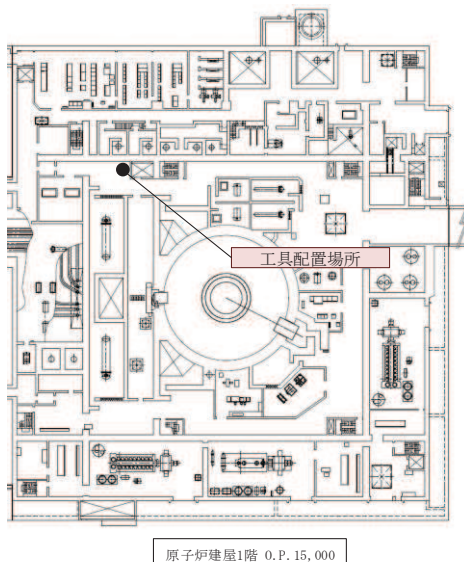
非常時に運転操作上必要な場所及びそこに至る通路・階段等には非常用電源から給電する恒設照明を設置すると共に、懐中電灯等の可搬照明を中央制御室に配備する。

また、現場の弁等を操作する際に使用する工具については、各種弁の仕様や構造に応じた適正な工具を中央制御室運転員工具置場（非管理区域用）、及び現場工具置場（管理区域用）に配備するとともに、操作架台を配備し、現場の弁の操作が行えるようにする。

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、直流照明兼非常用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 2.2-6 図 中央制御室内工具類配置図



第 2.2-7 図 原子炉建屋 1 階工具類配置図



懐中電灯



ヘッドライト

第 2.2-8 図 可搬型照明 (例)



弁操作工具



操作架台

第 2.2-9 図 現場操作工具 (例)

(5) 現場機器付番への配慮

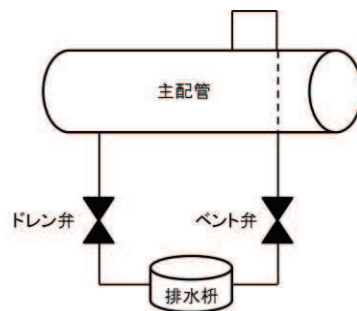
現場機器に付番をする際には、系統内の流体の流れや機器の配置等を考慮して規則性を持たせた付番を行うことで、操作対象機器の把握等を容易にしている。

例：原子炉圧力容器を起点とし、その系の流れ方向に従い上流から順を追って付番する。

同一機器が並列に配置される場合は西から東、もしくは北から南方向へ付番する。

(6) 機器配置への配慮

系統の水張りや水抜きに使用する空気抜き（ベント）弁，水抜き（ドレン）弁は，排出先の排水枡（ファンネル）への排出状況を見ながら操作が可能な位置に配置する。

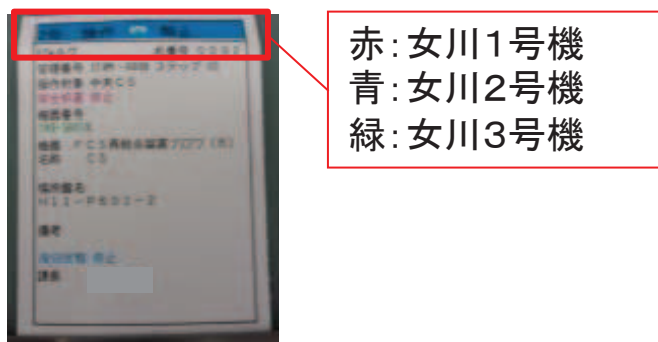


第 2.2-10 図 現場弁や排水枡の配置 (例)

2.3 その他の誤操作防止対策

(1) タグ札による識別

機器の点検等の作業を実施する場合、安全処置内容を明記した『操作禁止タグ札』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。また、『操作禁止タグ札』は、号機識別がされており、号機間違いによる誤操作防止を図っている。



第 2.3-1 図 操作禁止タグ札

a. 中央制御室における「操作禁止タグ札」の運用について

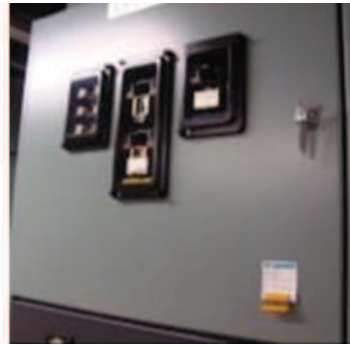
中央制御室での操作スイッチに安全処置を実施する場合には、「操作禁止タグ札」に記載されている安全処置を実施後に、「操作禁止タグ札」を保護カバーに収納する。



第 2.3-2 図 操作禁止タグ札

b. 現場における「操作禁止タグ札」の運用について

現場操作においても中央制御室の操作同様に、『操作禁止タグ札』に記載されている安全処置を実施後に、当該機器へ直接『操作禁止タグ札』を取り付ける。



第 2.3-3 図 現場におけるタグ札運用

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している。概略を第 3.1-1 図に、配置を第 3.1-2 図及び第 3.1-3 図に示す。

(1) 監視カメラ

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等（地震、津波、風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、飛来物（航空機落下）、近隣工場等の火災及び船舶の衝突）及び発電所構内の状況を、2号機原子炉建屋屋上及び防潮堤北側エリアに設置する津波監視カメラ、2号機タービン建屋屋上、1号機排気筒及び事務建屋屋上に設置する自然現象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

津波襲来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

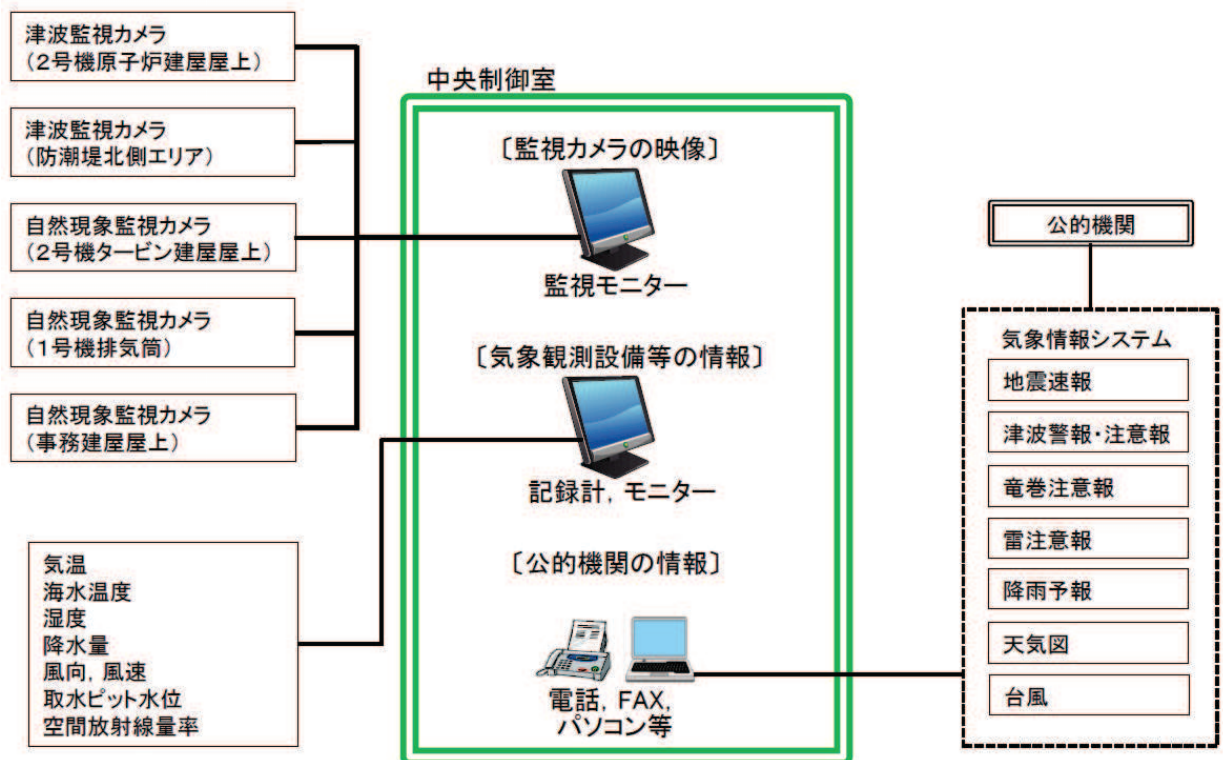
発電所構内に設置している気象観測設備により、風向・風速等の気象状況を常時監視できる設計とする。

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

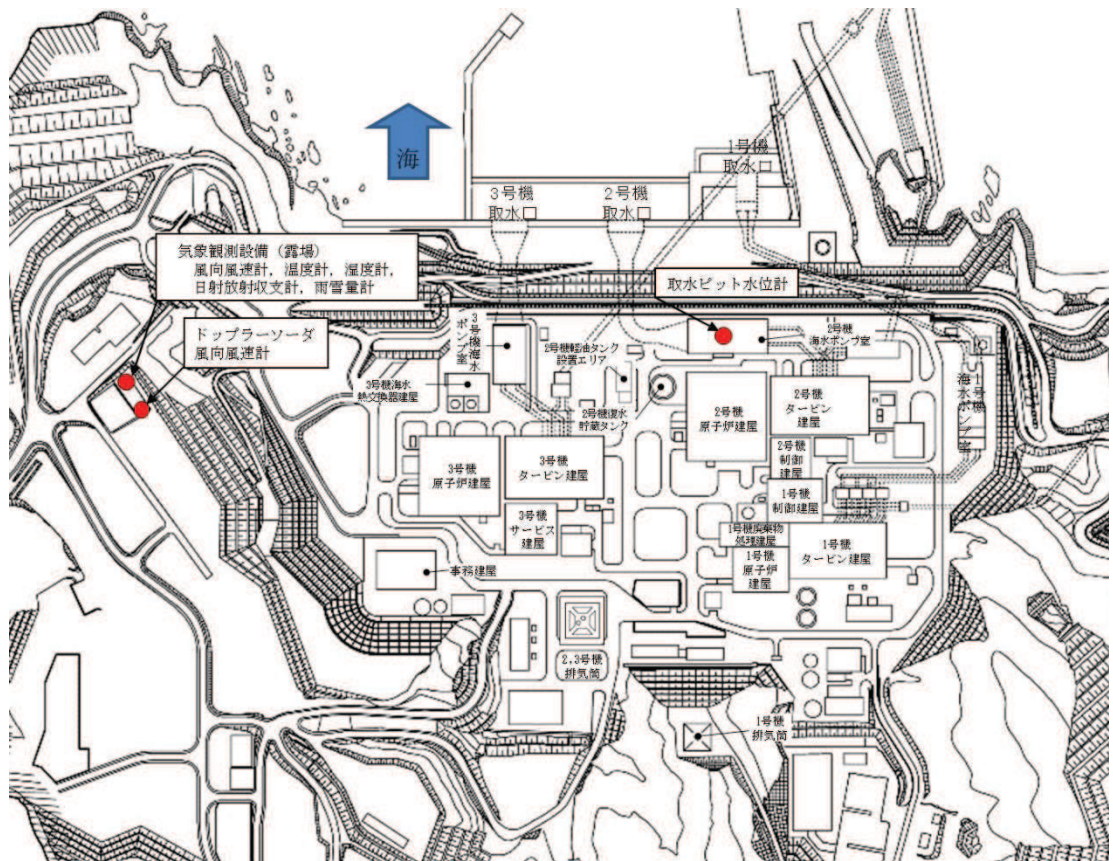
(4) 公的機関等の情報を入手するための設備

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 等を設置する。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

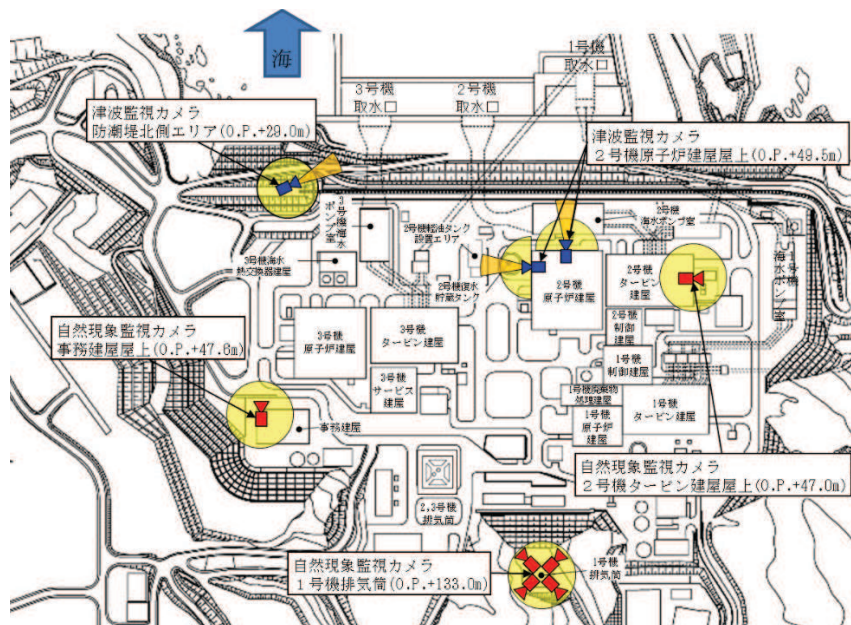
で、台風情報、竜巻注意情報のほか雷・降雨予報、天気図等の公的機関からの情報を入手することが可能な設計とする。



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 (取水ピット水位計及び気象観測設備)



第 3.1-3 図 中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図 (監視カメラ)

3.2 監視カメラについて

監視カメラは、津波監視カメラ及び自然現象監視カメラにて構成する。

津波監視カメラは、2号機原子炉建屋屋上及び防潮堤北側エリアに3台設置し、水

平 360°，垂直 90° の旋回が可能な設備とすることで，津波の襲来及び津波挙動の察知と，その影響の俯瞰的な把握が可能な設計とする。また，赤外線撮像機能を有したカメラを用い，かつ中央制御室から監視可能な設備とすることで，昼夜を問わない継続した監視を可能とする。第 3.2-1 表に津波監視カメラの概要を示す。


また，自然現象監視カメラは，自然現象等の監視強化のため 2 号機タービン建屋屋上，1 号機排気筒及び事務建屋屋上に 6 台設置し，津波監視カメラの監視可能範囲を補足する。自然現象監視カメラの配置を第 3.1-3 図に，第 3.2-2 表に自然現象監視カメラの概要を示す。

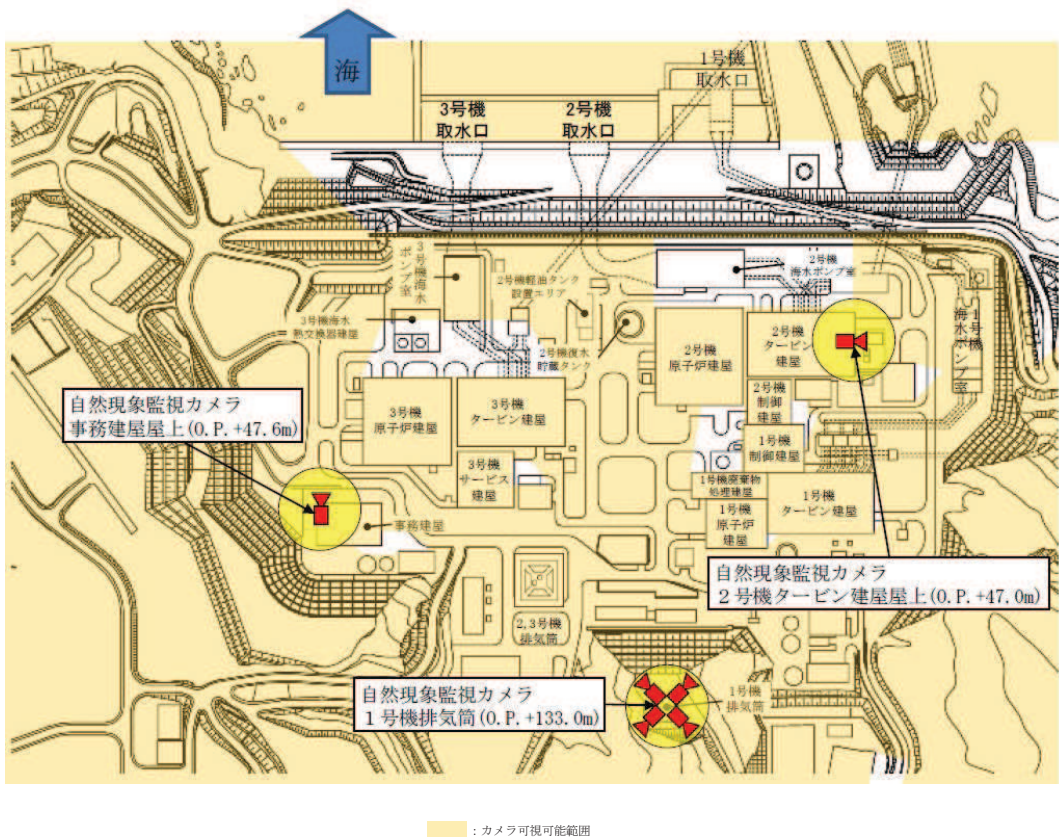
津波監視カメラ及び自然現象監視カメラは，取付け部材，周辺の建物，設備等で死角となるエリアをカバーすることができるよう配慮し配置している。ただし，一部死角となるエリアがあるが，その他の監視可能な領域の監視により，原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を十分把握可能である。

津波監視カメラ及び自然現象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 図及び第 3.2-2 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。その場合は監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータを監視することで外部状況の把握に努めつつ，気象等に関する公的機関からの情報も参考とし，原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある自然現象等を把握することとする。

第 3.2-1 表 津波監視カメラの概要

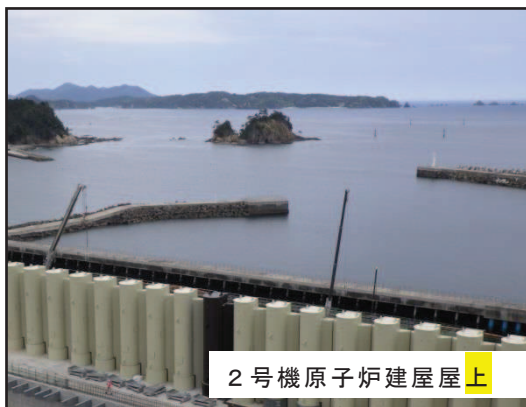
	津波監視カメラ
外観	
カメラ構成	可視光と赤外線のデュアルカメラ
ズーム	可視光カメラ：光学ズーム 10 倍程度 赤外線カメラ：デジタルズーム 4 倍程度
遠隔可動	上下左右可能 (垂直 ±90° / 水平 360°)
暗視機能	あり (赤外線カメラ)
耐震性	S クラス
電源供給	代替交流電源設備から給電可能
風荷重	風速 30m/sec による荷重を考慮
積雪荷重	積雪 43cm による荷重を考慮
台数	2 号機原子炉建屋屋上 2 台 防潮堤北側エリア 1 台



第 3.2-2 図 自然現象監視カメラの監視可能な範囲

3.3 監視カメラ映像イメージ

中央制御室において、監視カメラにより監視できる映像のイメージを第 3.3-1 図に示す。



(1) 津波監視カメラの映像イメージ



(2) 自然現象監視カメラの映像イメージ

第 3.3-1 図 中央制御室からの外部の状況把握イメージ

3.4 監視カメラにより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つて人為によるもの（故意によるものを除く。）」のうち，監視カメラにより把握可能な自然現象等を第 3.4-1 表に示す。

第 3.4-1 表 監視カメラにより中央制御室で把握可能な自然現象等

自然現象等	監視カメラにより把握できる発電用原子炉施設の外の状況	監視カメラ以外の設備等による把握手段
地震	地震による発電所構内及び原子炉施設の損壊状況	公的機関（地震速報）
津波	津波の襲来状況や発電所構内の浸水状況	取水ピット水位計 公的機関（津波警報・注意報）
風（台風）	風（台風）・竜巻（飛来物含む）による発電所構内及び原子炉施設の損壊状況	気象観測設備（風向，風速） 公的機関（台風，竜巻注意報）
竜巻		
降水	発電所構内の浸水状況	気象観測設備（降水量）
積雪	発電所構内及び原子炉施設の積雪状況	気象観測設備（降水量）
落雷	発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷状況	公的機関（雷注意報）
火山の影響	発電所構内及び原子炉施設の降下火砕物堆積状況	目視確認*1
生物学的事象	発電所前方の海面における海生生物（クラゲ等）の襲来状況	取水ピット水位計*2
森林火災	火災状況，ばい煙の方向確認	目視確認*1
飛来物（航空機落下）	飛来物による発電所構内及び原子炉施設の損壊状況	目視確認*1
近隣工場等の火災	火災状況，ばい煙の方向確認	目視確認*1
船舶の衝突	船舶の衝突による原子炉施設の損壊状況	目視確認*1

注記*1：建屋外で状況確認

*2：取水口が閉塞した場合，取水ピットの水位が低下するため把握可能

3.5 中央制御室にて把握可能なパラメータ

監視カメラ以外に中央制御室内にて状況把握が可能なパラメータを第 3.5-1 表に示す。

第 3.5-1 表 監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータ

パラメータ項目	測定レンジ	測定レンジの考え方
温度	-20.0～40.0℃	設計基準温度（低外気温）である -15.0℃が把握できる設計としている。
降水量	0～99.5mm	設計基準降水量である 91.0mm（1 時間値）を把握できる設計とする。
風向 （標高 10m, 175m）	16 方位	台風等の影響の接近と離散を把握できる設計としている。
風速 （標高 10m, 175m）	0～60.0m/s（10m）	設計基準風速である 30m/s（地上高 10m, 10 分間平均風速）を把握できるものとする。 最寄の気象観測所における一般気象観測結果の最大値である 44.2m/s（最大瞬間風速）を考慮した設計としている。
	0～30.0m/s（175m）	
日射量	0.00～1.50kW/m ²	大気安定度を識別できる設計とする。
放射収支量	-0.350～1.400kW/m ²	
取水ピット水位	O. P. -10.25m～ +20.00m	水位計設置位置における津波による水位変動の上昇側および下降側を測定するため、O. P. -10.25m～+20.00m*を把握可能な設計としている。 なお、設計基準を超える津波による原子炉施設への影響を把握するための設備としては監視カメラを用いる設計とする。
空間放射線量率 （モニタリングポスト No. 1～6）	（低レンジ） 0～2×10 ⁴ 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）を満足する設計とする。
	（高レンジ） 10 ⁴ ～10 ⁸ nGy/h	

注記*：平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震による地殻変動に伴い、牡鹿半島全体で約 1m の沈降が発生していることを考慮した設計

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	
<p style="text-align: center;">酸素濃度計 (中央制御室用)</p> 	検知原理	ガルバニ電池式
	検知範囲	0～100%
	表示精度	±0.5% (0.0～25.0%) ±3.0% (25.1%以上)
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：連続約8,000時間 （バッテリー切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	台数	1 台 （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。）
<p style="text-align: center;">二酸化炭素濃度計 (中央制御室用)</p> 	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.04%～5.0%
	表示精度	±10%rdg又は0.01%のうち大きいほう
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約20時間 （バッテリー切れの場合、乾電池交換を実施する。）
	台数	1 台 （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

酸素濃度計（中央制御室用）及び二酸化炭素濃度計（中央制御室用）による室内酸素濃度，二酸化炭素濃度管理は，労働安全衛生法に基づき，酸素濃度が 18%を下回るおそれがある場合，又は二酸化炭素濃度が 1.0%を上回るおそれがある場合には，中央制御室換気空調系を事故時運転モード（少量外気取入）とし，外気をフィルタにて浄化しながら取り入れる運用としている。

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

酸素濃度の人体への影響についてを第 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。	

4.2-1 表 酸素濃度の人体への影響について

（出典：厚生労働省リーフレット「なくそう！酸素欠乏症・硫化水素中毒」）

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

労働安全衛生規則（一部抜粋）
(坑内の炭酸ガス濃度の基準) 第五百八十三条 事業者は、坑内の作業場における炭酸ガス濃度を、一・五パーセント以下としなければならない。ただし、空気呼吸器、酸素呼吸器又はホースマスクを使用して、人命救助又は危害防止に関する作業をさせるときは、この限りでない。

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, けいれんなどの不随意運動を伴うこともある
10%<	意識喪失, その後短時間で生命の危険あり

中央制御室の機能に関する説明書に係る補足説明資料
重大事故等時の中央制御室の機能

重大事故等時の中央制御室の機能

目 次

1. 重大事故等時の中央制御室の機能について
 - 1.1 重大事故等時の監視操作設備
 - 1.1.1 設計方針
 - 1.1.2 構成と機能分担
 - 1.1.2.1 構成
 - 1.1.2.2 機能分担
 - 1.1.3 設計上の考慮事項
 - 1.1.4 その他の中央制御室設計について
 - 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
 - 1.2.2 表示機能について
 - 1.2.3 操作機能について
 - 1.2.4 警報表示機能
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
 - 2.1.1 重大事故等時の監視操作設備の復旧
 - 2.2 常時起動とする設計について
 - 2.3 表示パラメータ及び SBO 時に監視可能なパラメータ
 - 2.4 設計基準事故対処設備との分離及び切替について
 - 2.4.1 中央制御室制御盤に関する分離設計
 - 2.5 重大事故等時の監視操作設備の設置場所について

1. 重大事故等時の中央制御室の機能について

女川原子力発電所第2号機では、重大事故等時の中央制御室における監視操作設備として、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制御室主制御盤及び中央制御室補助盤は、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制御盤である重大事故時監視盤、HPAC*¹制御盤、代替注水制御盤、DCLI*²制御盤、SFP*³制御盤、フィルタベント系制御盤、R/B水素ベント・PAR*⁴温度監視盤及び代替電源制御盤は、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。

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制御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。

注記*1：HPACは高圧代替注水系（High Pressure Alternate Coolant system）

*2：DCLIは直流駆動低圧注水系（Direct Current driven Low pressure Injection system）

*3：SFPは使用済燃料プール（Spent Fuel Pool）

*4：PARは静的触媒式水素再結合装置（Passive Autocatalytic Recombiner）

1.1.2 構成と機能分担

1.1.2.1 構成

中央制御室主制御盤は、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並びに重大事故等対処設備のパラメータ（ただし、HPAC 制御盤、代替注水制御盤、DCLI 制御盤、SFP 制御盤及び代替電源制御盤で監視するパラメータを除く）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。中央制御室補助盤では、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及び補機類をハードウェア器具により監視及び操作が可能な設計とする。

重大事故時監視盤は、設計基準事故対処設備と兼用する重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備のパラメータ（ただし、SFP 制御盤、R/B 水素ベント・PAR 温度監視盤及び代替電源制御盤で監視するパラメータを除く）をハードウェア器具により監視が可能な設計とする。

重大事故時監視盤は 2 面を設置する構成とする。

HPAC 制御盤は、重大事故等対処設備のうち、高圧代替注水系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。

代替注水制御盤は、重大事故等対処設備のうち、低圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉格納容器下部注水系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系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。

DCLI 制御盤は、重大事故等対処設備のうち、低圧代替注水系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。

SFP 制御盤は、重大事故等対処設備のうち、使用済燃料プール監視設備に係るパラメータをハードウェア器具により監視が可能な設計とする。

フィルタベント系制御盤は、重大事故等対処設備のうち、原子炉格納容器フィルタベント系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。

R/B 水素ベント・PAR 温度監視盤は、重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋内の水素濃度に係るパラメータをハードウェア器具により監視が可能な設計とする。

代替電源制御盤は、重大事故等対処設備のうち、代替電源設備に係るパラメータ及び補機類を監視及び操作が可能な設計とする。代替電源制御盤は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機を起動できる設計とする。

これらの SA 制御盤は、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については、電氣的に分離し、伝送を行う設計とする。

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制御室主制御盤，中央制御室補助盤，重大事故時監視盤，HPAC 制御盤，代替注水制御盤，DCLI 制御盤，SFP 制御盤，フィルタベント系制御盤，R/B 水素ベント・PAR 温度監視盤及び代替電源制御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

中央制御室主制御盤では，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，HPAC 制御盤，代替注水制御盤，DCLI 制御盤，SFP 制御盤及び代替電源制御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。

中央制御室補助盤では，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。

重大事故時監視盤では，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（ただし，中央制御室主制御盤，SFP 制御盤，R/B 水素ベント・PAR 温度監視盤及び代替電源制御盤で監視するパラメータを除く）の双方を監視可能な設計とする。

HPAC 制御盤では，重大事故等対処設備として新規設置する高压代替注水系のパラメータを監視可能な設計とする。

代替注水制御盤は，重大事故等対処設備として新規設置する低压代替注水系，代替循環冷却系，原子炉格納容器下部注水系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系のパラメータを監視可能な設計とする。

DCLI 制御盤は，重大事故等対処設備として新規設置する低压代替注水系のパラメータを監視可能な設計とする。

SFP 制御盤は，重大事故等対処設備として新規設置する使用済燃料プール監視設備のパラメータを監視可能な設計とする。

フィルタベント系制御盤は，重大事故等対処設備として新規設置する原子炉格納容器フィルタベント系のパラメータを監視可能な設計とする。

R/B 水素ベント・PAR 温度監視盤は，重大事故等対処設備として新規設置する原子炉建屋内の水素濃度のパラメータを監視可能な設計とする。

代替電源制御盤では，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であるガスタービン発電機のパラメータを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

中央制御室主制御盤及び中央制御室補助盤では、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。

HPAC 制御盤では、重大事故等対処設備として新規設置する高压代替注水系の補機を操作可能な設計とする。

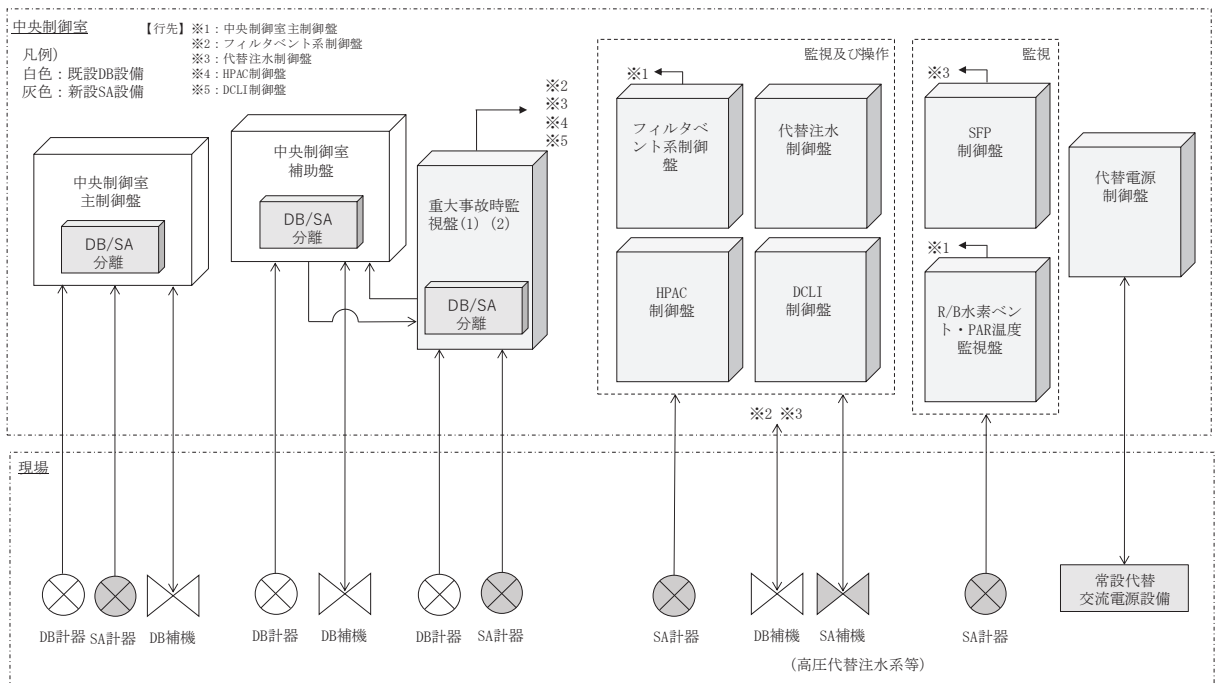
代替注水制御盤では、設計基準事故対処設備と兼用する重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備として新規設置する低压代替注水系、代替循環冷却系、原子炉格納容器下部注水系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の補機を操作可能な設計とする。

DCLI 制御盤では、重大事故等対処設備として新規設置する低压代替注水系の補機を操作可能な設計とする。

フィルタベント系制御盤では、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原子炉格納容器フィルタベント系の補機を操作可能な設計とする。

代替電源制御盤では、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であるガスタービン発電機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
中央制御室 主制御盤	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ポンプ出口流量 ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 DB と兼用しない SA のパラメータを監視 【例】・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ	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隔離弁
中央制御室 補助盤	DB と兼用する SA のパラメータを監視 【例】・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	DB と兼用する SA の補機を操作（ハードウェア操作器） 【例】・ 中央制御室送風機
重大事故時 監視盤	DB と兼用する SA のパラメータを監視 【例】・ 残留熱除去系熱交換器入口温度 ・ 圧力抑制室内空気温度 DB と兼用しない SA のパラメータを監視 【例】・ 原子炉圧力 (SA) ・ 原子炉水位 (SA 広帯域)	—
HPAC 制御盤	DB と兼用しない SA のパラメータを監視 【例】・ 高圧代替注水系ポンプ出口流量 ・ 高圧代替注水系ポンプ出口圧力	DB と兼用しない SA の高圧代替注水系の補機を操作（ハードウェア操作器） 【例】・ 高圧代替注水系注入弁 ・ 高圧代替注水系タービン止め弁
代替注水制 御盤	DB と兼用しない SA のパラメータを監視 【例】・ 代替循環冷却ポンプ出口流量 ・ 代替循環冷却ポンプ出口圧力	DB と兼用する SA の低圧代替注水系，代替循環冷却系，原子炉格納容器下部注水系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の補機を操作（ハードウェア操作器） 【例】・ 復水移送ポンプ DB と兼用しない SA の代替注水系の補機を操作（ハードウェア操作器） 【例】・ 代替循環冷却ポンプ
DCLI 制御盤	DB と兼用しない SA のパラメータを監視 【例】・ 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 ・ 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力	DB と兼用しない SA の低圧代替注水系の補機を操作（ハードウェア操作器） 【例】・ 直流駆動低圧注水系ポンプ
SFP 制御盤	DB と兼用しない SA のパラメータを監視 【例】・ 使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式) ・ 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	—
フィルタベ ント系制御 盤	DB と兼用しない SA のパラメータを監視 【例】・ フィルタ装置水位(広帯域) ・ フィルタ装置出口放射線モニタ	DB と兼用する SA の補機を操作（ハードウェア操作器） 【例】・ ドライウエルベント用出口隔離弁 DB と兼用しない SA の原子炉格納容器フィルタベント系の補機を操作（ハードウェア操作器） 【例】・ 原子炉格納容器フィルタベント系ベントライン隔離弁
R/B 水素ベ ント・ PAR 温度監視盤	DB と兼用しない SA のパラメータを監視 【例】・ 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	—
代替電源制 御盤	DB と兼用しない SA のパラメータを監視 【例】・ GTG 発電機電力 ・ GTG 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の補機を操作 【例】・ ガスタービン発電機

1.1.3 設計上の考慮事項

中央制御室主制御盤，中央制御室補助盤，重大事故時監視盤，HPAC 制御盤，代替注水制御盤，DCLI 制御盤，SFP 制御盤，フィルタベント系制御盤，R/B 水素ベント・PAR 温度監視盤及び代替電源制御盤については，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

中央制御室主制御盤，中央制御室補助盤，重大事故時監視盤，HPAC 制御盤，代替注水制御盤，DCLI 制御盤，SFP 制御盤，フィルタベント系制御盤，R/B 水素ベント・PAR 温度監視盤及び代替電源制御盤は，誤操作防止を考慮した設計とする。

(2) 電源喪失に関する考慮

重大事故時監視盤，HPAC 制御盤，代替注水制御盤，DCLI 制御盤，SFP 制御盤，フィルタベント系制御盤，R/B 水素ベント・PAR 温度監視盤及び代替電源制御盤は，125V 直流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，SBO 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。

中央制御室主制御盤及び中央制御室補助盤は，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 125V 直流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，SBO が継続した場合には，負荷低減のために中央制御室主制御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，重大事故時監視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，重大事故時監視盤，HPAC 制御盤，代替注水制御盤，DCLI 制御盤，SFP 制御盤，フィルタベント系制御盤，R/B 水素ベント・PAR 温度監視盤及び代替電源制御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 常時起動とする設計について」に示す。

(3) 試験及び検査に関する考慮

中央制御室主制御盤，中央制御室補助盤，重大事故時監視盤，HPAC 制御盤，代替注水制御盤，DCLI 制御盤，SFP 制御盤，フィルタベント系制御盤，R/B 水素ベント・PAR 温度監視盤及び代替電源制御盤は，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

中央制御室主制御盤，中央制御室補助盤，重大事故時監視盤，HPAC 制御盤，代替注水制御盤，DCLI 制御盤，SFP 制御盤，フィルタベント系制御盤，R/B 水素ベント・PAR 温度監視盤及び代替電源制御盤は，高い信頼性を有する設計とする。

(5) 環境条件に関する考慮

環境条件については，下記の各条件を考慮した設計とする。

a. 耐震性に対する考慮

添付書類 VI-2-6-7-1 「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 VI-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 VI-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 VI-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 VI-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，(5)設置場所における放射線の影響」による。

1.1.4 その他の中央制御室設計について

(1) 制御盤配置

- ・中央制御室の監視操作エリアは，すべての運転状態において運転員がそれぞれの運転タスクを行えるよう区分等を考慮する。
- ・中央制御室の監視操作エリアは，運転員相互の視認性及び運転員間のコミュニケーションを考慮して配置する。
- ・重大事故時監視盤，HPAC 制御盤，代替注水制御盤，DCLI 制御盤，SFP 制御盤，フィルタベント系制御盤，R/B 水素ベント・PAR 温度監視盤及び代替電源制御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ガスタービン発電機からの給電を可能とする。

ガスタービン発電機の容量は，中央制御室の居住性（重大事故等）に係る被ばく評価で想定する格納容器破損モードのうち，中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスである，「大破断 LOCA 時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源が喪失したシーケンス」に対して，十分な電源供給容量を確保している。

全交流動力電源喪失時の照明については，全交流動力電源喪失時からガスタービン発電機による給電が開始されるまでの間，直流照明兼非常用照明又は直流照明に加え，10 時間以上無充電で点灯する可搬型照明（SA）を配備しており，ガスタービン発電機から給電を再開するまでの間（全交流動力電源喪失後 15 分以内）の照明は確保できる。

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

- ・非常用照明
 - 中央制御室主制御盤操作部・指令卓エリア：平均 1,000 ルクス（設計値）
 - 中央制御室鉛直にある計器面：平均 500 ルクス（設計値）
- ・直流照明兼非常用照明：平均 200 ルクス（設計値）
- ・直流照明：平均 1 ルクス（設計値）

なお、中央制御室の全照明が消灯した場合には、可搬型照明（SA）等を用いて、必要な照度を確保可能な設計とする。

また、中央制御室内の非常用照明が使用できない場合にも必要な照度を確保できるように、可搬型照明（SA）を配備する。加えて、ランタン、ヘッドライト等の可搬型照明を中央制御室に保管する。

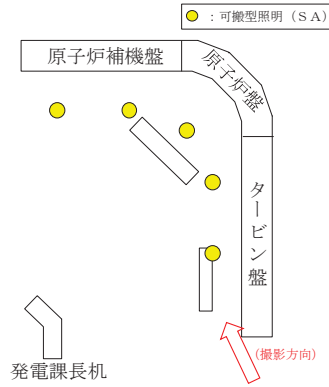
第 1-1-4-1 表に中央制御室に配備している可搬型照明（SA）及び資機材の概要を示す。

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、5 個使用する。個数はシミュレータ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。可搬型照明（SA）は、第 1-1-4-1 図に示すとおり制御盤から約 3 m の位置に設置する。照度については、可搬型照明（ヘッドライト）及び可搬型照明（SA）を用いて、直流照明兼非常用照明の設計値である照度 200 ルクスに対し、操作を行う盤面で 300 ルクス以上の照度を確認し、監視操作が可能なことを確認している。

中央制御室換気空調系については、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から受電するまでの間は起動しないが、居住性の被ばく評価においては、全交流動力電源喪失発生後、30 分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ることを確認している。（第 1-1-4-2 図～第 1-1-4-5 図参照）



画像については、印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。

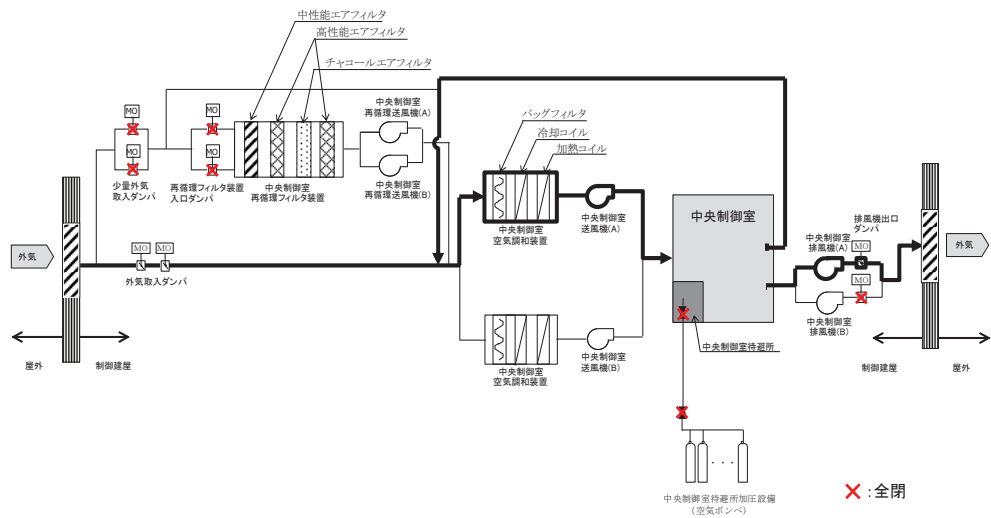


第 1-1-4-1 図 シミュレータ施設における可搬型照明 (SA) 確認状況

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

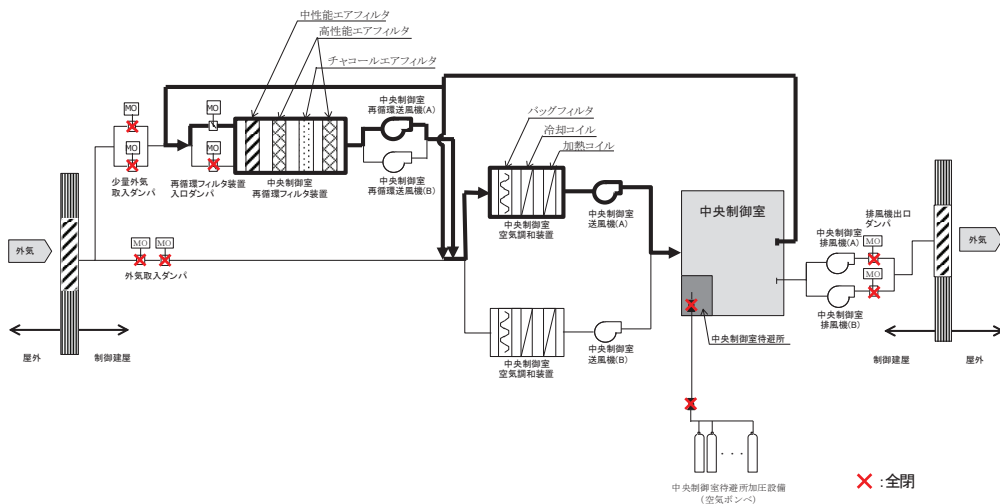
名称	保管場所	数量	仕様
可搬型照明 (SA) 	中央制御室	5 個 (予備 1 個 (中央制御室待避所の予備 1 個と共用))	(AC) 100V-240V 点灯時間: 10 時間以上 (蓄電池による点灯時)
可搬型照明 (懐中電灯) 	中央制御室	10 個 (運転員 7 名分 + 予備 3 個)	電源: 乾電池 (単三×4) 点灯時間: 155 時間
可搬型照明 (ヘッドライト) 	中央制御室	10 個 (運転員 7 名分 + 予備 3 個)	電源: 乾電池 (単三×3) 点灯時間: High モード 12 時間 Low モード 120 時間
可搬型照明 (ランタン) 	中央制御室	4 個 (発電課長 1 個 + 発電副長 1 個 + 運転員 1 個 + 予備 1 個)	電源: 乾電池 (単一×4) 点灯時間: 45 時間

- ・通常時は、中央制御室送風機及び中央制御室排風機により、外気を一部取り入れる通常運転モードにより中央制御室の空気調節を行う。



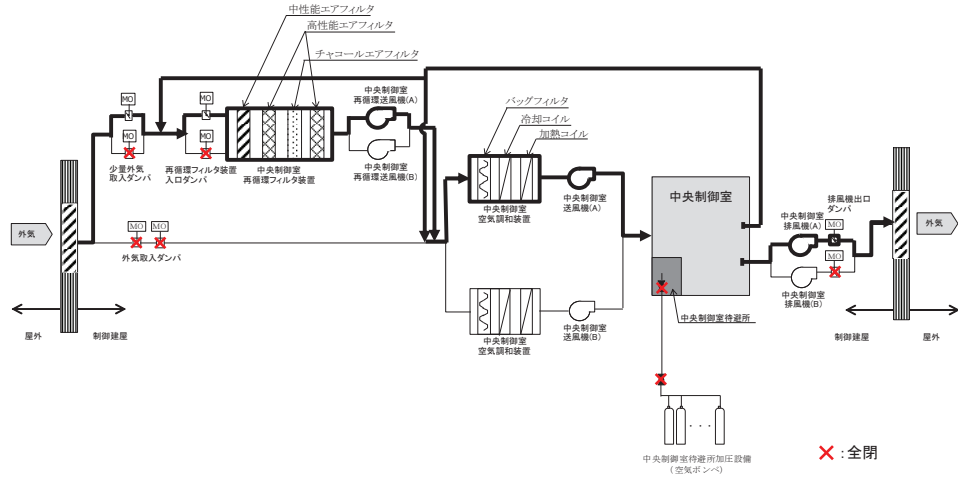
第 1-1-4-2 図 中央制御室換気空調系の概要図
(通常運転時)

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室換気空調系は、高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置及び中央制御室再循環送風機からなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室再循環フィルタ装置を通る事故時運転モードとし、運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。



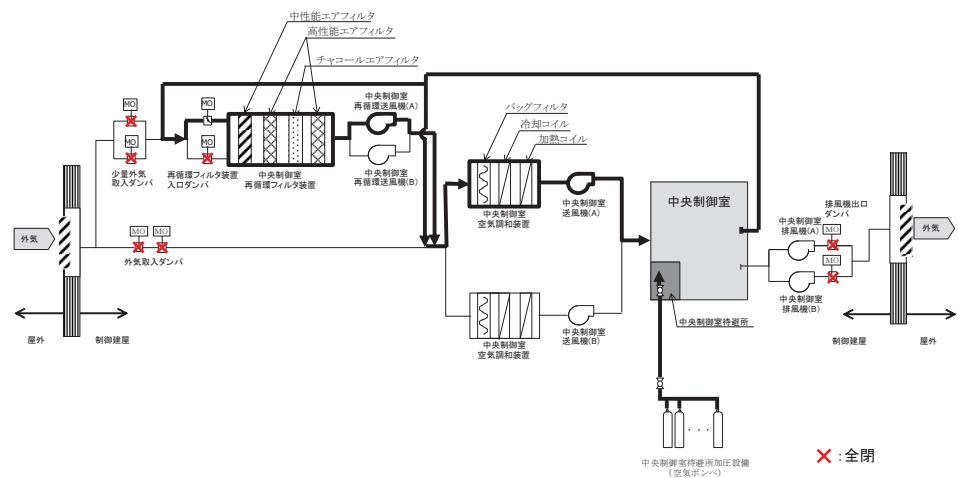
第 1-1-4-3 図 中央制御室換気空調系の概要図
(事故時運転モード)

- ・中央制御室換気空調系は、外気との遮断が長期にわたり、室内環境が悪化した場合には、外気を中央制御室再循環フィルタ装置で浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。



第 1-1-4-4 図 中央制御室換気空調系の概要図
(事故時運転モード (少量外気取入))

- ・炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる場合においては、中央制御室待避所を中央制御室待避所加圧設備（空気ポンプ）により正圧化することで、放射性物質の中央制御室待避所内への流入を防ぎ、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 1-1-4-5 図 中央制御室換気空調系の概要図
(事故時運転モード (中央制御室待避所加圧時))

【設備仕様】

- ・中央制御室送風機
台数：1（予備 1）
容量：80,000 m³/h
- ・中央制御室排風機
台数：1（予備 1）
容量：5,000 m³/h
- ・中央制御室再循環送風機
台数：1（予備 1）
容量：8,000 m³/h
- ・中央制御室再循環フィルタ装置
捕集効率：高性能エアフィルタ 99.9%以上（直径 0.5 μm 以上の粒子）
：チャコールエアフィルタ 90%以上（相対湿度 70%以下において）
台数：1
容量：8,000 m³/h
- ・中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）
空気ボンベ
本数 40（予備 40）
容量 約 47 L（1本当たり）
充填圧力 約 19.6 MPa [gage]

(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、外部電源喪失並びに燃焼ガス、ばい煙、有毒ガス、降下火砕物による操作雰囲気悪化及び凍結）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，操作対象系統を第 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	中央制御室 主制御盤	重大事故時 監視盤	HPAC 制御盤	代替注水 制御盤	DCLI 制御盤	SFP 監視盤	フィルタベン ト系制御盤	R/B水素ベン ト・PAR温度 監視盤	代替電源 制御盤	備考
原子炉圧力容器内 の温度	1	原子炉圧力容器温度	—	○	—	—	—	—	—	—	—	
原子炉圧力容器内 の圧力	1	原子炉圧力	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
	2	原子炉圧力 (SA)	—	○	—	○	—	—	—	—	—	
原子炉圧力容器内 の水位	1	原子炉水位 (広帯域)	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
	2	原子炉水位 (燃料域)	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
	3	原子炉水位 (SA広帯域)	—	○	○	○	○	—	—	—	—	
	4	原子炉水位 (SA燃料域)	—	○	—	○	—	—	—	—	—	
原子炉圧力容器へ の注水量	1	高圧代替注水系ポンプ出口流量	—	—	○	—	—	—	—	—	—	
	2	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
	3	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
	4	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱 除去系ヘッドスプレイライン洗浄流 量)	—	○	—	○	—	—	—	—	—	
	5	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱 除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流 量)	—	○	—	○	—	—	—	—	—	
	6	直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	—	—	—	—	○	—	—	—	—	
	7	代替循環冷却ポンプ出口流量	—	○	—	○	—	—	—	—	—	
	8	残留熱除去系ポンプ出口流量	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
	9	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	○	—	—	—	—	—	—	—	—	

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	中央制御室 主制御盤	重大事故時 監視盤	HPAC 制御盤	代替注水 制御盤	DCLI 制御盤	SFP 監視盤	フィルタベン ト系制御盤	R/B水素ベン ト・PAR温度 監視盤	代替電源 制御盤	備考
原子炉格納容器へ の注水量	1	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱 除去系ヘッドスプレイライン洗浄流 量)	—	○	—	○	—	—	—	—	—	
	2	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱 除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流 量)	—	○	—	○	—	—	—	—	—	
	3	原子炉格納容器代替スプレイ流量	—	○	—	○	—	—	—	—	—	
	4	代替循環冷却ポンプ出口流量	—	○	—	○	—	—	—	—	—	
	5	原子炉格納容器下部注水流量	—	○	—	○	—	—	—	—	—	
原子炉格納容器内 の温度	1	ドライウエル温度	—	○	—	—	—	—	—	—	—	
	2	圧力抑制室内空気温度	—	○	—	—	—	—	—	—	—	
	3	サブプレッションプール水温度	—	○	—	—	—	—	○	—	—	
	4	原子炉格納容器下部温度	—	○	—	—	—	—	—	—	—	
原子炉格納容器内 の圧力	1	ドライウエル圧力	○	○	—	—	—	—	○	—	—	
	2	圧力抑制室圧力	○	○	—	—	—	—	○	—	—	
原子炉格納容器内 の水位	1	圧力抑制室水位	○	○	—	—	—	—	○	—	—	
	2	原子炉格納容器下部水位	—	○	—	—	—	—	—	—	—	
	3	ドライウエル水位	—	○	—	—	—	—	—	—	—	

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	中央制御室 主制御盤	重大事故時 監視盤	HPAC 制御盤	代替注水 制御盤	DCLI 制御盤	SFP 監視盤	フィルタベン ト系制御盤	R/B水素ベン ト・PAR温度 監視盤	代替電源 制御盤	備考
原子炉格納容器内 の水素濃度	1	格納容器内水素濃度 (D/W)	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
	2	格納容器内水素濃度 (S/C)	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
	3	格納容器内雰囲気水素濃度	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
原子炉格納容器内 の放射線量率	1	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	中央制御室補助盤で監 視可能
	2	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	中央制御室補助盤で監 視可能
未臨界の維持又は 監視	1	起動領域モニタ	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
	2	出力領域モニタ	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
最終ヒートシンク の確保	1	フィルタ装置水位 (広帯域)	—	—	—	—	—	—	○	—	—	
	2	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	—	—	—	—	—	—	○	—	—	
	3	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	—	—	—	—	—	—	○	—	—	
	4	フィルタ装置水温度	—	—	—	—	—	—	○	—	—	
	5	フィルタ装置出口放射線モニタ	—	—	—	—	—	—	○	—	—	
	6	フィルタ装置出口水素濃度	—	—	—	—	—	—	○	—	—	
	7	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
	8	残留熱除去系熱交換器入口温度	—	○	—	—	—	—	—	—	—	
	9	残留熱除去系熱交換器出口温度	—	○	—	—	—	—	—	—	—	
	10	原子炉補機冷却水系系統流量	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
	11	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	○	—	—	—	—	—	—	—	—	

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 (4/4)

分類	No.	パラメータ名	中央制御室 主制御盤	重大事故時 監視盤	HPAC 制御盤	代替注水 制御盤	DCLI 制御盤	SFP 監視盤	フィルタベン ト系制御盤	R/B水素ベン ト・PAR温度 監視盤	代替電源 制御盤	備考
水源の確保	1	復水貯蔵タンク水位	—	○	○	○	○	—	—	—	—	
	2	高压代替注水系ポンプ出口圧力	—	—	○	—	—	—	—	—	—	
	3	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
	4	高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
	5	直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力	—	—	—	—	○	—	—	—	—	
	6	代替循環冷却ポンプ出口圧力	—	—	—	○	—	—	—	—	—	
	7	残留熱除去系ポンプ出口圧力	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
	8	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
	9	復水移送ポンプ出口圧力	—	—	—	○	—	—	—	—	—	
原子炉建屋内の水 素濃度	1	原子炉建屋内水素濃度	○	—	—	—	—	—	—	○	—	
	2	静的触媒式水素再結合装置 動作監視装置	—	—	—	—	—	—	—	○	—	
原子炉格納容器内 の酸素濃度	1	格納容器内雰囲気酸素濃度	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
使用済燃料プールの 監視	1	使用済燃料プール水位/温度(ヒート サーモ式)	—	—	—	—	—	○	—	—	—	
	2	使用済燃料プール水位/温度(ガイドパ ルス式)	—	—	—	○	—	○	—	—	—	
	3	使用済燃料プール上部空間放射線モニ タ(高線量, 低線量)	—	—	—	—	—	○	—	—	—	
ガスタービン発電 機の監視	1	GTG発電機電力	—	—	—	—	—	—	—	—	○	
	2	GTG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
中央制御室主制御盤	<ul style="list-style-type: none"> ・ ATWS 緩和設備 ・ 自動減圧系 ・ 原子炉隔離時冷却系 ・ 原子炉系 ・ 原子炉格納容器調気系（窒素ガス供給設備） ・ 高圧炉心スプレイ系 ・ 低圧炉心スプレイ系 ・ 残留熱除去系 ・ 非常用ガス処理系 等
中央制御室補助盤	<ul style="list-style-type: none"> ・ 中央制御室換気空調系 ・ 燃料プール冷却浄化系
重大事故時監視盤	—
HPAC 制御盤	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧代替注水系
代替注水制御盤	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系 ・ 代替循環冷却系 ・ 原子炉格納容器下部注水系 ・ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系
DCLI 制御盤	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系
SFP 制御盤	—
フィルタベント系制御盤	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器フィルタベント系
R/B 水素ベント・PAR 温度監視盤	—
代替電源制御盤	<ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備

(2) 盤面機器表示機能，操作機能及び警報機能

中央制御室主制御盤，中央制御室補助盤，重大事故時監視盤，HPAC 制御盤，代替注水制御盤，DCLI 制御盤，SFP 制御盤，フィルタベント系制御盤，R/B 水素ベント・PAR 温度監視盤及び代替電源制御盤は，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) 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。

ハードウェア器具を用いる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。

1.2.3 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) ハードウェア器具を用いる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 警報表示機能

警報発信時は、吹鳴音を吹鳴させ、中央制御室主制御盤等の代表警報を点滅表示させる。また、警報の重要度・緊急度を確実に識別・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：「特赤」「赤」異常であり、運転員に対応操作を要求する警報
- ・軽故障：「橙」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。

ハードウェア器具を用いる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。

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）

- ・主に中央制御室主制御盤及び中央制御室補助盤を用いて監視操作する。
- ・重大事故時監視盤，HPAC 制御盤，代替注水制御盤，DCLI 制御盤，SFP 制御盤，フィルタベント系制御盤，R/B 水素ベント・PAR 温度監視盤及び代替電源制御盤は使用しない。

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）
- ・中央制御室主制御盤及び中央制御室補助盤を用いて監視操作する。

- ・重大事故時監視盤，HPAC制御盤，代替注水制御盤，DCLI制御盤，SFP制御盤，フィルタベント系制御盤，R/B水素ベント・PAR温度監視盤及び代替電源制御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。
- ・中央制御室主制御盤及び中央制御室補助盤を用いて監視操作する。
- ・重大事故時監視盤，HPAC制御盤，代替注水制御盤，DCLI制御盤，SFP制御盤，フィルタベント系制御盤，R/B水素ベント・PAR温度監視盤及び代替電源制御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

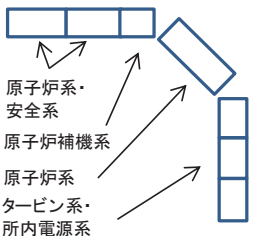

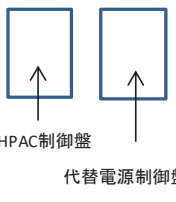
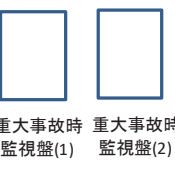
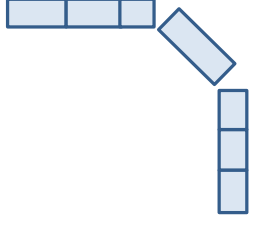

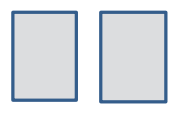
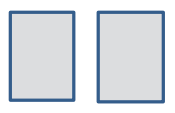
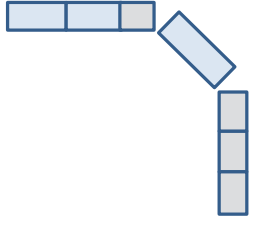
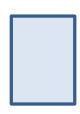
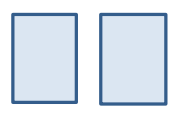
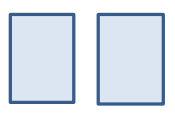
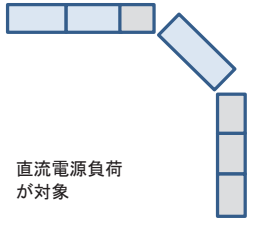

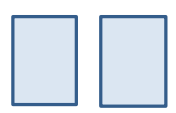
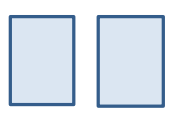
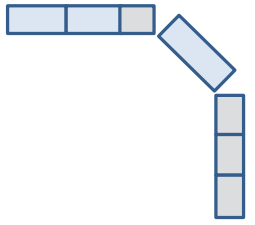

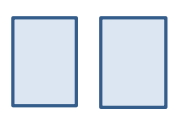
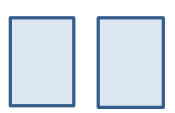
- ・中央制御室主制御盤及び中央制御室補助盤を用いて監視操作する。
- ・重大事故時監視盤，HPAC制御盤，代替注水制御盤，DCLI制御盤，SFP制御盤，フィルタベント系制御盤，R/B水素ベント・PAR温度監視盤及び代替電源制御盤を用いた監視操作を行う。

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，中央制御室主制御盤，中央制御室補助盤，重大事故時監視盤，HPAC制御盤，代替注水制御盤，DCLI制御盤，SFP制御盤，フィルタベント系制御盤，R/B水素ベント・PAR温度監視盤及び代替電源制御盤が給電したことを確認した上で，中央制御室主制御盤，中央制御室補助盤，重大事故時監視盤，HPAC制御盤，代替注水制御盤，DCLI制御盤，SFP制御盤，フィルタベント系制御盤，R/B水素ベント・PAR温度監視盤及び代替電源制御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				電源
	(期待する設備：水色 期待しない設備：灰色)				
	中央制御室主制御盤	中央制御室補助盤	HPAC制御盤・代替電源制御盤等	重大事故時監視盤	
運転状態	 <p>原子炉系・安全系 原子炉補機系 原子炉系 タービン系・所内電源系</p>		 <p>HPAC制御盤 代替電源制御盤</p>	 <p>重大事故時監視盤(1) 重大事故時監視盤(2)</p>	
①DB					非常用ディーゼル発電機
②SAのうち、SBO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
③SAのうち、SBO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>	常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備
④SA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、重大事故時監視盤、HPAC 制御盤、代替注水制御盤、DCLI 制御盤、SFP 制御盤、フィルタベント系制御盤、R/B 水素ベント・PAR 温度監視盤及び代替電源制御盤は、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	高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	HPAC 制御盤
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 SBO 時に監視可能なパラメータ

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

No.	パラメータ名	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	中央制御室 主制御盤	重大事故時 監視盤	HPAC 制御盤	代替注水 制御盤	DCLI 制御盤	SFP 監視盤	フィルタベ ント系制御 盤	R/B水素ベ ント・PAR 温度監視盤	代替電源 制御盤	SBO時監視 可能パラ メータ	備考
1	原子炉圧力容器温度	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
2	原子炉圧力	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
3	原子炉圧力 (SA)	○	○	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
4	原子炉水位 (広帯域)	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
5	原子炉水位 (燃料域)	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
6	原子炉水位 (SA広帯域)	○	○	○	—	○	○	○	○	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
7	原子炉水位 (SA燃料域)	○	○	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
8	高圧代替注水系ポンプ出口流量	○	—	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
9	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
10	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	○	
11	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱 除去系ヘッドスプレイライン洗浄流 量)	○	—	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
12	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱 除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流 量)	○	—	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
13	直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	○	—	○	—	—	—	—	○	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
14	代替循環冷却ポンプ出口流量	○	—	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	○	
15	残留熱除去系ポンプ出口流量	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	○	
16	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	○	
17	原子炉格納容器代替スプレイ流量	○	—	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
18	原子炉格納容器下部注水流量	○	—	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
19	ドライウエル温度	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
20	圧力抑制室内空気温度	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷

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 SB0 時において中央制御室で監視可能なパラメータ (2/3)

No.	パラメータ名	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	中央制御室 主制御盤	重大事故時 監視盤	HPAC 制御盤	代替注水 制御盤	DCLI 制御盤	SFP 監視盤	フィルタベ ント系制御 盤	R/B水素ベ ント・PAR 温度監視盤	代替電源 制御盤	SB0時監視 可能パラ メータ	備考
21	サブプレッションプール水温度	○	○	○	—	○	—	—	—	—	○	—	—	●	SB0時必要負荷
22	原子炉格納容器下部温度	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	●	SB0時必要負荷
23	ドライウエル圧力	○	○	○	○	○	—	—	—	—	○	—	—	●	SB0時必要負荷
24	圧力抑制室圧力	○	○	○	○	○	—	—	—	—	○	—	—	●	SB0時必要負荷
25	圧力抑制室水位	○	○	○	○	○	—	—	—	—	○	—	—	●	SB0時必要負荷
26	原子炉格納容器下部水位	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	●	SB0時必要負荷
27	ドライウエル水位	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	●	SB0時必要負荷
28	格納容器内水素濃度 (D/W)	○	—	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	●	SB0時必要負荷
29	格納容器内水素濃度 (S/C)	○	—	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	●	SB0時必要負荷
30	格納容器内雰囲気水素濃度	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	×	交流電源
31	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	●	SB0時必要負荷
32	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	●	SB0時必要負荷
33	起動領域モニタ	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	●	SB0時必要負荷
34	出力領域モニタ	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	●	SB0時必要負荷
35	フィルタ装置水位 (広帯域)	○	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	●	SB0時必要負荷
36	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	○	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	●	SB0時必要負荷
37	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	○	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	●	SB0時必要負荷
38	フィルタ装置水温度	○	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	●	SB0時必要負荷
39	フィルタ装置出口放射線モニタ	○	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	●	SB0時必要負荷
40	フィルタ装置出口水素濃度	○	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	×	交流電源

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 (3/3)

No.	パラメータ名	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	中央制御室 主制御盤	重大事故時 監視盤	HPAC 制御盤	代替注水 制御盤	DCLI 制御盤	SFP 監視盤	フィルタベ ント系制御 盤	R/B水素ベ ント・PAR 温度監視盤	代替電源 制御盤	SBO時監視 可能パラ メータ	備考
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	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
43	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
44	原子炉補機冷却水系系統流量	○	—	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	○	
45	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	○	—	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	○	
46	復水貯蔵タンク水位	○	—	○	—	○	○	○	○	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
47	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	○	—	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
48	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	○	—	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
49	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	○	—	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	○	
50	直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力	○	—	○	—	—	—	—	○	—	—	—	—	●	SBO時必要負荷
51	代替循環冷却ポンプ出口圧力	○	—	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	○	
52	残留熱除去系ポンプ出口圧力	○	—	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	×	交流電源
53	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	○	—	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	×	交流電源
54	復水移送ポンプ出口圧力	○	—	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	○	
55	原子炉建屋内水素濃度	○	—	○	○	—	—	—	—	—	—	○	—	●	一部交流電源
56	静的触媒式水素再結合装置 動作監視装置	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	○	—	●	SBO時必要負荷
57	格納容器内雰囲気酸素濃度	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	×	交流電源
58	使用済燃料プール水位/温度(ヒート サーモ式)	○	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	●	SBO時必要負荷
59	使用済燃料プール水位/温度(ガイドバ ルス式)	○	—	○	—	—	—	○	—	○	—	—	—	×	交流電源
60	使用済燃料プール上部空間放射線モニ タ(高線量, 低線量)	○	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	●	SBO時必要負荷
61	GTG発電機電力	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	×	交流電源
62	GTG発電機周波数	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	×	交流電源

2.4 設計基準事故対処設備との分離及び切替について

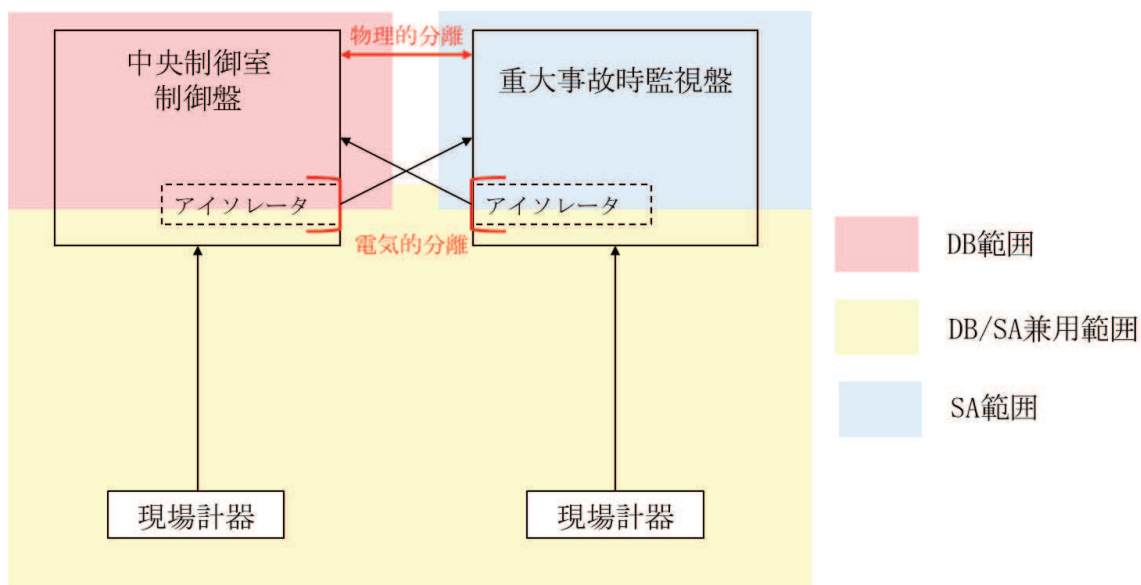
重大事故時監視盤は、設計基準事故対処設備の中央制御室制御盤と物理的、電氣的に分離し、他の設備に悪影響を及ぼさないよう独立した設計とする。

2.4.1 中央制御室制御盤に関する分離設計

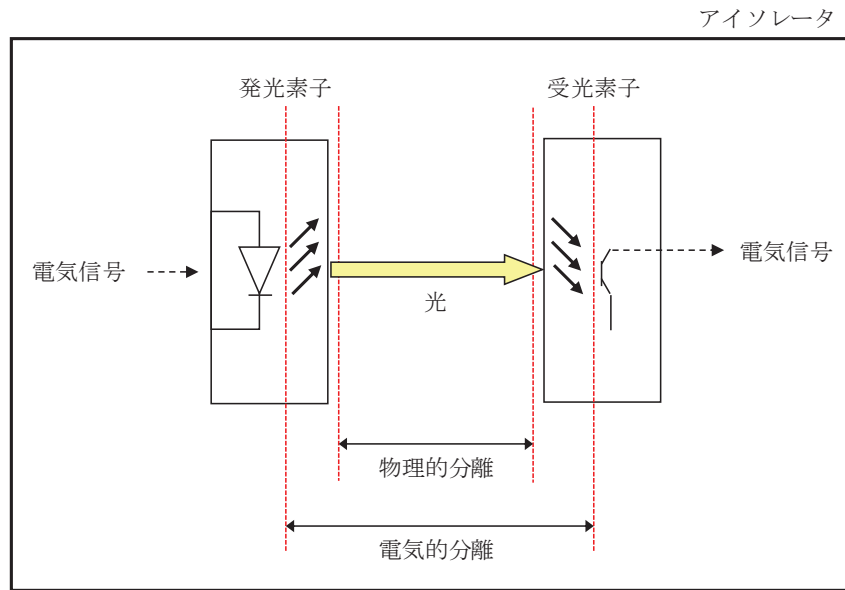
重大事故時監視盤へ出力する DB と兼用するパラメータについては、重大事故時監視盤の故障の影響を設計基準事故対処設備に与えないよう、アイソレータを用いることで、電氣的分離を図りつつ、信号の取り出しが可能な設計とする。また、重大事故時監視盤へのアイソレータからの信号取り出しの配線については、設計基準事故対処設備の配線等と独立して設置する設計とする。

また、アイソレータは、常時給電可能な設計とする。

分離設計の概念図を第 2-4-1-1 図に示す。アイソレータの概念を第 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 アイソレータの概念図

2.5 重大事故等時の監視操作設備の設置場所について

中央制御室主制御盤，中央制御室補助盤，重大事故時監視盤，HPAC 制御盤，代替注水制御盤，DCLI 制御盤，SFP 制御盤，フィルタベント系制御盤，R/B 水素ベント・PAR 温度監視盤及び代替電源制御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。



第 2-5-1-1 図 重大事故等時の監視操作設備の設置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。