

る場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測するとともに、重要代替パラメータが複数ある場合は、推定する重要な監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を第 6.4.4 表に示す。

具体的なパラメータは、以下のとおりとする。

- ・可搬型格納容器内水素濃度計測装置
- ・1 次系冷却水タンク加圧ライン圧力
- ・格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）
- ・可搬型アニュラス内水素濃度計測装置（9.9 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）

可搬型アニュラス内水素濃度計測装置については、「9.9 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」に記載する。

直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。計測できるパラメータ最大値等を第 6.4.3 表に示す。

可搬型計測器による測定においては、測定対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか 1 つの適切なパラメータを選定し測定又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか 1 つの適切なパラメータを選定し測定又は監視するものとする。

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とする。

重大事故等の対応に必要なパラメータは、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を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、記録でき

る設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）
- ・SPDS表示装置
- ・可搬型温度計測装置

重大事故等対処設備は非常用母線に接続され、代替電源である空冷式非常用発電装置、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（3系統目）及び電源車から給電可能な設計とする。また、全交流動力電源喪失時においても、空冷式非常用発電装置からの給電までは十分な容量を有した蓄電池（安全防護系用）から給電可能な設計とする。全交流動力電源が喪失した場合において、計測設備へ交流電源を給電するため、空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリー及び燃料油移送ポンプを使用する。空冷式非常用発電装置は、計測設備へ交流電源を給電できる設計とする。また、常設直流電源系が喪失した場合においても、直流電源を給電するため、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（3系統目）、電源車、可搬式整流器、燃料油貯蔵タンク、タンクローリー、燃料油移送ポンプ及び計器用電源（無停電電源装置）を使用する。蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（3系統目）又は電源車、可搬式整流器及び計器用電源（無停電電源装置）は、計測設備へ直流電源を給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油移送ポンプ（10.2 代替電源設備）
- ・蓄電池（安全防護系用）（10.2 代替電源設備）
- ・蓄電池（3系統目）（10.2 代替電源設備）
- ・電源車（10.2 代替電源設備）
- ・可搬式整流器（10.2 代替電源設備）
- ・可搬式オイルポンプ（10.2 代替電源設備）

- ・計器用電源（無停電電源装置）（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、タンクローリー、燃料油移送ポンプ、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（3系統目）、電源車、可搬式整流器、可搬式オイルポンプ及び計器用電源（無停電電源装置）については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

全交流動力電源及び常設直流電源系が喪失した場合においても可搬型格納容器内水素濃度計測装置は、電源を空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

#### 6.4.2.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.8.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち重要代替パラメータ（当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器を除く。）による推定は、重要な監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）又は測定原理とすることで、重要な監視パラメータに対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。重要代替パラメータは重要な監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

重要な監視パラメータの計測、重要代替パラメータの他チャンネルの計測及び重要代替パラメータの計測における電源は、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源（空冷式非常用発電装置、蓄電池（安全防護系用）及び電源車）から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

#### 6.4.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.8.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち、多重性を有するパラメータはチャンネル相互を物理的、電氣的に分離し、チャンネル間の独立性を図



るとともに、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ間においてもパラメータ相互を分離し、パラメータ間の独立性を図ることで、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。

安全パラメータ表示システム（SPDS）及びSPDS表示装置は、電源操作によって、通常の方法構成から重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、設計基準対象施設と兼用する重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータの信号取出し回路並びに給電回路は、電氣的及び物理的に分離して他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型格納容器内水素濃度計測装置、1次系冷却水タンク加圧ライン圧力及び格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（SA）並びに可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 6.4.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.8.2 容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備は、必要な計測範囲を有する計器により計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

可搬型の重大事故等対処設備は、設計基準を超える状態において原子炉施設の状態を推定するための計測範囲及び、十分に余裕のある個数を有する設計とする。

可搬型格納容器内水素濃度計測装置は、1個使用する。保有数は1個、機能要求の無い時期に保守点検可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1個の合計2個を分散して保管する設計とする。

可搬型の1次系冷却水タンク加圧ライン圧力は、1個使用する。保有数は1個、機能要求の無い時期に保守点検可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1個の合計2個を



分散して保管する設計とする。

可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用として 40 個使用する。保有数は 40 個、機能要求の無い時期に保守点検可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 40 個の合計 80 個を分散して保管する設計とする。

また、格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）計測用として 3 個使用する。保有数は 3 個、機能要求の無い時期に保守点検可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 個の合計 4 個を分散して保管する設計とする。

#### 6.4.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.8.3 環境条件等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時の原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 1 次冷却材高温側広域温度
- ・ 1 次冷却材低温側広域温度
- ・ 冷却材圧力（広域）
- ・ 加圧器水位
- ・ 原子炉水位
- ・ 格納容器内温度
- ・ 格納容器再循環サンプ水位（広域）
- ・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
- ・ 原子炉格納容器水位
- ・ 原子炉下部キャビティ水位
- ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
- ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
- ・ 出力領域中性子束
- ・ 中間領域中性子束
- ・ 中性子源領域中性子束

- ・ 蒸気発生器水位（狭域）
- ・ 蒸気発生器水位（広域）

なお、出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束については、重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステム L O C A 時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 安全注入流量
- ・ 補助安全注入流量
- ・ 補助給水流量
- ・ 主蒸気圧力

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 余熱除去クーラ出口流量
- ・ 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算
- ・ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算
- ・ 格納容器スプレ流量積算
- ・ 格納容器圧力
- ・ 格納容器圧力（広域）
- ・ 1 次系冷却水タンク水位
- ・ ほう酸タンク水位

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 復水タンク水位
- ・ 燃料取替用水タンク水位

可搬型格納容器内水素濃度計測装置、1 次系冷却水タンク加圧ライン圧力及び格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）並びに可搬型計測器は、原子炉補助建屋内に保管及び設置するため、

重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。作業は計測場所で可能な設計とする。安全パラメータ表示システム（SPDS）及びSPDS表示装置は、重大事故等時における中央制御室、原子炉補助建屋、緊急時対策所のそれぞれの環境条件を考慮した設計とする。

#### 6.4.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.8.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型格納容器内水素濃度計測装置の計装ケーブルの接続は、コネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

可搬型の1次系冷却水タンク加圧ライン圧力の接続はコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

可搬型の格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（SA）の検出器と温度計本体の接続はコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

#### 6.4.3 主要設備及び仕様

計装設備の主要設備及び仕様は第6.4.1表及び第6.4.2表に示す。

#### 6.4.4 試験検査

基本方針については、「1.1.8.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器は、特性の確認が可能なように、模擬入力による校正、標準器による校正又は線源校正ができる設計とする。また、警報動作を有するパラメータについては、特性の確認が可能なように、模擬入力による設定値確認ができる設計とする。



## 6.5 試料採取設備

この設備は、1次冷却材の化学的及び放射化学的性質を分析、評価するため、1次冷却設備の各所から冷却材試料を採取する。分析の主要項目は、1次冷却材中のほう素濃度、核分裂生成物による放射能濃度、溶存気体の量及び腐食生成物濃度である。系統構成は、第 6.5.1 図に示すとおりである。

1次冷却設備からの試料は、短寿命の放射能を減衰させるディレイ・コイル、サンプルクーラ及び減圧棒を通して冷却、減圧し、試料採取室のサンプルシンクで採取する。気体試料は、試料採取管路のサンプル容器を使用して採取する。

試料採取点の主なものは、1次冷却系統、加圧器、体積制御タンク、1次冷却材浄化イオン交換器出入口及び余熱除去設備である。

また、事故時に原子炉格納容器内の雰囲気ガスサンプリングのため、格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置、格納容器雰囲気ガスサンプリング冷却器及び試料採取管を設ける。第 6.5.2 図に概要を示す。

試料採取設備のうち事故時に1次冷却材をサンプリングする設備については、当該設備に要求される事故時の原子炉の停止状態の把握機能が単一故障によって喪失しても、他の系統を用いてその機能を代替できる設計とし、当該設備に対する多重性の要求は適用しない。設計に当たっては、格納容器再循環サンプ水位の確認により、事故時の再循環水のほう素濃度が未臨界ほう素濃度以上であることを確認でき、原子炉が停止状態にあることを把握できる設計とする。

## 6.6 原子炉保護設備

### 6.6.1 概要

原子炉保護設備は、原子炉計装あるいは、安全保護系のプロセス計装からの信号により、運転中の異常な過渡変化時あるいは、事故時に際し工学的安全施設の動作とあいまって燃料の許容設計限界、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリを保護するため原子炉停止系統を動作させ、原子炉を自動停止させる。

原子炉保護設備は、原子炉プラントの種々のパラメータを監視する原子炉計装あるいは、安全保護系のプロセス計装からの信号を受信し、原子炉トリップ信号及びインターロック回路作動信号を発生する2重トレインの論理回路と原子炉トリップ信号により自動的に開く原子炉トリップしゃ断器とで構成する。

### 6.6.2 設計方針

原子炉保護設備は、以下の方針で設計する。

- (1) 原子炉保護設備は、運転時の異常な過渡変化が生じた場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統を含む適切な設備とあわせて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えることがない設計とする。
- (2) 原子炉保護設備は、設計基準事故時にその異常な状態を検知し、原子炉停止系統を自動的に動作させ、また、必要な場合には手動でも動作できる設計とする。
- (3) 原子炉保護設備は、単一故障又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を喪失しないよう多重性を確保する設計とする。
- (4) 原子炉保護設備は、チャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間において独立性を確保する設計とする。
- (5) 原子炉保護設備は、駆動源の喪失、系統の遮断その他考慮すべき不利な状況に対して最終的に安全な状態に落ち着くような設計とする。
- (6) 原子炉保護設備のデジタル計算機は、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設計とする。

- (7) 原子炉保護設備は、2 基以上の原子炉施設間で共用又は相互に接続しない設計とする。
- (8) 原子炉保護設備は、原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できる設計とする。
- (9) 原子炉保護設備は、作動状況が確認できる設計とする。

### 6.6.3 主要設備

#### 6.6.3.1 原子炉トリップしゃ断器

原子炉トリップしゃ断器は、第 6.6.1 図に示すように、直列に 2 台設け、制御棒駆動装置M-Gセットの 3 相交流電源を制御棒駆動装置に接続する。各ロジックトレインは、独立の原子炉トリップしゃ断器を、それぞれ開くことができる。

原子炉をトリップさせるには、2 台中、1 台の原子炉トリップしゃ断器を開けばよく、いずれかの原子炉トリップしゃ断器が開くと、制御棒駆動装置への電源は遮断され、制御棒クラスタは、自重で炉心に挿入される。各原子炉トリップしゃ断器の不足電圧コイルは、プラント出力運転中励磁して、スプリングに抗してトリッププランジャを保持している。

原子炉計装あるいは安全保護系のプロセス計装によって監視している変数が設定値に達し、所要の演算処理装置等が動作すると、原子炉トリップしゃ断器の不足電圧コイルへの直流回路を開く。不足電圧コイルの直流電源が喪失すると、トリッププランジャを解放し、原子炉トリップしゃ断器を開く。

制御棒クラスタは運転員が原子炉トリップしゃ断器をリセットするまで引き抜きはできない。また、原子炉トリップしゃ断器はトリップ信号が復帰しないと、リセットはできない。

また、運転中にトリップしゃ断器のテストができるようにバイパスしゃ断器を設ける。

原子炉トリップしゃ断器は、原子炉補助建屋内のMGセット制御棒駆動装置室に設置し、必要な場合には、現場手動遮断が可能である。

#### 6.6.3.2 原子炉トリップ信号

原子炉トリップ信号としては、次のものがあり、これらをまとめて第 6.6.1 表及び第 6.6.2 図に示す。なお、出力条件により原子炉トリップ信号のブロック等を行うパーミッシブ回路を設けている。これらをまとめて第 6.6.2 表に示す。

##### (1) 中性子源領域中性子束高

原子炉停止及び起動時の炉心保護のため、中性子源領域中性子束高の“1 out of 2”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、中間領域中性子束がパーミッシブ信号-6 (P-6、以下同様に記す。)の設定値を超えた場合には、手動でブロックできる。

さらに、出力領域中性子束が P-10 の設定値を超えると自動ブロックされる。

##### (2) 中間領域中性子束高

原子炉停止及び起動時の炉心保護のため、中間領域中性子束高の“1 out of 2”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束が P-10 の設定値を超えた場合には、手動でブロックできる。

##### (3) 出力領域中性子束高

出力領域中性子束高には、高設定と低設定とがあり、通常の出力行状態では、定格出力値以上に設定した高設定値により、起動時等の低出力運行状態では、定格出力値以下の低設定値により、両者とも出力領域中性子束高の“2 out of 4”信号で、原子炉をトリップさせる。低設定トリップは、出力領域中性子束が P-10 の設定値を超えた場合には、手動でブロックできる。

##### (4) 出力領域中性子束変化率高

制御棒クラスタの飛び出し時あるいは制御棒クラスタの落下時の炉心保護のため、出力領域中性子束増加率高の“2 out of 4”又は出



力領域中性子束減少率高の“2 out of 4”信号によって原子炉をトリップさせる。

(5) 安全注入

安全注入信号が発生した場合には、原子炉をトリップさせる。

(6) 過大温度  $\Delta T$  高

過大温度  $\Delta T$  高の設定値は以下のとおりで、このトリップは、炉心を保護するため“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

過大温度  $\Delta T$  高設定値

$$=K_1-K_2 \frac{1+\tau_1 s}{1+\tau_2 s}(T-T_0)+K_3(P-P_0)-f(\Delta q)$$

ここで、 $s$  : ラプラス演算子

$T$  : 1次冷却材平均温度

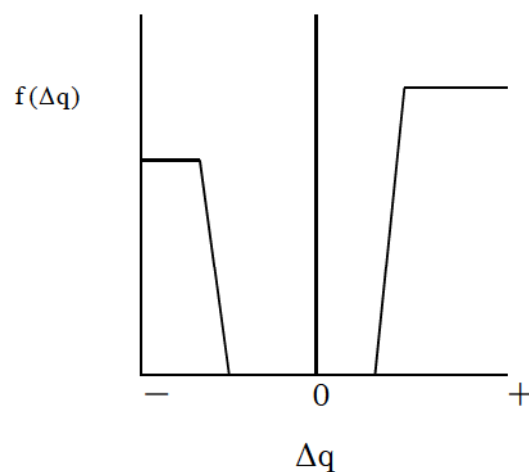
$T_0$  : 定格出力時の1次冷却材平均温度

$P$  : 加圧器圧力

$P_0$  : 定格運転圧力

$K_1 \sim K_3, \tau_1, \tau_2$  : 定数

$f(\Delta q)$  : 炉外中性子束検出器（出力領域用）の上半分（ $\phi_t$ ）と下半分（ $\phi_b$ ）の指示値の差の関数で、概略を下図に示す。  
 $(\Delta q = \phi_t - \phi_b)$



(7) 過大出力  $\Delta T$  高

過大出力  $\Delta T$  高トリップは、炉心の過大出力を防止する。過大出

力  $\Delta T$  高の設定値は以下のとおりで “2 out of 4” 信号で原子炉をトリップさせる。

過大出力  $\Delta T$  高設定値

$$=K_4 - \left( K_5 \frac{\tau_3 s}{1 + \tau_3 s} T \right) - (K_6 (T - T_0)) - f(\Delta q)$$

ここで、 $s$  : ラプラス演算子

$T$  : 1 次冷却材平均温度

$T_0$  : 定格出力時の 1 次冷却材平均温度

$K_4 \sim K_6, \tau_3$  : 定数

$f(\Delta q)$  : 過大温度  $\Delta T$  高と同じ

#### (8) 加圧器圧力高

1 次冷却系の過圧防護のために、加圧器圧力高の “2 out of 4” 信号によって原子炉をトリップさせる。

#### (9) 加圧器圧力低

1 次冷却系の圧力が異常に低下した場合に、炉心を保護するため、加圧器圧力低の “2 out of 4” 信号によって原子炉をトリップさせる。

このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷が P-7 の設定値以下の場合には自動でブロックされる。

$$\text{加圧器圧力進相／遅相補償信号} = \frac{1 + \tau_4 s}{1 + \tau_5 s} \cdot P$$

ここで、 $s$  : ラプラス演算子

$P$  : 加圧器圧力

$\tau_4, \tau_5$  : 定数

#### (10) 冷却材流量低

1 次冷却材流量が低下した場合に、炉心を保護するため、ループごとの冷却材流量低の “2 out of 4” 信号で原子炉をトリップさせる。

ただし、出力領域中性子束あるいはタービン負荷が P-7 の設定値以上では、2 ループ以上からの流量低信号の一致で、また、出力領域中性子束が P-8 の設定値以上ではいずれかのループからの流

量低信号で原子炉をトリップさせる。

(11) 冷却材ポンプ母線電圧低

冷却材ポンプの母線電圧が低下した場合の 1 次冷却材流量の低下に対して、炉心を保護するため、ループごとの冷却材ポンプ母線電圧低の “2 out of 3” 信号の 2 ループ以上の一致で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷が P-7 の設定値以下では自動的にブロックされる。

(12) 冷却材ポンプ母線周波数低

冷却材ポンプの母線周波数が低下した場合の 1 次冷却材流量の低下に対して、炉心を保護するため、ループごとの冷却材ポンプ母線周波数低の “2 out of 3” 信号の 2 ループ以上の一致で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷が P-7 の設定値以下では、自動的にブロックされる。

(13) 冷却材ポンプしゃ断器開

(10)、(11)、(12)項のバックアップとして、出力領域中性子束あるいは、タービン負荷が P-7 の設定値以上の出力では、2 台以上の冷却材ポンプしゃ断器開一致信号で、また、出力領域中性子束が P-8 の設定値以上では、いずれかの冷却材ポンプしゃ断器開信号で、原子炉をトリップさせる。

(14) タービントリップ

蒸気タービンがトリップした場合は、1 次冷却系の温度及び圧力の過度の上昇を避けるため、タービン非常しゃ断油圧低の “2 out of 3” 信号又は、主蒸気止め弁全閉信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷が P-7 の設定値以下では、自動的にブロックされる。

(15) 蒸気発生器主給水流量低

給水流量の喪失による 1 次冷却系の過圧を防止するため、主蒸気流量と給水流量差大の “1 out of 2” 信号と蒸気発生器水位低の “2 out of 4” 信号との一致で原子炉をトリップさせる。

(16) 蒸気発生器水位異常低

(15)項のバックアップとして、蒸気発生器の水位が過度に低下した場合には、蒸気発生器水位異常低の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

(17) 加圧器水位高

(8)項のバックアップとして加圧器水位高の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷が P-7 の設定値以下では、自動的にブロックされる。

(18) 地震

水平地震大の“2 out of 3”信号又は、鉛直地震大の“2 out of 3”信号で原子炉をトリップさせる。

(19) 手動

中央制御盤上の原子炉トリップスイッチ2個のうち、いずれか1個を操作すれば、原子炉はトリップする。

#### 6.6.4 手順等

- (1) 安全保護系のデジタル計算機が収納された盤については、施錠管理方法を定め運用する。
- (2) 発電所への出入りについては、出入管理方法を定め運用する。
- (3) 安全保護系の保守ツールの使用については、パスワードの管理及び入力操作に関する手順等並びにソフトウェアの使用について検証及び妥当性を確認することを定め運用する。
- (4) 適切な保守管理を行うとともに、故障時には補修を行う。
- (5) 保守管理や盤の施錠管理、出入管理、パスワード管理等の管理手順に関する教育を実施する。



## 6.7 工学的安全施設作動設備

### 6.7.1 概要

工学的安全施設作動設備は、1次冷却材喪失事故あるいは主蒸気管破断事故等に際して、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリを保護するための設備を起動するものである。これらをまとめて第6.7.1図に示す。

工学的安全施設作動設備は、安全保護系のプロセス計装から信号を受けて、工学的安全施設を作動させる2トレインの論理回路で構成する。

### 6.7.2 設計方針

- (1) 工学的安全施設作動設備は、単一故障あるいは使用状態からの単一の取り外しを行っても、安全保護機能を喪失しないような多重性を有する設計とする。
- (2) 工学的安全施設作動設備は、チャンネル相互を分離し、チャンネル間の独立性を図る設計とする。
- (3) 工学的安全施設作動設備は、駆動源の喪失又は系の遮断に対して、最終的に安全な状態に落ち着くような設計とする。
- (4) 工学的安全施設作動設備は、原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できる設計とする。
- (5) 工学的安全施設作動設備は、自動的に作動し、また必要な場合には手動でも作動できる設計とする。

なお、運転員の手動操作を期待するものは、容易に操作可能で、操作に必要な状態表示があり、操作が正しく行われたことが表示される設計とする。

- (6) 工学的安全施設作動設備は、作動状況が確認できる設計とする。
- (7) システムの導入段階、更新段階、試験段階でコンピュータウィルスが混入することを防止し、システムへのアクセス管理ができる設計とすることで、承認されていない動作や変更を防ぐ設計とする。

### 6.7.3 その他の主要な安全保護回路

#### (1) 安全注入回路

下記項目のいずれかの信号が発生した場合には、安全注入信号を発生し次の動作を行う。

高圧注入系起動、低圧注入系起動、原子炉格納容器隔離、アニュラス循環ファン起動、給水隔離、ディーゼル発電機起動、補助給水ポンプ起動、原子炉トリップ等

##### a. 加圧器圧力低と加圧器水位低の一致

加圧器圧力低と加圧器水位低との一致の“2 out of 4”信号により、1次冷却材喪失あるいは、主蒸気管破断を検出して安全注入信号を発生する。この信号は、原子炉圧力が P-11 の設定値以下の場合には、手動ブロックできる。

##### b. 加圧器圧力異常低

加圧器圧力異常低の“2 out of 4”信号により1次冷却材喪失を検出して安全注入信号を発生する。この信号は原子炉圧力が P-11 の設定値以下の場合には手動ブロックできる。

なお、中間領域中性子束が P-6 の設定値以下では、原子炉圧力が P-11 の設定値以上になった場合でも、この信号の自動アンブロックは阻止される。

##### c. 主蒸気流量高と主蒸気圧力低あるいは、1次冷却材平均温度異常低の一致

主蒸気流量高（各蒸気ラインは流量高の“1 out of 2”信号で検出する。）の“2 out of 3”信号と主蒸気圧力低（各蒸気ラインは圧力低の“2 out of 4”信号で検出する。）の“2 out of 3”信号あるいは、1次冷却材平均温度異常低の“2 out of 4”信号との一致により、主蒸気管破断を検出して、安全注入信号を発生する。

この信号は、1次冷却材平均温度が P-12 の設定値以下の場合には手動ブロックできる。

##### d. 主蒸気差圧高

各蒸気ライン間の主蒸気差圧高の“2 out of 4”信号により、主蒸

気管破断による蒸気圧力低を検出し、ある蒸気ラインが他の 2 ラインに対して圧力低になると安全注入信号を発する。

e. 格納容器圧力高

格納容器圧力高の“2 out of 4”信号により、1 次冷却材喪失や原子炉格納容器内での主蒸気管破断を検出し、安全注入信号を発する。

f. 手 動

中央制御盤上の安全注入スイッチ 2 個のうち 1 個を操作すれば安全注入信号を発信することができる。

(2) 中性子束高に対する補助保護回路

中間領域あるいは出力領域中性子束高信号により制御棒クラスタの自動及び手動引き抜きを阻止する。

(3) 1 次冷却材可変温度高に対する補助保護回路

1 次冷却材可変温度高信号により、制御棒クラスタの自動及び手動引き抜きを阻止し、またタービン発電機の負荷を自動的にカットバックする。

(4) 警報回路

警報回路は、次の状態に対してプラントが正常な運転状態から逸脱していることを運転員に通報するものである。

- a. 中性子束及び温度、圧力、流量等のプロセス変数が異常値に達した場合
- b. 原子炉格納容器排気、復水器エゼクタ排気等の放射線が異常値に達した場合
- c. 制御棒クラスタが落下した場合
- d. その他原子炉安全性に関連する設備が動作した場合

## 6.8 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

### 6.8.1 概要

A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の概略系統図を第 6.8.1 図から第 6.8.5 図に示す。

### 6.8.2 設計方針

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備のうち、原子炉を未臨界とするための設備として以下の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止及びほう酸水注入）を設ける。また、1 次冷却系の過圧防止及び原子炉出力を抑制するための設備として以下の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）を設ける。原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉保護系リレーラックの故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止）として、原子炉トリップスイッチを使用する。

原子炉トリップスイッチは、手動による原子炉緊急停止ができる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉トリップスイッチ

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、制御棒クラスタ及び原子炉トリップしゃ断器があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉保護系リレーラック及び原子炉トリップしゃ断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、A T W S 緩和設備、主蒸気止弁、主蒸気逃がし弁、



主蒸気安全弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁を使用する。

A T W S 緩和設備は、作動によるタービントリップ及び主蒸気止弁の閉止により、1 次冷却系から 2 次冷却系への除熱を過渡的に悪化させることで 1 次冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計とする。また、A T W S 緩和設備は、復水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により 1 次冷却系の過圧を防止することで、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できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ A T W S 緩和設備
- ・ 主蒸気止弁
- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 復水タンク
- ・ 加圧器逃がし弁
- ・ 加圧器安全弁
- ・ 主蒸気逃がし弁
- ・ 主蒸気安全弁
- ・ 蒸気発生器

主蒸気管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、電動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。また、ディーゼル発電機の詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器及び 1 次冷却材管については、「5.1 1 次冷却設備 5.1.2 重大事

故等時」にて記載する。

A T W S 緩和設備から自動信号が発信した場合において、原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動動作しなかった場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、主蒸気止弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用する。

中央制御室での操作により、手動で主蒸気止弁を閉操作することで原子炉出力を抑制するとともに、復水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により 1 次冷却系の過圧を防止できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・主蒸気止弁
- ・電動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・復水タンク
- ・加圧器逃がし弁
- ・加圧器安全弁
- ・主蒸気逃がし弁
- ・主蒸気安全弁
- ・蒸気発生器

主蒸気管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、電動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。また、ディーゼル発電機の詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器及び 1 次冷却材管については、「5.1 1 次冷却設備 5.1.2 重大事

故等時」にて記載する。

制御棒クラスタ、原子炉トリップしゃ断器及び原子炉保護系リレーラックの故障等により原子炉トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク及び充てん／高圧注入ポンプを使用する。

ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、緊急ほう酸注入弁を介して充てん／高圧注入ポンプにより原子炉に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ほう酸ポンプ
- ・緊急ほう酸注入弁
- ・ほう酸タンク
- ・充てん／高圧注入ポンプ

ほう酸フィルタ及び抽出水再生クーラは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁及び充てん／高圧注入ポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。蒸気発生器、冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器及び1次冷却材管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

ほう酸ポンプが故障により使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、ほう酸注入タンクを介して原子炉に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・充てん／高圧注入ポンプ
- ・ほう酸注入タンク

- ・燃料取替用水タンク

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、充てん／高圧注入ポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。蒸気発生器、冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器及び1次冷却材管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

さらに、ほう酸注入タンクが使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制御系により原子炉に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・充てん／高圧注入ポンプ
- ・燃料取替用水タンク

抽出水再生クーラは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、充てん／高圧注入ポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。蒸気発生器、冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器及び1次冷却材管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

#### 6.8.2.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.8.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

A T W S 緩和設備を使用した自動での1次冷却系の過圧防止及び原子炉出力抑制は、原子炉安全保護系設備と部分的に設備を共用するため、原子炉安全保護系設備から電氣的・物理的に分離することで原子



炉安全保護系設備と同時に機能喪失しない設計とする。

また、A T W S 緩和設備、主蒸気止弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、復水タンク、蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、原子炉トリップしゃ断器及び原子炉保護系リレーラックと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、それぞれ原理の異なる原子炉出力抑制方法を用いることで多様性を持つ設計とする。

A T W S 緩和設備は原子炉安全保護系設備と共通要因によって同時に機能を損なわれないよう、原子炉安全保護系設備から電氣的・物理的に分離し独立した盤として設置することで位置的分散を図る設計とする。

原子炉トリップスイッチを使用した手動による原子炉緊急停止は、手動により原子炉トリップできることで、自動による原子炉トリップに対し多様性を持つ設計とする。

原子炉安全保護系設備からの原子炉トリップと多様性を持つ原子炉トリップスイッチを使用することで手動により原子炉トリップできる設計とする。

主蒸気止弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用した手動での1次冷却系の過圧防止及び原子炉出力抑制は、原子炉補助建屋内の原子炉保護系リレーラックと共通要因によって同時に機能を損なわれないように位置的分散を図る設計とする。

ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクを使用したほう酸水注入は、制御棒クラスタ、原子炉トリップしゃ断器及び原子炉保護系リレーラックと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、それぞれ原理の異なる原子炉出力抑制方法を用いることで多様性を持つ設計とする。ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクは、

原子炉補助建屋内の原子炉トリップしゃ断器及び原子炉保護系リレーラック及び原子炉格納容器内の制御棒クラスタと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

#### 6.8.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.8.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップスイッチは、独立して信号を発信することができる設計とする。また、制御棒クラスタ及び原子炉トリップしゃ断器は、遮断器操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉出力抑制に使用する A T W S 緩和設備は、他の設備に悪影響を及ぼさないよう系統から分離が可能な設計とする。原子炉トリップ信号が原子炉安全保護系設備より正常に発信した場合は、不必要な信号の発信を阻止できる設計とする。また、主蒸気止弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気管、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁及び蒸気発生器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ほう酸水注入に使用するほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸フィルタ、抽出水再生クーラ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 6.8.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.8.2 容量等」に示す。

手動による原子炉緊急停止として使用する原子炉トリップスイッチ

は、設計基準事故対処設備の原子炉手動停止機能と兼用しており、中央制御室での操作を可能とするため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用する A T W S 緩和設備は、重大事故等時に「蒸気発生器水位異常低」の原子炉トリップ信号の計装誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

A T W S 緩和設備の作動による主蒸気止弁の閉止に伴う 1 次冷却系の過圧のピークを抑えるために使用する加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、設計基準事故対処設備の 1 次冷却系の過圧防止機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の放出流量が、主蒸気止弁の閉止による 1 次冷却系の過圧防止に必要な放出流量に対して十分であることを確認していることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。また、その後の 1 次冷却系を安定させるために使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁及び蒸気発生器は、設計基準事故対処設備の蒸気発生器 2 次側による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の補助給水流量及び蒸気流量が、主蒸気止弁の閉止による 1 次冷却系の過圧防止に必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認していることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉トリップに失敗した場合における原子炉を未臨界状態へ移行するためにほう酸水を炉心注入する設備として使用するほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時のほう酸水を 1 次冷却系に注入する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注入流量及びタンク容量が、原子炉トリップ失敗の場合に原子炉を未臨界状態とするために必要な注入流量及びタンク容量に対して十分であることを確認していることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。



#### 6.8.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.8.3 環境条件等」に示す。

原子炉トリップスイッチは、重大事故等時における中央制御室内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

制御棒クラスタ、加圧器安全弁、蒸気発生器及び抽出水再生クーラは、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

原子炉トリップしゃ断器、A T W S 緩和設備、主蒸気安全弁、ほう酸タンク、ほう酸フィルタ及びほう酸注入タンクは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

主蒸気管は、重大事故等時における原子炉格納容器内及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

A T W S 緩和設備は、A T W S 緩和機能以外に、デジタル安全保護設備の共通要因故障対策の機能も有しているが、これらの回路は、それぞれハードウェアのみでシステムを構築した回路とすることにより、同一筐体内にあるが、他機能からの影響を考慮した設計とする。

主蒸気止弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁及び充てん／高圧注入ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

復水タンク及び燃料取替用水タンクは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

加圧器逃がし弁は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

#### 6.8.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.8.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉トリップスイッチを使用した手動による原子炉緊急停止は、中央制御室の中央制御盤での操作が可能な設計とする。

主蒸気止弁を使用した原子炉出力抑制を行う系統及び復水タンク、



電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を使用した1次冷却系の過圧防止を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。主蒸気止弁、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、中央制御室の中央制御盤での操作が可能な設計とする。

ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁及びほう酸タンクを使用したほう酸水注入を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。緊急ほう酸注入弁及びほう酸ポンプは、中央制御室の中央制御盤での操作が可能な設計とする。

充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクを使用したほう酸水注入を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。充てん／高圧注入ポンプは、中央制御室の中央制御盤での操作が可能な設計とする。

### 6.8.3 主要設備及び仕様

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要設備及び仕様は第6.8.1表のとおり。

### 6.8.4 試験検査

基本方針については、「1.1.8.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップスイッチは、機能・性能の確認が可能なように、手動操作による原子炉トリップしゃ断器開放ができる設計とする。

手動による原子炉緊急停止に使用する制御棒クラスタは、機能・性能の確認が可能なように、動作確認ができる設計とする。

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップしゃ断器は、機能・性能の確認が可能なように、試験装置を接続し動作の確認ができる

設計とする。

原子炉出力抑制に使用する A T W S 緩和設備は、運転中に機能・性能の確認が可能なように、模擬入力によるロジック回路動作確認が可能な設計とする。この場合、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系の不必要な動作が発生しない設計とする。また、特性の確認が可能なように、模擬入力による校正及び設定値確認ができる設計とする。

原子炉出力抑制に使用する系統（主蒸気止弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器及び主蒸気管）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、主蒸気止弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。

復水タンク及び蒸気発生器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

蒸気発生器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

原子炉出力抑制に使用する系統（加圧器安全弁及び主蒸気安全弁）は、通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁は、分解が可能な設計とする。

ほう酸水注入に使用する系統（ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸フィルタ、抽出水再生クーラ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンク）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

ほう酸フィルタは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。

また、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁及び充てん／高圧注入ポンプは、分解可能な設計とする。

抽出水再生クーラは、機能・性能の確認ができる設計とする。また、

構造については、応力腐食割れ対策、伝熱管の磨耗対策により健全性が確保でき、開放が不要な設計であることから、外観の確認が可能な設計とする。

ほう酸タンク、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

## 6.9 圧縮空気設備

圧縮空気設備として計器用空気設備及び雑用空気設備よりなる。

### 6.9.1 計器用空気設備

#### (1) 概要

計器用空気設備は、計器用空気圧縮機、計器用空気だめ、計器用空気乾燥器、計器用空気供給配管、弁及び計装等より構成し、原子炉格納容器内、原子炉補助建屋内、タービン建屋内等に設置されている空気作動弁、制御器、計測器等に清浄で乾燥した圧縮空気を供給する。

計器用空気系統の系統構成を第 6.9.1 図に示す。

#### (2) 設計方針

- a 計器用空気圧縮機の電源は非常用母線から供給し、トレインを分離して多重性を持たせる。
- b 安全上重要な系統に接続する計器用空気供給配管は、2 系統の供給母管より構成し、互いに分離し得る設計とする。
- c 計器用空気設備は、後備用として雑用空気設備からも空気を供給できるように設計する。

#### (3) 主要設備の仕様

##### 計器用空気圧縮機

|      |                            |
|------|----------------------------|
| 型 式  | 無給油式                       |
| 個 数  | 2                          |
| 容 量  | 約 10Nm <sup>3</sup> /min/個 |
| 吐出圧力 | 約 7kg/cm <sup>2</sup> G    |

##### 計器用空気だめ

|     |                        |
|-----|------------------------|
| 個 数 | 2                      |
| 容 量 | 約 2.5m <sup>3</sup> /個 |

##### 計器用空気乾燥器

|     |                            |
|-----|----------------------------|
| 型 式 | 二塔式たて形空気脱湿器                |
| 個 数 | 2                          |
| 容 量 | 約 10Nm <sup>3</sup> /min/個 |



(4) 主要設備

計器用空気圧縮機は、清浄な圧縮空気を供給するために、無給油方式を採用する。計器用空気圧縮機は 100%容量のものを 2 台設置する。

(5) 評価

a 計器用空気圧縮機の電源はトレイン分離された 2 つの非常用母線から供給される。

b 安全上重要な系統への計器用空気は、分離された 2 系統の母管から供給される。

(6) 試験検査

計器用空気設備は、常時運転している設備であるので中央制御室等でその運転状態を監視できる。また、停止中の計器用空気圧縮機については、定期的に作動試験を行うことができる。

#### 6.9.2 雑用空気設備

雑用空気圧縮機の仕様を以下に示す。

雑用空気圧縮機

|      |                         |
|------|-------------------------|
| 型 式  | 無給油式                    |
| 個 数  | 2                       |
| 容 量  | 約 5Nm <sup>3</sup> /min |
| 吐出圧力 | 約 7kg/cm <sup>2</sup> G |

## 6.10 制御室

### 6.10.1 通常運転時等

#### 6.10.1.1 概要

計測制御系統施設のうち、プラント主系統（原子炉及びタービン発電機）の運転に必要な監視及び操作装置は、集中化し、中央制御室内の中央制御盤に設置する。

また、火災その他の異常な状態により、中央制御室が使用できない場合においても原子炉を安全に停止できるよう、中央制御室外原子炉停止装置を設ける。

#### 6.10.1.2 中央制御室

##### 6.10.1.2.1 設計方針

中央制御室及び中央制御盤は、以下の方針を満足するように設計する。

- (1) 原子炉施設の通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時の対応に必要な計測制御装置を、中央制御盤上で集中監視及び制御が行えるように設計する。
- (2) 中央制御盤の配置及び操作器具の盤面配置等については人間工学的な操作性を考慮し設計する。また、中央制御室にて同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失及び外部火災に伴うばい煙や有毒ガス、降下火砕物並びに有毒ガス）を想定しても安全施設を容易に操作することが可能なように設計する。
- (3) 原子炉施設に影響を及ぼす可能性があると想定される自然現象等や発電所構内の状況を昼夜にわたり把握することができる設計とする。
- (4) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」を満足するように、1次冷却系統に係る原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく

低下しないようするとともに、運転員の過度の放射線被ばくも考慮することで、従事者が支障なく中央制御室に入れるとともに、一定期間中央制御室内にとどまって所要の操作及び措置をとることができる設計とする。

(5) 中央制御室は、プラントの状況に応じた必要な情報を共有しながら、事故処置を含む総合的な運転管理を図ることができるよう居住性に配慮した設計とする。

(6) 室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

#### 6.10.1.2.2 主要設備

##### (1) 中央制御盤

中央制御盤は、原子炉制御設備、プロセス計装設備、原子炉保護設備、工学的安全施設、タービン設備、電気設備等の計測制御装置を設けた運転コンソール（安全系V D U、監視操作V D U、警報V D U及びハードスイッチ）等で構成し、原子炉施設の通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時の対応に必要な盤面機器及び盤面表示（操作器、指示計、警報）を運転員の操作性を考慮して設置する。

なお、中央制御盤は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及び色分けによる識別や操作器のコード化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）等を行うことで、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ける運転員の誤操作の防止及び操作が容易にできるものとする。

##### (2) 中央制御室

中央制御室は、原子炉補助建屋内に設置し、1次冷却系統に係る原子炉施設の損壊又は故障が発生した場合に、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるよう、これに連絡する通路及び

出入りするための区域を多重化するとともに、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行うことができる設計とする。

中央制御室は、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。

そのために、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド（平成 29 年 4 月 5 日 原規技発第 1704052 号原子力規制委員会決定）」（以下「有毒ガス評価ガイド」という。）を参照し、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建屋内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室等から半径 10km 以内にある敷地外の固定源並びに可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定する。また、固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、現場の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

固定源に対しては、貯蔵容器すべてが損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう設計する。

可動源に対しては、「10.12 通信連絡設備」に記載する通信連絡設備による連絡、中央制御室換気設備の隔離、防護具の着用等により運転員を防護できる設計とする。

有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、必要に応じて保守管理及び運用管理を適切に実施する。

中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域は、運転員が過度の被ばくを受けないように施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故



後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気設備等の機能とあいまって、「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」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される 100mSv を下回るように遮蔽を設ける。

換気系は他と独立して設け、事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし運転員を内部被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の環境が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。また、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度も活動に支障のない範囲であることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

中央制御室は、原子炉施設に影響を及ぼす可能性があるとして想定される自然現象等や発電所構内の状況を昼夜にわたり把握するため遠隔操作及び暗視機能等を持った監視カメラを設置する。

中央制御室は、当該操作が必要となる理由となった事象により有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失及び外部火災に伴うばい煙や有毒ガス、降下火砕物並びに有毒ガス）を想定しても、適切な措置を講じることにより運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作することができるものとする。

また、現場操作が必要な添付書類十の設計基準事故（蒸気発生器伝熱管破損）時の操作場所である主蒸気ヘッダ室及び設計基準事故（原子炉冷却材喪失）時の操作場所である原子炉補機冷却水設備トレン分離操作箇所においても、環境条件（地震、内部火災、

内部溢水、外部電源喪失及び外部火災に伴うばい煙や有毒ガス、降下火砕物）を想定しても容易に操作ができるとともに、操作に必要な照明（アクセスルート上の照明を含む。）は、内蔵の蓄電池からの給電により外部電源喪失時においても点灯を継続する。さらに、その他の安全施設の操作等についても、プラントの安全上重要な機能に障害をきたすおそれのある機器や外部環境に影響を与えるおそれのある現場弁等に対して、色分けによる識別管理及び施錠管理により誤操作を防止する。

想定される環境条件及びその措置は以下のとおり。

#### （地震）

中央制御室及び中央制御盤は、原子炉補助建屋（耐震Ｓクラス）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ものとする。また、運転員机、運転コンソールに手摺を設置し、地震発生時における運転員の安全確保及び運転コンソールの操作器への誤接触を防止するとともに天井照明設備には落下防止措置を講じる。

#### （内部火災）

中央制御室に消火器を設置するとともに、火災が発生した場合の運転員の対応を規定類に定め、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できる設計とする。また、安全系V D U盤内で火災が発生した場合には、盤内の煙感知器により火災を感知し、常駐する運転員が消火器による消火を行うことを規定類に定めることで速やかな消火を可能とする設計とする。さらに安全系V D U盤に隣接する盤についても、火災を早期に感知するため、煙感知器を設置する。

#### （内部溢水）

中央制御室周りには、地震時に溢水源となる機器を設けない設計とする。なお、中央制御室周りの消火作業については、中央制御室に影響を与えない消火方法とすることにより、溢水による影響を与えず、中央制御室にて容易に操作することができる設計と

する。

(外部電源喪失)

運転操作に必要な照明は、地震、竜巻・風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には、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、容易に操作できるものとする。また、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間においても、蓄電池内蔵の照明設備により運転操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作できるものとする。

(ばい煙等による中央制御室内環境の悪化)

中央制御室外の火災により発生するばい煙や有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作環境の悪化を想定しても、中央制御室換気設備の外気取入を手動で遮断し、閉回路循環方式に切り替えることにより、運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計とする。

(有毒ガス)

有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下することなく、1次冷却系統に係る原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合所要の操作及び措置をとることができる設計とする。

なお、原子炉施設の外の状況を把握するため、以下の設備を設置する。

a. 監視カメラ

想定される自然現象等（地震、津波、洪水、風（台風）・竜巻通過後の設備周辺における飛散状況、降水、積雪、落雷、地滑り、降下火砕物、火災、飛来物）に加え発電所構内の状況（海側、山側）を昼夜にわたり把握するために屋外に暗視機能等を持った監視カメラを設置する。

b. 気象観測設備等

津波、風（台風）、竜巻等による発電所構内の状況の把握に有効なパラメータ（潮位、風向・風速等）を入手するために、気象観測設備等を設置する。

c. F A X 等

公的機関からの地震、津波、竜巻、雷雨、降雨予報、天気図、台風情報等を入手するために、中央制御室に F A X、テレビ等を設置する。

#### 6.10.1.2.3 手順等

- (1) 手順に基づき、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、中央制御室内の酸素濃度、二酸化炭素濃度を測定する。
- (2) 手順に基づき、監視カメラ及び気象観測設備等により原子炉施設の外の状況を把握するとともに、F A X 等により公的機関から必要な情報を入手する。
- (3) 監視カメラ、気象観測設備等に要求される機能を維持するため、適切な保守管理を実施するとともに、故障時には補修を行う。
- (4) 酸素濃度計、二酸化炭素濃度計等の保守管理及び運転に関する教育を行う。
- (5) 手順に基づき、「10.12 通信連絡設備」に記載する通信連絡設備による連絡、中央制御室換気設備の隔離、防護具の着用等により、中央制御室内の運転員の対処能力を確保する。

#### 6.10.1.3 中央制御室外原子炉停止装置

##### 6.10.1.3.1 設計方針

- (1) 火災その他の異常な状態により、中央制御室が使用できない場合には、中央制御室外原子炉停止装置を設け、中央制御室外の適切な場所から原子炉を停止し、高温停止状態に直ちに移行し、その後、原子炉を低温停止状態に導き維持することができる設計とする。



- (2) 高温停止時に、操作が時間的に急を要する機器及び停止中に操作を行う頻度の高い機器の操作機器は、中央制御室での操作に優先する中央制御室外原子炉停止盤から操作を行う。
- (3) 現場操作を必要とするものについては、非常用照明設備及び通信設備を設ける。

## 6.10.2 重大事故等時

### 6.10.2.1 概要

中央制御室には、重大事故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重大事故等対処設備を設置及び保管する。

中央制御室（重大事故等時）概略系統図を第 6.10.2.1 図から第 6.10.2.3 図に示す。

### 6.10.2.2 設計方針

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、中央制御室遮蔽及び原子炉補助建屋の換気設備のうち中央制御室換気設備の中央制御室非常用循環ファン、制御建屋送気ファン、制御建屋循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに可搬型照明（S A）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。また、代替電源として空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリー及び燃料油移送ポンプを使用する。

重大事故等時において、中央制御室換気設備は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。中央制御室遮蔽は、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設

する。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室換気設備及び中央制御室遮蔽の機能とあわせて、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の環境が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。照明については、可搬型照明（S A）により確保できる設計とする。中央制御室換気設備及び可搬型照明（S A）は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 中央制御室遮蔽
- ・ 中央制御室非常用循環ファン
- ・ 制御建屋送気ファン
- ・ 制御建屋循環ファン
- ・ 中央制御室非常用循環フィルタユニット
- ・ 可搬型照明（S A）
- ・ 酸素濃度計
- ・ 二酸化炭素濃度計
- ・ 空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬式オイルポンプ（10.2 代替電源設備）
- ・ タンクローリー（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料油移送ポンプ（10.2 代替電源設備）

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、原子炉補助建屋の換気設備のうち中央制御室換気設備の制御建屋冷

暖房ユニット及びディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。また、ディーゼル発電機の詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリー及び燃料油移送ポンプについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。また、以下の重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）を設ける。

重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）として、可搬型照明（S A）、空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリー及び燃料油移送ポンプを使用する。

照明については、可搬型照明（S A）により確保できる設計とする。

身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設けることができるよう考慮する。

可搬型照明（S A）は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型照明（S A）
- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備）
- ・可搬式オイルポンプ（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油移送ポンプ（10.2 代替電源設備）

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、

ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリー及び燃料油移送ポンプについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するための設備として以下の重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）を設ける。重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）として、アニュラス循環ファン、アニュラス循環フィルタユニット及び窒素ポンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用）を使用する。また、代替電源設備として空冷式非常用発電装置を使用する。

アニュラス循環ファンは、原子炉格納容器からアニュラスへ漏えいする放射性物質等を含む空気を吸入し、アニュラス循環フィルタユニットを介して放射性物質を低減させた後排出することで放射性物質の濃度を低減する設計とする。アニュラス循環ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。また、B系アニュラス循環系のダンパは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置により電磁弁を開放することで制御用空気設備の窒素ポンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用）により開操作できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・アニュラス循環ファン
- ・アニュラス循環フィルタユニット
- ・窒素ポンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用）
- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備）
- ・可搬式オイルポンプ（10.2 代替電源設備）



- ・タンクローリー（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油移送ポンプ（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、可搬式オイルポンプ、タンクローリー及び燃料油移送ポンプについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。格納容器排気筒は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、アニュラス循環ファンの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

#### 6.10.2.2.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.8.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

中央制御室換気設備は、多重性をもったディーゼル発電機から給電でき、系統として多重性を持つ設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、制御建屋送気ファン、制御建屋循環ファン及び可搬型照明（S A）は、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

アニュラス循環ファンは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

#### 6.10.2.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.8.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮蔽は、原子炉補助建屋と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室非常用循環ファン、制御建屋送気ファン、制御建屋循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び制御建屋冷暖房ユニットは、ダンパ操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室の居住性の確保及び汚染の持ち込み防止に使用する可搬型照明（S A）は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

放射性物質の濃度を低減するために使用するアニュラス循環ファン、アニュラス循環フィルタユニット及び格納容器排気筒は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

放射性物質の濃度を低減するために使用する窒素ポンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用）は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 6.10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.8.2 容量等」に示す。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として使用する中央制御室非常用循環ファン、制御建屋送気フ

ファン、制御建屋循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び制御建屋冷暖房ユニットは、重大事故等時に運転員の内部被ばくを防止するために必要な浄化機能に対して、設計基準事故対処設備としてのフィルタユニットが持つ浄化能力を使用することにより達成できることを確認した上で、同仕様で設計する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを1個使用する。保有数は、故障時及び保守点検のバックアップ用の2個を含めて合計3個を分散して保管する設計とする。

可搬型照明（S A）は、重大事故等時に中央制御室の運転コンソール及びS A監視操作盤での操作に必要な照度を有するものを4個、重大事故等時に身体サーベイ及び作業服の着替え等に必要な照度を有するものを2個使用する。保有数は、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1個を含めて合計7個を分散して保管する設計とする。

炉心の著しい損傷により発生した放射性物質が、原子炉格納容器外に漏えいした場合において、放射性物質の濃度を低減するために使用するアニュラス循環ファンは、設計基準事故対処設備のアニュラス空気再循環設備と兼用しており、原子炉格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度を低減するために必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。アニュラス循環フィルタユニットは、設計基準事故対処設備としてのフィルタ性能が、原子炉格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度を低減するために必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

窒素ポンペ（アニュラス循環系ダンパ作動用）は、供給先のアニュラス循環系のダンパが空気作動式であるため、ダンパ全開に必要な圧力を設定圧力とし、配管分の加圧、ダンパ作動回数、リークしないことを考慮した容量に対して十分な容量を有したもの

を 1 セット 1 本使用する。保有数は、1 セット 1 本、機能要求の無い時期に保守点検可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 本の合計 2 本を保管する設計とする。

#### 6.10.2.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.8.3 環境条件等」に示す。

中央制御室遮蔽は、コンクリート構造物として原子炉補助建屋と一体であり、建屋として重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、制御建屋送気ファン及び制御建屋循環ファンは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び制御建屋冷暖房ユニットは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

可搬型照明（S A）は、中央制御室内及び原子炉補助建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における中央制御室内及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室並びに身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画で可能な設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内で保管及び使用するため、重大事故等時における中央制御室内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

アニュラス循環ファンは、重大事故等時における使用条件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

アニュラス循環フィルタユニットは、重大事故等時における使用条件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。



窒素ポンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用）は、原子炉補助建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

格納容器排気筒は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

#### 6.10.2.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.8.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室換気設備の運転モード切替えは、中央制御室換気隔離信号による自動動作のほか、中央制御室の運転コンソールでの手動切替操作も可能な設計とする。中央制御室非常用循環ファン、制御建屋送気ファン及び制御建屋循環ファンは、中央制御室の運転コンソールでの操作が可能な設計とする。また、中央制御室換気設備の空気作動ダンパは、一般的に使用される工具を用いて人力で開操作が可能な構造とする。

酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型照明（S A）は、汎用品を用いる等容易かつ確実に操作ができる設計とする。

アニュラス循環ファンを使用した放射性物質の濃度低減を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。アニュラス循環ファンは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

窒素ポンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用）を使用したアニュラス循環系のダンパへの代替空気供給を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。窒素ポンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用）の出口配管と制御用空気配管の接続は、簡便な接続方法による接続とし、確実に接続できる設計とする。窒素ポンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用）の接続口は、ポンベ取付継手

による接続とし、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用、1次系冷却水タンク加圧用及びアニュラス循環系ダンパ作動用）の取付継手は同一形状とする。また、窒素ポンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用）の接続口は、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により窒素ポンベの交換が可能な設計とする。

#### 6.10.2.3 主要設備及び仕様

中央制御室の主要設備及び仕様は第 6.10.2.1 表及び第 6.10.2.2 表のとおり。

#### 6.10.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.8.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮蔽は、主要部分の断面寸法が確認できる設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する系統（中央制御室（気密性）、中央制御室非常用循環ファン、制御建屋送気ファン、制御建屋循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び制御建屋冷暖房ユニット）は、通常ラインにて機能・性能確認が可能な系統設計とする。

また、中央制御室非常用循環ファン、制御建屋送気ファン及び制御建屋循環ファンは、分解が可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び制御建屋冷暖房ユニットは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、特性の確認が可能なように、標準器等による校正ができる設計とする。

中央制御室の居住性の確保及び汚染の持ち込み防止に使用する可

搬型照明（S A）は、バッテリー容量の確認が可能なように、点灯状態の継続により機能・性能の確認ができる設計とする。

アニュラスからの放射性物質の濃度低減に使用する系統（アニュラス循環ファン及びアニュラス循環フィルタユニット）は、多重性のある試験系統により独立して機能・性能確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

アニュラス循環ファンは、分解が可能な設計とする。

アニュラス循環フィルタユニットは、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。よう素フィルタは、フィルタ取外しができる設計、格納容器排気筒は、外観の確認が可能な設計とする。

アニュラスからの放射性物質の濃度低減に使用する窒素ポンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用）は、アニュラス循環系ダンパ作動用配管へ窒素供給することにより機能・性能の確認が可能な設計とする。ポンベは規定圧力が確認できる設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

## 6.11 発電所の運転

発電所の運転操作順序の概要は下記の予定である。

### 6.11.1 起動

起動開始前に次の操作を行う。

- (1) 発電所計装及び制御系は、正常状態であることを確認する。
  - (2) 発電所所内電力供給及び無停電電源装置は、正常状態であることを確認する。
  - (3) 核計装及び安全系統（ジーゼル発電機も含む）は、正常状態であることを確認する。
  - (4) 各系統の各弁の開閉状態の点検を行う。
  - (5) 次の補助設備の事前点検を行い、起動又は作動状態にする。
    - a 給水处理設備
    - b 補機冷却設備
    - c 放射線管理設備
    - d 1次冷却材試料採取設備
    - e 計器用圧縮空気設備
    - f 放射性廃棄物処理設備
    - g 換気設備
  - (6) 余熱除去系統が運転されていることを確認する。
  - (7) 充てん／高圧注入ポンプにより、体積制御タンクから1次冷却材ポンプのシール部に送水し、また、1次冷却回路への注水管を通して1次冷却材圧力を所定の圧力以上に維持する。
- 以上の状態が満足されている場合、次の順序でプラントを起動する。
- (8) 停止グループの制御棒クラスタを全引抜きとする。
  - (9) 加圧器全ヒータを起動する。
  - (10) 1次冷却材ポンプを起動し、1次冷却回路の加熱を開始する。
  - (11) 水質が良好になれば、1次冷却回路の加熱を開始する。
  - (12) 余熱除去ポンプを停止し、余熱除去回路を隔離する。
  - (13) 1次冷却材温度が無負荷平均温度になれば保持する。



- (14) これまでの炉心履歴に基づいて、高温零出力に対応する制御棒クラスタ位置及び臨界ほう素濃度を推定する。
- (15) 化学・体積制御弁を希釈運転状態に設定し、ほう素濃度を臨界ほう素濃度になるようほう素濃度調整を行う。
- (16) 制御グループの制御棒クラスタを引抜き、臨界にする。
- (17) 低出力時、制御棒グループの制御棒クラスタ位置が所定の位置に落ちつくように1次冷却材ほう素濃度を調整する。
- (18) 蒸気発生器から2次側に蒸気を送り、2次系の暖気を行う。
- (19) タービン回転速度を上げ、主発電機を系統に併列する。
- (20) 発電機負荷を増加する。
- (21) 所内負荷の大部分を起動変圧器より所内変圧器に移す。
- (22) 原子炉出力の増加に応じて、制御グループの制御棒クラスタ位置を調整し(タービン出力約15%で、制御棒操作は手動より自動に切り替える)、1次冷却材平均温度を規定値に維持する。

#### 6.11.2 負荷の増減

- (1) 負荷を手動で調整する場合は、タービンのガバナ弁を加減する。  
自動出力調整装置を併用すれば、自動中央給電制御方式とすることもできる。
- (2) 自動で制御グループの制御棒クラスタ位置を調整することにより発電機負荷に見合う出力とする。

#### 6.11.3 停止

- (1) 負荷を減少する。
- (2) 原子炉出力の減少に応じて、制御グループ制御棒クラスタ位置を調整し(タービン出力約15%以下では手動操作)、1次冷却材を規定の平均温度に維持する。
- (3) 所内負荷を所内変圧器より起動変圧器に切り替える。
- (4) 主発電機を解列し、タービンを手動トリップする。
- (5) 化学・体積制御系から濃いほう酸水を1次冷却系に注入し、1次

冷却材中のほう素濃度を低温停止に必要な温度まで増加する。

- (6) 1次冷却系を冷却するために、タービンバイパス弁を調整する。
- (7) 1次冷却材温度、圧力が約176℃、約31.6kg/cm<sup>2</sup>G以下になれば、  
余熱除去ポンプを起動し、1次冷却材温度を60℃以下にする。
- (8) 1次冷却材ポンプを停止し、加圧器ヒータの電源を切り、化学・  
体積制御系の補助スプレにより加圧器を冷却する。

第 6.3.1 表 安全保護系のプロセス計装

| 項 目           | チャンネル数    | 検 出 器           |
|---------------|-----------|-----------------|
| 原 子 炉 圧 力     | 4         | 圧 力 伝 送 器       |
| 加 圧 器 水 位     | 4         | 差 圧 伝 送 器       |
| 1 次 冷 却 材 温 度 | 4         | 測 温 抵 抗 式 温 度 計 |
| 蒸 気 発 生 器 水 位 | 4 / 蒸気発生器 | 差 圧 伝 送 器       |
| 主 蒸 気 流 量     | 2 / ループ   | 差 圧 伝 送 器       |
| 主 蒸 気 ライン 圧 力 | 4 / ループ   | 圧 力 伝 送 器       |
| 主 給 水 流 量     | 2 / ループ   | 差 圧 伝 送 器       |
| タービン第 1 段 圧 力 | 2         | 圧 力 伝 送 器       |
| 1 次 冷 却 材 流 量 | 4 / ループ   | 差 圧 伝 送 器       |
| 格 納 容 器 内 圧 力 | 4         | 圧 力 伝 送 器       |

#### 第 6.4.1 表 計装設備（常設）の設備仕様

##### (1) 1 次冷却材高温側広域温度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

|         |        |   |
|---------|--------|---|
| 個       | 数      | 3 |
| 計 測 範 囲 | 0～400℃ |   |

##### (2) 1 次冷却材低温側広域温度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

|         |        |   |
|---------|--------|---|
| 個       | 数      | 3 |
| 計 測 範 囲 | 0～400℃ |   |

##### (3) 冷却材圧力（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

|         |                 |   |
|---------|-----------------|---|
| 個       | 数               | 2 |
| 計 測 範 囲 | 0～20.6MPa[gage] |   |

##### (4) 加圧器水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

|         |        |   |
|---------|--------|---|
| 個       | 数      | 2 |
| 計 測 範 囲 | 0～100% |   |

##### (5) 原子炉水位

|         |        |   |
|---------|--------|---|
| 個       | 数      | 1 |
| 計 測 範 囲 | 0～100% |   |

##### (6) 安全注入流量

兼用する設備は以下のとおり。



- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）
 

|         |   |                        |
|---------|---|------------------------|
| 個       | 数 | 1                      |
| 計 測 範 囲 |   | 0～225m <sup>3</sup> /h |

(7) 補助安全注入流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）
 

|         |   |                        |
|---------|---|------------------------|
| 個       | 数 | 1                      |
| 計 測 範 囲 |   | 0～225m <sup>3</sup> /h |

(8) 余熱除去クーラ出口流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）
 

|         |   |                          |
|---------|---|--------------------------|
| 個       | 数 | 2                        |
| 計 測 範 囲 |   | 0～1,000m <sup>3</sup> /h |

(9) 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算

- |         |   |                                                    |
|---------|---|----------------------------------------------------|
| 個       | 数 | 1                                                  |
| 計 測 範 囲 |   | 0～150m <sup>3</sup> /h（積算：0～10,000m <sup>3</sup> ） |

(10) 原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算

- |         |   |                                                    |
|---------|---|----------------------------------------------------|
| 個       | 数 | 1                                                  |
| 計 測 範 囲 |   | 0～150m <sup>3</sup> /h（積算：0～10,000m <sup>3</sup> ） |

(11) 格納容器スプレ流量積算

- |         |   |                                                      |
|---------|---|------------------------------------------------------|
| 個       | 数 | 1                                                    |
| 計 測 範 囲 |   | 0～1,000m <sup>3</sup> /h（積算：0～10,000m <sup>3</sup> ） |

(12) 格納容器内温度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）
 

|         |   |        |
|---------|---|--------|
| 個       | 数 | 2      |
| 計 測 範 囲 |   | 0～220℃ |

(13) 格納容器圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 2

計 測 範 囲 0～490kPa[gage]

(14) 格納容器圧力（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 1

計 測 範 囲 0～1.0MPa[gage]

(15) 格納容器再循環サンプ水位（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 2

計 測 範 囲 0～100%

(16) 格納容器再循環サンプ水位（狭域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 2

計 測 範 囲 0～100%

(17) 原子炉格納容器水位

個 数 1

計 測 範 囲 ON-OFF

(18) 原子炉下部キャビティ水位

個 数 1

計 測 範 囲 ON-OFF

(19) 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・放射線管理設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

|         |   |                                 |
|---------|---|---------------------------------|
| 個       | 数 | 2                               |
| 計 測 範 囲 |   | $10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$ |

(20) 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・放射線管理設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

|         |   |                               |
|---------|---|-------------------------------|
| 個       | 数 | 2                             |
| 計 測 範 囲 |   | $10^3 \sim 10^8 \text{mSv/h}$ |

(21) 出力領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

- ・炉外計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

|         |   |                 |
|---------|---|-----------------|
| 個       | 数 | 4（上部と下部の中性子束平均） |
| 計 測 範 囲 |   | 0～120%          |

(22) 中間領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

- ・炉外計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

|         |   |                                           |
|---------|---|-------------------------------------------|
| 個       | 数 | 2                                         |
| 計 測 範 囲 |   | $10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{A}$ |

(23) 中性子源領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

- ・炉外計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

|         |   |                          |
|---------|---|--------------------------|
| 個       | 数 | 2                        |
| 計 測 範 囲 |   | $1 \sim 10^6 \text{cps}$ |

(24) 蒸気発生器水位（狭域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

|         |   |        |
|---------|---|--------|
| 個       | 数 | 6      |
| 計 測 範 囲 |   | 0～100% |

(25) 蒸気発生器水位（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

|         |   |        |
|---------|---|--------|
| 個       | 数 | 3      |
| 計 測 範 囲 |   | 0～100% |

(26) 補助給水流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

|         |   |                        |
|---------|---|------------------------|
| 個       | 数 | 3                      |
| 計 測 範 囲 |   | 0～180m <sup>3</sup> /h |

(27) 主蒸気圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

|         |   |                |
|---------|---|----------------|
| 個       | 数 | 6              |
| 計 測 範 囲 |   | 0～9.8MPa[gage] |

(28) 1次系冷却水タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

|         |   |        |
|---------|---|--------|
| 個       | 数 | 2      |
| 計 測 範 囲 |   | 0～100% |



(29) 燃料取替用水タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

|         |   |        |
|---------|---|--------|
| 個       | 数 | 2      |
| 計 測 範 囲 |   | 0～100% |

(30) ほう酸タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

|         |   |        |
|---------|---|--------|
| 個       | 数 | 2      |
| 計 測 範 囲 |   | 0～100% |

(31) 復水タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

|         |   |       |
|---------|---|-------|
| 個       | 数 | 2     |
| 計 測 範 囲 |   | 0～13m |

(32) 安全パラメータ表示システム（SPDS）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）
- ・緊急時対策所
- ・通信連絡設備

|   |   |    |
|---|---|----|
| 個 | 数 | 一式 |
|---|---|----|

(33) SPDS表示装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備（重大事故等対処設備）
- ・緊急時対策所
- ・通信連絡設備

|   |   |    |
|---|---|----|
| 個 | 数 | 一式 |
|---|---|----|

第 6.4.2 表 計装設備（可搬型）の設備仕様

(1) 可搬型格納容器内水素濃度計測装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 1（予備 1）

計 測 範 囲 0～20vol%

(2) 1 次系冷却水タンク加圧ライン圧力

個 数 1（予備 1）

計 測 範 囲 0～1.6MPa[gage]

(3) 可搬型温度計測装置

個 数 3※1（予備 1）

計 測 範 囲 0～200℃

※1 格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）用

(4) 可搬型計測器

個 数 40（予備 40）

計 測 範 囲 —※1

※1 計測範囲については、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、換算表を用いて工学値に換算する。

第 6.4.3 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（1/5）

| 分類           | 重要な監視パラメータ<br>重要代替パラメータ            | 個数                       | 計測範囲                        | 設計基準                           | 把握能力<br>(計測範囲の考え方)                                                                                                                                                                      | 可搬型<br>計測器<br>個数 |
|--------------|------------------------------------|--------------------------|-----------------------------|--------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------|
| 原子炉圧力容器内の温度  | 1 次冷却材高温側広域温度※1                    | 3                        | 0～400℃                      | 最大値：<br>約 336℃                 | 1 次系最高使用温度（343℃）及び炉心損傷の判断基準である 350℃を超える温度を監視可能。なお、1 次冷却材高温側広域温度で炉心損傷を判断する際は、炉内温度に比べ 1 次冷却材高温側広域温度がやや低めの値を示すものの、炉心損傷を判断する時点（350℃）において大きな温度差は見られないことから、1 次冷却材高温側広域温度により炉心損傷を判断することが可能である。 | 3                |
|              | 1 次冷却材低温側広域温度※1                    | 3                        | 0～400℃                      | 最大値：<br>約 335℃                 |                                                                                                                                                                                         |                  |
| 原子炉圧力容器内の圧力  | 冷却材圧力（広域）※1                        | 2                        | 0～20.6 MPa[gage]            | 最大値：<br>約 17.7MPa[gage]        | 1 次系最高使用圧力（17.16 MPa[gage]）の 1.2 倍（事故時の判断基準）である 20.59MPa[gage]を監視可能。                                                                                                                    | 1                |
|              | 1 次冷却材高温側広域温度※2<br>1 次冷却材低温側広域温度※2 | 原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ |                             |                                |                                                                                                                                                                                         |                  |
| 原子炉圧力容器内の水位  | 加圧器水位※1                            | 2                        | 0～100%                      | 最大値：約 84%<br>最小値：0%以下<br>(注 1) | 加圧器上部胴上端近傍から下部胴下端近傍までの水位を監視可能。通常運転時及び事故時の 1 次冷却系保有水を制御し、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。                                                                                                     | 1                |
|              | 原子炉水位※1                            | 1                        | 0～100%                      | 最大値：100%<br>最小値：0%             | 原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能。重大事故等時において、加圧器水位による監視ができない場合、原子炉容器内の水位及び保有水が監視可能であり、事故対応が可能。                                                                                          | 4                |
|              | 冷却材圧力（広域）※2                        | 原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ |                             |                                |                                                                                                                                                                                         |                  |
|              | 1 次冷却材高温側広域温度※2<br>1 次冷却材低温側広域温度※2 | 原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ |                             |                                |                                                                                                                                                                                         |                  |
| 原子炉圧力容器への注水量 | 安全注入流量                             | 1                        | 0～225m³/h                   | 147 m³/h                       | 充てん／高圧注入ポンプの流量（147m³/h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。                                                                                                                                           | 1                |
|              | 補助安全注入流量                           | 1                        | 0～225m³/h                   | 147 m³/h                       | 充てん／高圧注入ポンプの流量（147m³/h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。                                                                                                                                           | 1                |
|              | 余熱除去クーラ出口流量※1                      | 2                        | 0～1,000m³/h                 | 852 m³/h                       | 余熱除去ポンプの流量（852m³/h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。                                                                                                                                               | 1                |
|              | 恒設代替低圧注水ポンプ出口<br>流量積算              | 1                        | 0～150 m³/h<br>(0～10,000 m³) | —（注 2）                         | 重大事故等時において、恒設代替低圧注水ポンプの流量（120m³/h）を監視可能。                                                                                                                                                | 1                |
|              | 燃料取替用水タンク水位※2<br>復水タンク水位※2         | 水源の確保を監視するパラメータと同じ       |                             |                                |                                                                                                                                                                                         |                  |
|              | 加圧器水位※2<br>原子炉水位※2                 | 原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ |                             |                                |                                                                                                                                                                                         |                  |
|              | 冷却材圧力（広域）※2                        | 原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ |                             |                                |                                                                                                                                                                                         |                  |
|              | 1 次冷却材低温側広域温度※2                    | 原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ |                             |                                |                                                                                                                                                                                         |                  |
|              | 格納容器再循環サンプ<br>水位（広域）※2             | 原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ |                             |                                |                                                                                                                                                                                         |                  |

第 6.4.3 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（2/5）

| 分類                   | 重要な監視パラメータ<br>重要代替パラメータ                            | 個数                                                                                                          | 計測範囲                                                   | 設計基準                   | 把握能力<br>(計測範囲の考え方)                                                                           | 可搬型<br>計測器<br>個数 |
|----------------------|----------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------|------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------|------------------|
| 原子炉格<br>納容器へ<br>の注水量 | 格納容器スプレ流量積算                                        | 1                                                                                                           | 0～1,000m <sup>3</sup> /h<br>(0～10,000 m <sup>3</sup> ) | —（注 2）                 | 重大事故等時において、内部スプレポンプの流量（846m <sup>3</sup> /h）を監視可能。                                           | 1                |
|                      | 恒設代替低圧注水ポンプ出口<br>流量積算                              | 原子炉圧力容器内への注水量を監視するパラメータと同じ<br>(計測範囲は、重大事故等時において、恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器への注水流量（120m <sup>3</sup> /h）を監視可能。)    |                                                        |                        |                                                                                              |                  |
|                      | 原子炉下部キャビティ注水ポンプ<br>出口流量積算                          | 1                                                                                                           | 0～150 m <sup>3</sup> /h<br>(0～10,000 m <sup>3</sup> )  | —（注 2）                 | 重大事故等時において、原子炉下部キャビティ注水ポンプの流量（120m <sup>3</sup> /h）を監視可能。                                    | 1                |
|                      | 安全注入流量<br>補助安全注入流量<br>余熱除去クーラ出口流量                  | 原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ                                                                                   |                                                        |                        |                                                                                              |                  |
|                      | 燃料取替用水タンク水位 <sup>※2</sup><br>復水タンク水位 <sup>※2</sup> | 水源の確保を監視するパラメータと同じ                                                                                          |                                                        |                        |                                                                                              |                  |
|                      | 格納容器再循環サンプ水位（広域） <sup>※2</sup>                     | 原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ                                                                                    |                                                        |                        |                                                                                              |                  |
| 原子炉格<br>納容器内<br>の温度  | 格納容器内温度                                            | 2                                                                                                           | 0～220℃                                                 | 最大値：<br>約 122℃         | 設計基準事故時の格納容器最高使用温度（122℃）を監視可能。<br>重大事故等時の格納容器温度（200℃）を監視可能。                                  | 1                |
|                      | 格納容器圧力 <sup>※2</sup><br>格納容器圧力（広域） <sup>※2</sup>   | 原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ                                                                                    |                                                        |                        |                                                                                              |                  |
| 原子炉格<br>納容器内<br>の圧力  | 格納容器圧力 <sup>※1</sup>                               | 2                                                                                                           | 0～490<br>kPa[gage]                                     | 最大値：<br>約 233kPa[gage] | 設計基準事故時の格納容器最高使用圧力（261kPa[gage]）を監視可能。                                                       | 1                |
|                      | 格納容器圧力（広域） <sup>※1</sup>                           | 1                                                                                                           | 0～1.0<br>MPa[gage]                                     | —（注 2）                 | 設計基準事故時の格納容器最高使用圧力（261kPa[gage]）を監視可能。<br>重大事故等時において格納容器最高使用圧力の 2 倍の圧力（0.522MPa[gage]）を監視可能。 | 1                |
|                      | 格納容器内温度 <sup>※2</sup>                              | 原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ                                                                                    |                                                        |                        |                                                                                              |                  |
| 原子炉格<br>納容器内<br>の水位  | 格納容器再循環サンプ水位（広域） <sup>※1</sup>                     | 2                                                                                                           | 0～100%                                                 | 100%                   | 再循環可能水位（59%）を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。                                                | 1                |
|                      | 格納容器再循環サンプ水位（狭域） <sup>※1</sup>                     | 2                                                                                                           | 0～100%                                                 | 100%以上                 | 格納容器再循環サンプ上端（約 100%）を監視可能。狭域水位の 100%は、広域水位の約 40%に相当。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。              | -                |
|                      | 原子炉格納容器水位 <sup>※1</sup>                            | 1                                                                                                           | ON-OFF                                                 | —（注 2）                 | 重大事故等時において、原子炉格納容器内への注水量の制限レベルに達したことを監視可能。                                                   | 1                |
|                      | 原子炉下部キャビティ水位 <sup>※1</sup>                         | 1                                                                                                           | ON-OFF                                                 | —（注 2）                 | 重大事故等時において、原子炉下部キャビティに熔融炉心の冷却に必要な水量があることを監視可能。                                               | 1                |
|                      | 燃料取替用水タンク水位 <sup>※2</sup><br>復水タンク水位 <sup>※2</sup> | 水源の確保を監視するパラメータと同じ                                                                                          |                                                        |                        |                                                                                              |                  |
|                      | 格納容器スプレ流量積算 <sup>※2</sup>                          | 原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ                                                                                   |                                                        |                        |                                                                                              |                  |
|                      | 恒設代替低圧注水ポンプ出口<br>流量積算 <sup>※2</sup>                | 原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ<br>(計測範囲は、重大事故等時において、恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器への注水流量（120m <sup>3</sup> /h）を監視可能。)     |                                                        |                        |                                                                                              |                  |
|                      | 原子炉下部キャビティ注水ポンプ<br>出口流量積算 <sup>※2</sup>            | 原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ<br>(計測範囲は、重大事故等時において、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉格納容器への注水流量（120m <sup>3</sup> /h）を監視可能。) |                                                        |                        |                                                                                              |                  |



第 6.4.3 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（3/5）

| 分類             | 重要な監視パラメータ<br>重要代替パラメータ          | 個数                         | 計測範囲                                                                                                          | 設計基準                               | 把握能力<br>(計測範囲の考え方)                                                                                                                                                                                                         | 可搬型<br>計測器<br>個数 |
|----------------|----------------------------------|----------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------|
| 原子炉格納容器内の水素濃度  | 可搬型格納容器内水素濃度計測装置                 | 1                          | 0～20vol%                                                                                                      | —（注2）                              | 重大事故等時において、水素濃度 13vol%を監視可能。                                                                                                                                                                                               | —                |
| 原子炉格納容器内の放射線量率 | 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）※1          | 2                          | 10 <sup>2</sup> ～10 <sup>7</sup> μSv/h                                                                        | 10 <sup>5</sup> mSv/h 以下（注3）       | 炉心損傷判断の値である 10 <sup>5</sup> mSv/h を超える放射線量率を監視可能。格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）と格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測範囲はオーバーラップするように設定。                                                                                                          | —                |
|                | 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）※1          | 2                          | 10 <sup>3</sup> ～10 <sup>8</sup> mSv/h                                                                        |                                    |                                                                                                                                                                                                                            | —                |
| 未臨界の維持又は監視     | 出力領域中性子束※1                       | 4※3                        | 0～120%<br>(3.3×10 <sup>5</sup> ～1.2×10 <sup>10</sup> n/cm <sup>2</sup> ・sec)                                  | 定格出力の約 71 倍<br>設計基準事故「制御棒飛び出し」（注4） | 設計基準事故時、事象初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され、急峻に低下するため、現状の計測範囲でも、同計測範囲により事故対応が可能。また、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。通常運転時の変動範囲 0～100%に対し、0～120%を監視可能。<br>「中間領域中性子束」及び「中性子源領域中性子束」とあいまって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能。 | —                |
|                | 中間領域中性子束※1                       | 2                          | 10 <sup>-11</sup> ～5×10 <sup>-3</sup> A<br>(1.3×10 <sup>2</sup> ～6.6×10 <sup>10</sup> n/cm <sup>2</sup> ・sec) |                                    | 通常運転時の変動範囲 10 <sup>-11</sup> ～約 10 <sup>-3</sup> A に対し、10 <sup>-11</sup> ～5×10 <sup>-3</sup> A を監視可能。                                                                                                                      | —                |
|                | 中性子源領域中性子束※1                     | 2                          | 1～10 <sup>6</sup> cps<br>(10 <sup>-1</sup> ～10 <sup>5</sup> n/cm <sup>2</sup> ・sec)                           |                                    | 通常運転時の変動範囲 1～10 <sup>5</sup> cps に対し、1～10 <sup>6</sup> cps を監視可能。                                                                                                                                                          | —                |
|                | 1次冷却材高温側広域温度※2<br>1次冷却材低温側広域温度※2 |                            | 原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ                                                                                      |                                    |                                                                                                                                                                                                                            |                  |
|                | ほう酸タンク水位※2                       |                            | 水源の確保を監視するパラメータと同じ                                                                                            |                                    |                                                                                                                                                                                                                            |                  |
| アニュラス内の水素濃度    | 可搬型アニュラス内水素濃度計測装置                | 1                          | 0～20vol%                                                                                                      | —（注2）                              | 重大事故等時におけるアニュラス内の水素濃度を監視可能。                                                                                                                                                                                                | —                |
|                | 可搬型格納容器内水素濃度計測装置※2               | 原子炉格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ |                                                                                                               |                                    |                                                                                                                                                                                                                            |                  |
|                | 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）※2          | 2                          | 原子炉格納容器内の放射線量率を監視するパラメータと同じ                                                                                   |                                    | 重大事故等時の原子炉格納容器内の線量率は、10 <sup>8</sup> mSv/h 以下であり監視可能。                                                                                                                                                                      | —                |

第 6.4.3 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（4／5）

| 分類          | 重要な監視パラメータ<br>重要代替パラメータ                                  | 個数                       | 計測範囲                       | 設計基準                                   | 把握能力<br>(計測範囲の考え方)                                                   | 可搬型<br>計測器<br>個数 |
|-------------|----------------------------------------------------------|--------------------------|----------------------------|----------------------------------------|----------------------------------------------------------------------|------------------|
| 最終ヒートシンクの確保 | 格納容器圧力 <sup>※1</sup>                                     | 原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ |                            |                                        |                                                                      |                  |
|             | 蒸気発生器水位（狭域） <sup>※1</sup>                                | 6                        | 0～100%                     | 最大値：100%<br>以上（注5）<br>最小値：0%<br>以下（注6） | 湿分分離器下端から伝熱管上端まで監視可能。「蒸気発生器水位（広域）」とあいまって、重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。 | 3                |
|             | 蒸気発生器水位（広域） <sup>※1</sup>                                | 3                        | 0～100%                     | 最大値：100%<br>以上（注5）<br>最小値：0%<br>以下（注6） | 湿分分離器下端から管板付近まで監視可能。重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。（注7）                  |                  |
|             | 補助給水流量 <sup>※1</sup>                                     | 3                        | 0～180 m <sup>3</sup> /h    | 74.0m <sup>3</sup> /h                  | 補助給水流量（74.0 m <sup>3</sup> /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。                 | 3                |
|             | 主蒸気圧力 <sup>※1</sup>                                      | 6                        | 0～9.8<br>MPa[gage]         | 最大値：<br>約 7.9MPa[gage]                 | 2次系最高使用圧力（7.48MPa[gage]）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。                       | 3                |
|             | 1次系冷却水タンク水位                                              | 2                        | 0～100%                     | 100%                                   | 変動範囲 0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。                         | 1                |
|             | 1次系冷却水タンク加圧ライン圧力 <sup>※2</sup>                           | 1                        | 0～1.6<br>MPa[gage]         | —（注2）                                  | 1次系冷却水タンクの加圧目標 120kPa[gage]を監視可能。                                    | —                |
|             | 格納容器循環冷暖房ユニット入口<br>温度／出口温度（SA） <sup>※1</sup>             | 3 <sup>※4</sup>          | 0～200℃を<br>計測可能<br>(汎用温度計) | —（注2）                                  | 設計基準事故時の格納容器最高使用温度（122℃）を監視可能。<br>重大事故等時の格納容器温度（200℃）を監視可能。          | 3                |
|             | 格納容器圧力（広域） <sup>※2</sup>                                 | 原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ |                            |                                        |                                                                      |                  |
|             | 格納容器内温度 <sup>※2</sup>                                    | 原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ |                            |                                        |                                                                      |                  |
|             | 1次冷却材高温側広域温度 <sup>※2</sup><br>1次冷却材低温側広域温度 <sup>※2</sup> | 原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ |                            |                                        |                                                                      |                  |
|             | 復水タンク水位 <sup>※2</sup>                                    | 水源の確保を監視するパラメータと同じ       |                            |                                        |                                                                      |                  |

第 6.4.3 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（5/5）

| 分類                  | 重要な監視パラメータ<br>重要代替パラメータ                                                                                            | 個数                        | 計測範囲   | 設計基準 | 把握能力<br>(計測範囲の考え方)                           | 可搬型<br>計測器<br>個数 |
|---------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------|--------|------|----------------------------------------------|------------------|
| 格納容器<br>バイパス<br>の監視 | 蒸気発生器水位（狭域）※ <sup>1</sup><br>蒸気発生器水位（広域）※ <sup>2</sup><br>主蒸気圧力※ <sup>1</sup><br>補助給水流量※ <sup>2</sup>              | 最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同じ  |        |      |                                              |                  |
|                     | 冷却材圧力（広域）※ <sup>1</sup>                                                                                            | 原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ  |        |      |                                              |                  |
|                     | 1次冷却材高温側広域温度※ <sup>2</sup><br>1次冷却材低温側広域温度※ <sup>2</sup>                                                           | 原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ  |        |      |                                              |                  |
|                     | 加圧器水位※ <sup>2</sup>                                                                                                | 原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ  |        |      |                                              |                  |
|                     | 格納容器再循環サンプ水位<br>（広域）※ <sup>2</sup>                                                                                 | 原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ  |        |      |                                              |                  |
| 水源の<br>確保           | 燃料取替用水タンク水位                                                                                                        | 2                         | 0～100% | 100% | 変動範囲 0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。 | 1                |
|                     | ほう酸タンク水位                                                                                                           | 2                         | 0～100% | 100% | 変動範囲 0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。 | 1                |
|                     | 復水タンク水位                                                                                                            | 2                         | 0～13m  | 13m  | 変動範囲 0～13mを監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。  | 1                |
|                     | 格納容器再循環サンプ水位<br>（広域）※ <sup>2</sup>                                                                                 | 原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ  |        |      |                                              |                  |
|                     | 格納容器スプレ流量積算※ <sup>2</sup><br>原子炉下部キャビティ注水ポンプ<br>出口流量積算※ <sup>2</sup>                                               | 原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ |        |      |                                              |                  |
|                     | 安全注入流量※ <sup>2</sup><br>補助安全注入流量※ <sup>2</sup><br>余熱除去クーラ出口流量※ <sup>2</sup><br>恒設代替低圧注水ポンプ<br>出口流量積算※ <sup>2</sup> | 原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ |        |      |                                              |                  |
|                     | 補助給水流量※ <sup>2</sup>                                                                                               | 最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同じ  |        |      |                                              |                  |
|                     | 出力領域中性子束※ <sup>2</sup><br>中間領域中性子束※ <sup>2</sup><br>中性子源領域中性子束※ <sup>2</sup>                                       | 未臨界の維持又は監視をするパラメータと同じ     |        |      |                                              |                  |

※1：重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ、※2：重要代替パラメータ、※3：上部と下部の中性子束平均値、※4：入口用 1 個、出口用 2 個

（注 1）計測範囲を一時的に超えるが、このときには原子炉水位又は 1 次冷却材圧力と 1 次冷却材温度によって、原子炉の冷却状態を監視する。

（注 2）重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

（注 3）炉心損傷判断の値は  $10^5 \text{ mSv/h}$  であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

（注 4）120%定格出力を超えるのは短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため運転監視上影響はない。

（注 5）計測範囲を一時的に超えるが、100%以上であることで冷却されていることを監視可能。

（注 6）計測範囲を一時的に超えるのは、破断側の蒸気発生器においてであり、破断のない側の蒸気発生器の水位は監視可能。

（注 7）蒸気発生器水位（広域）下端を一時的に下回る重大事故等時の事象であるが、下回っていることで蒸気発生器がドライアウトしている又はそのおそれがあることを監視可能。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (1/16)

| 分類          | 重要な監視パラメータ<br>[有効な監視パラメータ] | 重要代替パラメータ<br>[多様性拡張設備]                              | 代替パラメータ推定方法                                                                                                                                                                                                                      |
|-------------|----------------------------|-----------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 原子炉圧力容器内の温度 | 1 次冷却材高温側広域温度              | ①主要パラメータの他ループ<br>② 1 次冷却材低温側広域温度<br>③ [炉内温度]        | <ul style="list-style-type: none"> <li>1 次冷却材高温側広域温度の 1 ループが故障した場合は、他ループの 1 次冷却材高温側広域温度により推定する。</li> <li>1 次冷却材高温側広域温度の計測が困難となった場合は、1 次冷却材低温側広域温度により推定する。また、使用可能であれば炉内温度（多様性拡張設備）により、原子炉圧力容器内の温度を推定する。</li> </ul>                |
|             | 1 次冷却材低温側広域温度              | ①主要パラメータの他ループ<br>② 1 次冷却材高温側広域温度<br>③ [炉内温度]        | <ul style="list-style-type: none"> <li>1 次冷却材低温側広域温度の 1 ループが故障した場合は、他ループの 1 次冷却材低温側広域温度により推定する。</li> <li>1 次冷却材低温側広域温度の計測が困難となった場合は、1 次冷却材高温側広域温度により推定する。また、使用可能であれば炉内温度（多様性拡張設備）により、原子炉圧力容器内の温度を推定する。</li> </ul>                |
|             | [炉内温度]                     | ①主要パラメータの他検出器<br>② 1 次冷却材高温側広域温度<br>③ 1 次冷却材低温側広域温度 | <ul style="list-style-type: none"> <li>炉内温度（多様性拡張設備）の 1 つの検出器が故障した場合は、他検出器の炉内温度（多様性拡張設備）により推定する。</li> <li>炉内温度（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1 次冷却材高温側広域温度又は 1 次冷却材低温側広域温度により推定する。推定は、炉心出口のより直接的なパラメータである 1 次冷却材高温側広域温度を優先する。</li> </ul> |

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。



第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (2/16)

| 分類          | 重要な監視パラメータ<br>[有効な監視パラメータ] | 重要代替パラメータ<br>[多様性拡張設備]                                                            | 代替パラメータ推定方法                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |
|-------------|----------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 原子炉圧力容器内の圧力 | 冷却材圧力 (広域)                 | ①主要パラメータの他チャンネル<br>② [加圧器圧力]<br><br>③ 1 次冷却材高温側広域温度<br>④ 1 次冷却材低温側広域温度            | <ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材圧力 (広域) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの冷却材圧力 (広域) により推定する。</li> <li>冷却材圧力 (広域) の計測が困難となった場合は、使用可能で計測範囲内であれば、加圧器圧力 (多様性拡張設備) にて推定する。また、原子炉圧力容器内が飽和状態であれば、1 次冷却材高温側広域温度又は 1 次冷却材低温側広域温度により、原子炉圧力容器内の圧力を推定する。推定は、1 次冷却材高温側広域温度、1 次冷却材低温側広域温度の順で優先し使用する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。</li> </ul> |
|             | [加圧器圧力]                    | ①主要パラメータの他チャンネル<br>②冷却材圧力 (広域)                                                    | <ul style="list-style-type: none"> <li>加圧器圧力 (多様性拡張設備) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの加圧器圧力 (多様性拡張設備) により推定する。</li> <li>加圧器圧力の計測が困難となった場合は、測定範囲が広い冷却材圧力 (広域) により原子炉圧力容器内の圧力を推定する。</li> </ul>                                                                                                                                                 |
| 原子炉圧力容器内の水位 | 加圧器水位                      | ①主要パラメータの他チャンネル<br>②原子炉水位                                                         | <ul style="list-style-type: none"> <li>加圧器水位の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの加圧器水位により推定する。(多様性拡張設備を含む)</li> <li>加圧器水位の計測が困難となった場合は、原子炉水位により、原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、1 次冷却材サブクール度 (多様性拡張設備)、冷却材圧力 (広域) 及び 1 次冷却材高温側広域温度により原子炉圧力容器内がサブクール状態か過熱状態かを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が炉心上端以上で冠水状態であることを確認する。また、推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測している原子炉水位を優先する。</li> </ul>        |
|             |                            | ③ [1 次冷却材サブクール度]<br>③冷却材圧力 (広域)<br>③ 1 次冷却材高温側広域温度                                |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                        |
|             | 原子炉水位                      | ①加圧器水位                                                                            |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                        |
|             |                            | ② [1 次冷却材サブクール度]<br>②冷却材圧力 (広域)<br>② [炉内温度]<br>② 1 次冷却材高温側広域温度<br>② 1 次冷却材低温側広域温度 |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                        |
|             | [RCSノズルセンタ水位]              | ① 1 次冷却材高温側広域温度<br>① 1 次冷却材低温側広域温度                                                | <ul style="list-style-type: none"> <li>RCSノズルセンタ水位 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1 次冷却材高温側広域温度又は 1 次冷却材低温側広域温度の変化及び余熱除去ポンプ出口圧力 (多様性拡張設備) の傾向監視により水位を推定する。</li> </ul>                                                                                                                                                                         |
|             |                            | ② [余熱除去ポンプ出口圧力]                                                                   |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                        |

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (3/16)

| 分類           | 重要な監視パラメータ<br>[有効な監視パラメータ] | 重要代替パラメータ<br>[多様性拡張設備]                                             | 代替パラメータ推定方法                                                                                                                                                                                                                                                                               |
|--------------|----------------------------|--------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 原子炉圧力容器への注水量 | 安全注入流量                     | ①燃料取替用水タンク水位<br>②加圧器水位<br>③原子炉水位<br>④格納容器再循環サンプ水位 (広域)             | <ul style="list-style-type: none"> <li>安全注入流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。</li> <li>また、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。</li> <li>LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。</li> </ul>                                                                             |
|              | 補助安全注入流量                   | ①燃料取替用水タンク水位<br>②加圧器水位<br>③原子炉水位<br>④格納容器再循環サンプ水位 (広域)             | <ul style="list-style-type: none"> <li>補助安全注入流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。</li> <li>また、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。</li> <li>LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。</li> </ul>                                                                           |
|              | 余熱除去クーラ出口流量                | ①主要パラメータの他ループ                                                      | <ul style="list-style-type: none"> <li>余熱除去クーラ出口流量が故障した場合は、他ループの余熱除去クーラ出口流量により推定する。</li> </ul>                                                                                                                                                                                            |
|              |                            | ②燃料取替用水タンク水位<br>③加圧器水位<br>④原子炉水位<br>⑤格納容器再循環サンプ水位 (広域)             | <ul style="list-style-type: none"> <li>余熱除去クーラ出口流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。</li> <li>また、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。</li> <li>LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。</li> </ul>                                                                        |
|              | 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算          | ①燃料取替用水タンク水位<br>①復水タンク水位<br>②加圧器水位<br>③原子炉水位<br>④格納容器再循環サンプ水位 (広域) | <ul style="list-style-type: none"> <li>恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位及び加圧器水位又は、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。</li> <li>可搬式代替低圧注水ポンプを使用する場合及び復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、ポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。</li> <li>LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。</li> </ul> |

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (4/16)

| 分類           | 重要な監視パラメータ<br>[有効な監視パラメータ] | 重要代替パラメータ<br>[多様性拡張設備]           | 代替パラメータ推定方法                                                                                                                                                                    |
|--------------|----------------------------|----------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 原子炉圧力容器への注水量 | [充てん流量]                    | ①燃料取替用水タンク水位<br>②加圧器水位<br>③原子炉水位 | ・ 充てん流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、燃料取替用水タンク水位又は加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の加圧器水位の順で優先し使用する。また、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。                                            |
|              | [アキュムレータ圧力]                | ①冷却材圧力（広域）<br>① 1 次冷却材低温側広域温度    | ・ アキュムレータ圧力（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、冷却材圧力（広域）及び 1 次冷却材低温側広域温度の傾向監視によりアキュムレータからの注水開始を推定する。                                                                                        |
|              | [アキュムレータ水位（広域）]            | ① [アキュムレータ水位]                    | ・ アキュムレータ水位（広域）（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、使用可能で計測範囲内であれば、アキュムレータ水位（多様性拡張設備）により推定する。<br>・ アキュムレータ水位（広域）（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、冷却材圧力（広域）及び 1 次冷却材低温側広域温度の傾向監視によりアキュムレータからの注水開始を推定する。 |
|              |                            | ②冷却材圧力（広域）<br>② 1 次冷却材低温側広域温度    |                                                                                                                                                                                |
|              | [内部スプレ系連絡消火水流量積算]          | ①余熱除去クーラ出口流量                     | ・ 内部スプレ系連絡消火水流量積算（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、余熱除去クーラ出口流量又は、加圧器水位、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、原子炉圧力容器への注水量を直接計測できる余熱除去クーラ出口流量を優先する。                                                    |
|              |                            | ②加圧器水位<br>③原子炉水位                 |                                                                                                                                                                                |

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。



第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (5/16)

| 分類           | 重要な監視パラメータ<br>[有効な監視パラメータ] | 重要代替パラメータ<br>[多様性拡張設備]                              | 代替パラメータ推定方法                                                                                                                                                                                                                                   |
|--------------|----------------------------|-----------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 原子炉格納容器への注水量 | 格納容器スプレ流量積算                | ①燃料取替用水タンク水位<br>①復水タンク水位<br>②格納容器再循環サンプ水位 (広域)      | ・格納容器スプレ流量積算の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンクの水位、復水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。                                                                                           |
|              | 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算          | ①燃料取替用水タンク水位<br>①復水タンク水位<br>②格納容器再循環サンプ水位 (広域)      | ・恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンクの水位、復水タンクの水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。<br>・可搬式代替低圧注水ポンプを使用する場合及び復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、ポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。     |
|              | 原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算      | ①燃料取替用水タンク水位<br>①復水タンク水位<br>②格納容器再循環サンプ水位 (広域)      | ・原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンクの水位、復水タンクの水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。<br>・可搬式代替低圧注水ポンプを使用する場合及び復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、ポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。 |
|              | 安全注入流量                     | ①燃料取替用水タンク水位<br>②格納容器再循環サンプ水位 (広域)                  | ・安全注入流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。                                                                                                                  |
|              | 補助安全注入流量                   | ①燃料取替用水タンク水位<br>②格納容器再循環サンプ水位 (広域)                  | ・補助安全注入流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。                                                                                                                |
|              | 余熱除去クーラ出口流量                | ①主要パラメータの他ループ<br>②燃料取替用水タンク水位<br>③格納容器再循環サンプ水位 (広域) | ・余熱除去クーラ出口流量が故障した場合は、他ループの余熱除去クーラ出口流量により推定する。<br>・原子炉格納容器への注水量は、水源である燃料取替用水タンクの水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。                                                                      |
|              | [充てん流量]                    | ①燃料取替用水タンク水位<br>②格納容器再循環サンプ水位 (広域)                  | ・充てん流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンクの水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。                                                                                                       |

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (6/16)

| 分類           | 重要な監視パラメータ<br>[有効な監視パラメータ] | 重要代替パラメータ<br>[多様性拡張設備]                         | 代替パラメータ推定方法                                                                                                                                                                                                                                       |
|--------------|----------------------------|------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 原子炉格納容器への注水量 | [内部スプレクーラ出口流量]             | ①燃料取替用水タンク水位<br>①復水タンク水位<br>②格納容器再循環サンプ水位 (広域) | ・内部スプレクーラ出口流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位又は格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。<br>推定は、水源である燃料取替用水タンク水位又は復水タンク水位を優先する。                                                                                                            |
|              | [内部スプレ系連絡消火水流量積算]          | ① [淡水タンク水位]<br>②格納容器再循環サンプ水位 (広域)              | ・内部スプレ系連絡消火水流量積算 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、水源である淡水タンク水位 (多様性拡張設備) 又は格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。                                                                                                                                             |
| 原子炉格納容器内の温度  | 格納容器内温度                    | ①主要パラメータの他チャンネル                                | ・格納容器内温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内温度により推定する。                                                                                                                                                                                                  |
|              |                            | ②格納容器圧力<br>③格納容器圧力 (広域)                        | ・格納容器内温度の計測が困難となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器圧力又は格納容器圧力 (広域) により、温度を推定する。推定は、詳細な値を把握できる格納容器圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることを考慮する。                                                                                                        |
| 原子炉格納容器内の圧力  | 格納容器圧力                     | ①主要パラメータの他チャンネル                                | ・格納容器圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器圧力により推定する。<br>・格納容器圧力の計測が困難となった場合は、格納容器圧力 (広域)、格納容器圧力 (狭域) (多様性拡張設備) により圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器圧力 (広域) 又は格納容器圧力 (狭域) (多様性拡張設備) を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることを考慮する。 |
|              |                            | ②格納容器圧力 (広域)<br>② [格納容器圧力 (狭域)]                |                                                                                                                                                                                                                                                   |
|              |                            | ③格納容器内温度                                       |                                                                                                                                                                                                                                                   |
|              | 格納容器圧力 (広域)                | ①格納容器圧力<br>① [格納容器圧力 (狭域)]<br>②格納容器内温度         | ・格納容器圧力 (広域) の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器圧力、格納容器圧力 (狭域) (多様性拡張設備) により推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器圧力又は格納容器圧力 (狭域) (多様性拡張設備) を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることを考慮する。                                                  |

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。



第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (7/16)

| 分類          | 重要な監視パラメータ<br>[有効な監視パラメータ] | 重要代替パラメータ<br>[多様性拡張設備]                                                                                                                                           | 代替パラメータ推定方法                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                    |
|-------------|----------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 原子炉格納容器内の水位 | 格納容器再循環サンプ水位 (広域)          | ①主要パラメータの他チャンネル<br>②格納容器再循環サンプ水位 (狭域)<br>③原子炉下部キャビティ水位<br>③原子炉格納容器水位<br>④燃料取替用水タンク水位<br>④復水タンク水位<br>④格納容器スプレ流量積算<br>④恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算<br>④原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算 | <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器再循環サンプ水位 (広域) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器再循環サンプ水位 (広域) により推定する。</li> <li>格納容器再循環サンプ水位 (広域) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器再循環サンプ水位 (狭域)、原子炉下部キャビティ水位、原子炉格納容器水位及び水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、注水積算量である格納容器スプレ流量積算、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算により、原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は、測定範囲内であれば、連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ水位 (狭域) を優先する。</li> </ul> |
|             | 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)          | ①格納容器再循環サンプ水位 (広域)                                                                                                                                               | <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器再循環サンプ水位 (狭域) の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) との相関関係により水位を推定する。</li> </ul>                                                                                                                                                                                                                                                          |
|             | 原子炉下部キャビティ水位               | ①格納容器再循環サンプ水位 (広域)<br>②燃料取替用水タンク水位<br>②復水タンク水位<br>②格納容器スプレ流量積算<br>②恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算<br>②原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算                                                   | <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉下部キャビティ水位の計測が困難となった場合、格納容器再循環サンプ水位 (広域) 又は注水元である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレ流量積算、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算により求めた注水量により原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は格納容器再循環サンプ水位 (広域) を優先する。</li> </ul>                                                                                                                                          |
|             | 原子炉格納容器水位                  | ①燃料取替用水タンク水位<br>①復水タンク水位<br>①格納容器スプレ流量積算<br>①恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算<br>①原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算                                                                         | <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器水位の計測が困難となった場合は、注水元である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレ流量積算、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算及び原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算により求めた注水量により原子炉格納容器内の水位を推定する。</li> </ul>                                                                                                                                                                                           |

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (8/16)

| 分類                | 重要な監視パラメータ<br>[有効な監視パラメータ] | 重要代替パラメータ<br>[多様性拡張設備] | 代替パラメータ推定方法                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                |
|-------------------|----------------------------|------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 原子炉格納容器内の<br>水素濃度 | 可搬型格納容器内水素濃度計測装置           | ①主要パラメータの予備            | <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型格納容器内水素濃度計測装置が故障した場合は、予備の可搬型格納容器内水素濃度計測装置により計測する。</li> <li>可搬型格納容器内水素濃度計測装置の計測が困難となった場合は、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の動作特性により原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であることを確認する。</li> <li>使用可能であればガスクロマトグラフ（多様性拡張設備）により水素濃度を確認し、ガスクロマトグラフの結果に基づき水素濃度を推定する。</li> </ul>                                        |
|                   |                            | ②静的触媒式水素再結合装置温度監視装置    |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |
|                   |                            | ②原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置   |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |
| アニュラス内の<br>水素濃度   | 可搬型アニュラス内水素濃度計測装置          | ③〔ガスクロマトグラフによる水素濃度〕    | <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型アニュラス内水素濃度計測装置が故障した場合は、予備の可搬型アニュラス内水素濃度計測装置により計測する。</li> <li>可搬型アニュラス内水素濃度計測装置の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエアモニタ（高レンジ）及び格納容器排気筒高レンジガスモニタ（多様性拡張設備）の放射線量率の比によりアニュラスへの漏えい率を推定し、格納容器水素濃度とアニュラスへの漏えい率から評価された相関図より、アニュラス水素濃度を推定する。</li> <li>使用可能であれば、アニュラス内水素濃度計測装置（多様性拡張設備）を使用し、アニュラス内水素濃度を計測する。</li> </ul> |
|                   |                            | ①主要パラメータの予備            |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |
|                   |                            | ②可搬型格納容器内水素濃度計測装置      |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |
|                   |                            | ②格納容器内高レンジエアモニタ（高レンジ）  |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |
|                   |                            | ②〔格納容器排気筒高レンジガスモニタ〕    |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |
|                   |                            | ③〔アニュラス内水素濃度計測装置〕      |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (9/16)

| 分類             | 重要な監視パラメータ<br>[有効な監視パラメータ] | 重要代替パラメータ<br>[多様性拡張設備]                                                             | 代替パラメータ推定方法                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                        |
|----------------|----------------------------|------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 原子炉格納容器内の放射線量率 | 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)     | ①主要パラメータの他チャンネル<br>②格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)<br>② [モニタポスト]                           | ・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) により推定する。<br>・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) 及びモニタポスト (多様性拡張設備) の指示の上昇を傾向監視し、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。                                                                                                                                                              |
|                | 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)     | ①主要パラメータの他チャンネル<br>②格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)<br>③ [格納容器入口エリアモニタ]<br>③ [炉内計装区域エリアモニタ] | ・格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) により推定する。<br>・格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) の計測が困難になった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)、格納容器入口エリアモニタ (多様性拡張設備) 及び炉内計装区域エリアモニタ (多様性拡張設備) の指示の上昇を傾向監視することにより、炉心損傷のおそれが生じていない放射線量率であることを推定する。なお、格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の測定範囲より低く、格納容器入口エリアモニタ (多様性拡張設備) 及び炉内計装区域エリアモニタ (多様性拡張設備) 測定範囲より高い場合は、その間の放射線量率と推定する。 |
|                | [格納容器じんあいモニタ]              | ①格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)                                                            | ・格納容器じんあいモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。                                                                                                                                                                                                                                                                       |
|                | [格納容器ガスモニタ]                | ①格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)                                                            | ・格納容器ガスモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。                                                                                                                                                                                                                                                                         |
|                | [格納容器入口エリアモニタ]             | ①格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)                                                            | ・格納容器入口エリアモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。                                                                                                                                                                                                                                                                      |
|                | [炉内計装区域エリアモニタ]             | ①格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)                                                            | ・炉内計装区域エリアモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。                                                                                                                                                                                                                                                                      |

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。



第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (10/16)

| 分類                                             | 重要な監視パラメータ<br>[有効な監視パラメータ] | 重要代替パラメータ<br>[多様性拡張設備] | 代替パラメータ推定方法                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                   |
|------------------------------------------------|----------------------------|------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 未<br>臨<br>界<br>の<br>維<br>持<br>又<br>は<br>監<br>視 | 出力領域中性子束                   | ①主要パラメータの他チャンネル        | <ul style="list-style-type: none"> <li>出力領域中性子束の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの出力領域中性子束により推定する。</li> <li>出力領域中性子束の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束、1 次冷却材低温側広域温度と 1 次冷却材高温側広域温度の差により推定する。推定は出力領域中性子束の計測範囲をカバーしている中間領域中性子束を優先する。</li> <li>ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。</li> </ul>                                                      |
|                                                |                            | ②中間領域中性子束              |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               |
|                                                |                            | ③ 1 次冷却材高温側広域温度        |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               |
|                                                |                            | ③ 1 次冷却材低温側広域温度        |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               |
|                                                | 中間領域中性子束                   | ④ほう酸タンク水位              | <ul style="list-style-type: none"> <li>中間領域中性子束の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの中間領域中性子束により推定する。</li> <li>中間領域中性子束の計測が困難となった場合は、出力領域中性子束の測定範囲であれば、出力領域中性子束による推定を行い、中性子源領域中性子束の測定範囲であれば、中性子源領域中性子束により推定する。なお、出力領域中性子束の測定範囲下限と中性子源領域中性子束の測定範囲上限の間である場合は、互いの測定範囲外の範囲であると推定する。</li> <li>ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。</li> </ul> |
|                                                |                            | ①主要パラメータの他チャンネル        |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               |
|                                                |                            | ②出力領域中性子束              |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               |
|                                                | 中性子源領域中性子束                 | ②中性子源領域中性子束            | <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子源領域中性子束の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの中性子源領域中性子束により推定する。</li> <li>中性子源領域中性子束の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束の測定範囲であれば、中間領域中性子束により推定を行う。なお、中間領域中性子束の測定範囲下限以下の場合は、測定範囲下限より低い範囲であると推定する。</li> <li>ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。</li> </ul>                                                    |
|                                                |                            | ③ほう酸タンク水位              |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               |
|                                                |                            | ①主要パラメータの他チャンネル        |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               |
|                                                | 〔中間領域起動率〕                  | ②中間領域中性子束              | <ul style="list-style-type: none"> <li>中間領域起動率（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束により起動率を推定する。なお、中性子源領域中性子束の測定範囲の場合、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率（多様性拡張設備）により推定する。</li> </ul>                                                                                                                                                                              |
|                                                |                            | ②〔中性子源領域起動率〕           |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               |
|                                                | 〔中性子源領域起動率〕                | ①中性子源領域中性子束            | <ul style="list-style-type: none"> <li>中性子源領域起動率（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、中性子源領域中性子束により起動率を推定する。なお、中間領域中性子束の測定範囲の場合、中間領域中性子束及び中間領域起動率（多様性拡張設備）により推定する。</li> </ul>                                                                                                                                                                                |
|                                                |                            | ②中間領域中性子束              |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               |
|                                                |                            | ②〔中間領域起動率〕             |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               |

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。



第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (11/16)

| 分類                          | 重要な監視パラメータ<br>[有効な監視パラメータ]  | 重要代替パラメータ<br>[多様性拡張設備]                          | 代替パラメータ推定方法                                                                                                                                                                                                                                                                                                          |
|-----------------------------|-----------------------------|-------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 最終<br>ヒート<br>シンク<br>の<br>確保 | 格納容器圧力                      | ①主要パラメータの他チャンネル<br>②格納容器圧力 (広域)<br>③格納容器内温度     | <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器圧力により推定する。</li> <li>格納容器圧力の計測が困難となった場合は、格納容器圧力 (広域) により圧力を傾向監視し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により格納容器圧力を推定し、傾向監視により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。推定は、格納容器圧力 (広域) を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることを考慮する。</li> </ul> |
|                             | 1 次系冷却水タンク水位                | ①主要パラメータの他チャンネル<br>②格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度 (SA) | <ul style="list-style-type: none"> <li>1 次系冷却水タンク水位の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの 1 次系冷却水タンク水位により推定する。</li> <li>1 次系冷却水タンク水位の計測が困難な場合は、格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度 (SA) の傾向監視により、原子炉格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却系が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</li> </ul>                                                                               |
|                             | [1 次系冷却水タンク圧力]              | ① 1 次系冷却水タンク加圧ライン圧力                             | <ul style="list-style-type: none"> <li>1 次系冷却水タンク圧力 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1 次系冷却水タンク加圧ライン圧力により、原子炉格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却系が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</li> </ul>                                                                                                                                                     |
|                             | [格納容器空調装置冷却水流量]             | ①格納容器内温度<br>①格納容器圧力                             | <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器空調装置冷却水流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、格納容器内温度及び格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</li> </ul>                                                                                                                                                                               |
|                             | 格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度 (SA) | ①主要パラメータの予備<br>②格納容器内温度<br>②格納容器圧力              | <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度 (SA) が故障した場合は、予備の格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度 (SA) により格納容器循環冷暖房ユニット入口温度及び出口温度を計測する。</li> <li>格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度 (SA) の計測が困難となった場合は、格納容器内温度及び格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</li> </ul>                                                             |

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (12/16)

| 分類                              | 重要な監視パラメータ<br>[有効な監視パラメータ] | 重要代替パラメータ<br>[多様性拡張設備] | 代替パラメータ推定方法                                                                                                                                                                                                                                                                                                 |
|---------------------------------|----------------------------|------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 最終<br>ヒート<br>シンク<br>の<br>確<br>保 | 主蒸気圧力                      | ①主要パラメータの他チャンネル又は他ループ  | <ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネル又は他ループの主蒸気圧力により推定する。</li> <li>主蒸気圧力の計測が困難となった場合は、1 次冷却材低温側広域温度及び 1 次冷却材高温側広域温度により主蒸気圧力を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。推定は、1 次冷却材低温側広域温度を優先する。なお、蒸気発生器 2 次側が飽和状態になるまで（未飽和状態）は不確かさが生じることを考慮する。</li> </ul>                                    |
|                                 |                            | ② 1 次冷却材低温側広域温度        |                                                                                                                                                                                                                                                                                                             |
|                                 |                            | ③ 1 次冷却材高温側広域温度        |                                                                                                                                                                                                                                                                                                             |
|                                 | 蒸気発生器水位（狭域）                | ①主要パラメータの他チャンネル        | <ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器水位（狭域）の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蒸気発生器水位（狭域）により推定する。（多様性拡張設備を含む）</li> <li>蒸気発生器水位（狭域）の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位（広域）、1 次冷却材低温側広域温度、1 次冷却材高温側広域温度の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器水位（狭域）を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。推定は相関関係のある蒸気発生器水位（広域）を優先する。</li> </ul>                          |
|                                 |                            | ②蒸気発生器水位（広域）           |                                                                                                                                                                                                                                                                                                             |
|                                 | 蒸気発生器水位（広域）                | ③ 1 次冷却材低温側広域温度        | <ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器水位（狭域）の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位（広域）、1 次冷却材低温側広域温度、1 次冷却材高温側広域温度の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器水位（狭域）を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。推定は相関関係のある蒸気発生器水位（広域）を優先する。</li> </ul>                                                                                                       |
|                                 |                            | ③ 1 次冷却材高温側広域温度        |                                                                                                                                                                                                                                                                                                             |
|                                 | 補助給水流量                     | ①復水タンク水位               | <ul style="list-style-type: none"> <li>補助給水流量の計測が困難となった場合は、復水タンク水位、蒸気発生器水位（広域）及び蒸気発生器水位（狭域）を傾向監視することにより最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。推定は復水タンク水位を優先する。</li> </ul>                                                                                                                                                  |
|                                 |                            | ②蒸気発生器水位（広域）           |                                                                                                                                                                                                                                                                                                             |
|                                 | [主蒸気流量]                    | ③蒸気発生器水位（狭域）           | <ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気流量（多様性拡張設備）の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの主蒸気流量（多様性拡張設備）により推定する。</li> <li>主蒸気流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、主蒸気圧力の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器 2 次側による除熱状況を監視し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。また、蒸気発生器水位（狭域）及び蒸気発生器水位（広域）の変化傾向と補助給水流量を監視することにより主蒸気流量を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</li> </ul> |
|                                 |                            | ③ 1 次冷却材低温側広域温度        |                                                                                                                                                                                                                                                                                                             |
|                                 |                            | ②主蒸気圧力                 |                                                                                                                                                                                                                                                                                                             |
|                                 |                            | ③蒸気発生器水位（狭域）           |                                                                                                                                                                                                                                                                                                             |
|                                 |                            | ③蒸気発生器水位（広域）           |                                                                                                                                                                                                                                                                                                             |
|                                 |                            | ③補助給水流量                |                                                                                                                                                                                                                                                                                                             |

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (13/16)

| 分類              | 重要な監視パラメータ<br>[有効な監視パラメータ] | 重要代替パラメータ<br>[多様性拡張設備]             | 代替パラメータ推定方法                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                |
|-----------------|----------------------------|------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 格納容器<br>バイパスの監視 | 蒸気発生器水位 (狭域)               | ①主要パラメータの他チャンネル                    | <ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器水位 (狭域) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蒸気発生器水位 (狭域) により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。</li> <li>蒸気発生器水位 (狭域) の計測が困難となった場合、蒸気発生器水位 (広域) の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、主蒸気圧力及び補助給水流量により傾向監視する。</li> </ul>                                                                                                                                                                                                  |
|                 |                            | ②蒸気発生器水位 (広域)                      |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |
|                 |                            | ③主蒸気圧力                             |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |
|                 |                            | ③補助給水流量                            |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |
|                 | 主蒸気圧力                      | ①主要パラメータの他チャンネル                    | <ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの主蒸気圧力により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。</li> <li>主蒸気圧力の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位 (広域) の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することで蒸気発生器伝熱管破損を推定する。</li> </ul>                                                                                                                                                                                                                                 |
|                 |                            | ②蒸気発生器水位 (広域)<br>②補助給水流量           |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |
|                 | 冷却材圧力 (広域)                 | ①主要パラメータの他チャンネル                    | <ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材圧力 (広域) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの冷却材圧力 (広域) により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。</li> <li>冷却材圧力 (広域) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば、加圧器圧力 (多様性拡張設備) により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気圧力の傾向監視により蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の上昇がないことでインターフェイスシステム L O C A を推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態であれば、1 次冷却材高温側広域温度又は 1 次冷却材低温側広域温度により、冷却材圧力を推定する。推定は、測定範囲内であれば、冷却材圧力を直接測定している加圧器圧力 (多様性拡張設備) を優先する。</li> </ul> |
|                 |                            | ② [加圧器圧力]                          |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |
|                 |                            | ③蒸気発生器水位 (狭域)                      |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |
|                 |                            | ③主蒸気圧力                             |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |
|                 |                            | ③格納容器再循環サンプ水位 (広域)                 |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |
|                 |                            | ④ 1 次冷却材高温側広域温度<br>④ 1 次冷却材低温側広域温度 |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。



第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (14/16)

| 分類          | 重要な監視パラメータ<br>[有効な監視パラメータ] | 重要代替パラメータ<br>[多様性拡張設備]                                                 | 代替パラメータ推定方法                                                                                                                      |
|-------------|----------------------------|------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 格納容器バイパスの監視 | [復水器空気抽出器ガスモニタ]            | ①蒸気発生器水位 (狭域)<br>①主蒸気圧力                                                | ・復水器空気抽出器ガスモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。                                            |
|             | [蒸気発生器ブローダウン水モニタ]          | ①蒸気発生器水位 (狭域)<br>①主蒸気圧力                                                | ・蒸気発生器ブローダウン水モニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。                                          |
|             | [高感度型主蒸気管モニタ]              | ①蒸気発生器水位 (狭域)<br>①主蒸気圧力                                                | ・高感度型主蒸気管モニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。                                              |
|             | [補助建屋排気筒ガスモニタ]             | ①冷却材圧力 (広域)<br>①加圧器水位<br>①格納容器再循環サンプ水位 (広域)<br>①蒸気発生器水位 (狭域)<br>①主蒸気圧力 | ・補助建屋排気筒ガスモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気圧力により、インターフェイスシステム L O C A の傾向監視ができる。 |
|             | [補助建屋サンプ水位]                | ①冷却材圧力 (広域)<br>①加圧器水位<br>①格納容器再循環サンプ水位 (広域)<br>①蒸気発生器水位 (狭域)<br>①主蒸気圧力 | ・補助建屋サンプ水位 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気圧力により、インターフェイスシステム L O C A の傾向監視ができる。    |
|             | [余熱除去ポンプ出口圧力]              | ①冷却材圧力 (広域)<br>①加圧器水位<br>①格納容器再循環サンプ水位 (広域)<br>①蒸気発生器水位 (狭域)<br>①主蒸気圧力 | ・余熱除去ポンプ出口圧力 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気圧力により、インターフェイスシステム L O C A の傾向監視ができる。  |

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。



第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (15/16)

| 分類                  | 重要な監視パラメータ<br>[有効な監視パラメータ] | 重要代替パラメータ<br>[多様性拡張設備]                 | 代替パラメータ推定方法                                                                                                                   |
|---------------------|----------------------------|----------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 格納容器<br>バイパス<br>の監視 | [加圧器逃がしタンク圧力]              | ①冷却材圧力 (広域)<br>①加圧器水位<br>② [格納容器サンプ水位] | ・加圧器逃がしタンク圧力 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位 (多様性拡張設備) の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステム L O C A の傾向監視ができる。 |
|                     | [加圧器逃がしタンク水位]              | ①冷却材圧力 (広域)<br>①加圧器水位<br>② [格納容器サンプ水位] | ・加圧器逃がしタンク水位 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位 (多様性拡張設備) の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステム L O C A の傾向監視ができる。 |
|                     | [加圧器逃がしタンク温度]              | ①冷却材圧力 (広域)<br>①加圧器水位<br>② [格納容器サンプ水位] | ・加圧器逃がしタンク温度 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位 (多様性拡張設備) の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステム L O C A の傾向監視ができる。 |

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (16/16)

| 分類    | 重要な監視パラメータ<br>[有効な監視パラメータ] | 重要代替パラメータ<br>[多様性拡張設備]                                                                                                                                                      | 代替パラメータ推定方法                                                                                                                                                                                                                                                                    |
|-------|----------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 水源の確保 | 燃料取替用水タンク水位                | ①主要パラメータの他チャンネル<br>②格納容器再循環サンプ水位（広域）<br>③格納容器スプレ流量積算<br>③〔内部スプレクーラ出口流量〕<br>③安全注入流量<br>③補助安全注入流量<br>③余熱除去クーラ出口流量<br>③〔充てん流量〕<br>③恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算<br>③原子炉下部キャピティ注水ポンプ出口流量積算 | <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取替用水タンク水位の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの燃料取替用水タンク水位により推定する。</li> <li>燃料取替用水タンク水位の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）又は格納容器スプレ流量積算等の燃料取替用水タンクを水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定する。推定は、格納容器再循環サンプ水位（広域）を優先するが、燃料取替用水タンク以外からの注水がないことを前提とする。</li> </ul> |
|       | 復水タンク水位                    | ①主要パラメータの他チャンネル<br>②補助給水流量<br>③格納容器スプレ流量積算<br>③恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算<br>③原子炉下部キャピティ注水ポンプ出口流量積算                                                                                  | <ul style="list-style-type: none"> <li>復水タンク水位の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの復水タンク水位により推定する。</li> <li>復水タンク水位の計測が困難となった場合は、補助給水流量等の復水タンクを水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定する。</li> </ul>                                                                                               |
|       | ほう酸タンク水位                   | ①主要パラメータの他ループ<br>②〔緊急ほう酸注入流量〕<br>③出力領域中性子束<br>③中間領域中性子束<br>③中性子源領域中性子束                                                                                                      | <ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸タンク水位が故障した場合は、他ループのほう酸タンク水位により推定する。</li> <li>ほう酸タンク水位の計測が困難となった場合は、緊急ほう酸注入流量（多様性拡張設備）によりほう酸タンク水位を推定し、水源の有無や使用量を推定する。また、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が添加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束の指示低下により水源の有無を推定する。</li> </ul>                       |

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.6.1 表 原子炉トリップ信号一覧表

| 原子炉トリップ信号                            | 検 出 器                                          | 作動ロジック                                                    | インターロック<br>(第 6.6.2 表参照)                                     |
|--------------------------------------|------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------|
| 中性子源領域中性子束高                          | 中性子源領域中性子束検出器                                  | 1/2                                                       | (P-6)設定値以上で手動ブロック<br>(P-10)設定値以上で自動ブロック                      |
| 中間領域中性子束高                            | 中間領域中性子束検出器                                    | 1/2                                                       | (P-10)設定値以上で手動ブロック                                           |
| 出力領域中性子束高<br>a 低設定<br>b 高設定          | 出力領域中性子束検出器<br>出力領域中性子束検出器                     | 2/4<br>2/4                                                | (P-10)設定値以上で手動ブロック                                           |
| 出力領域中性子束変化率<br>高<br>a 増加率高<br>b 減少率高 | 出力領域中性子束検出器<br>出力領域中性子束検出器                     | 2/4<br>2/4                                                |                                                              |
| 安全注入                                 |                                                |                                                           | 第 6.6.3 表参照                                                  |
| 過大温度 $\Delta T$ 高                    | 1 次冷却材温度検出器<br>加 圧 器 圧 力 検 出 器<br>出力領域中性子束検出器  | 2/4                                                       |                                                              |
| 過大出力 $\Delta T$ 高                    | 1 次冷却材温度検出器<br>出力領域中性子束検出器                     | 2/4                                                       |                                                              |
| 加圧器圧力高                               | 加 圧 器 圧 力 検 出 器                                | 2/4                                                       |                                                              |
| 加圧器圧力低                               | 加 圧 器 圧 力 検 出 器                                | 2/4                                                       | (P-7)設定値以下で自動ブロック                                            |
| 冷却材流量低                               | 1 次冷却材流量検出器                                    | 2/4<br>(各ループ)                                             | 1 ループは(P-8)設定値以下で自動<br>ブロック<br>2 ループ以上は(P-7)設定値以下で<br>自動ブロック |
| 冷却材ポンプ<br>母線電圧低                      | 1 次冷却材ポンプ<br>電源低電圧リレー                          | 各母線の 2/3<br>の 2/3                                         | (P-7)設定値以下で自動ブロック                                            |
| 冷却材ポンプ<br>母線周波数低                     | 1 次冷却材ポンプ<br>電源周波数リレー                          | 各母線の 2/3<br>の 2/3                                         | (P-7)設定値以下で自動ブロック                                            |
| 冷却材ポンプしゃ断器開                          | 1 次冷却材ポンプ遮断器                                   | 1 台開<br>2 台以上開                                            | (P-8)設定値以下で自動ブロック<br>(P-7)設定値以下で自動ブロック                       |
| タービントリップ                             | タービン非常遮断油圧検出器<br>主蒸気止め弁                        | 2/3<br>4 台閉                                               | (P-7)設定値以下で自動ブロック                                            |
| 蒸気発生器主給水流量低                          | 給 水 流 量 検 出 器<br>主 蒸 気 流 量 検 出 器<br>蒸気発生器水位検出器 | 主蒸気給水流<br>量差大の 1/2<br>と蒸気発生器<br>水位低の 2/4<br>の一致<br>(各ループ) |                                                              |
| 蒸気発生器水位異常低                           | 蒸気発生器水位検出器                                     | 2/4<br>(各ループ)                                             |                                                              |
| 加圧器水位高                               | 加 圧 器 水 位 検 出 器                                | 2/4                                                       | (P-7)設定値以下で自動ブロック                                            |
| 地 震<br>a 水平地震大<br>b 鉛直地震大            | 水平方向加速度検出器<br>鉛直方向加速度検出器                       | 2/3<br>2/3                                                |                                                              |
| 手 動                                  |                                                | 1/2                                                       |                                                              |

第 6.6.2 表 原子炉トリップ信号に関するパーミッシブ信号一覧表

| パーミッシブ<br>信号の記号 | 機 能                                                                                                                                                       | 入 力 信 号                               |
|-----------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------|
| P-6             | 中性子源領域中性子束高原子炉トリップ手動ブロック許可                                                                                                                                | 中間領域中性子束高の 1/2                        |
| P-7             | 下記信号による原子炉トリップ許可<br>a. 2 ループ以上の冷却材流量低<br>b. 2 台以上の冷却材ポンプしゃ断器開<br>c. 2 母線以上の冷却材ポンプ母線電圧低<br>d. 2 母線以上の冷却材ポンプ母線周波数低<br>e. タービントリップ<br>f. 加圧器圧力低<br>g. 加圧器水位高 | 出力領域中性子束高の 2/4 あるいはタービン第 1 段後圧力高の 1/2 |
| P-8             | 下記信号による原子炉トリップ許可<br>a. 1 ループの冷却材流量低<br>b. 1 台の冷却材ポンプしゃ断器開                                                                                                 | 出力領域中性子束高の 2/4                        |
| P-10            | 下記の動作を行う。<br>中性子源領域中性子束高原子炉トリップ自動ブロック許可<br>中間領域中性子束高原子炉トリップの手動ブロック許可<br>出力領域中性子束高(低設定)原子炉トリップの手動ブロック許可                                                    | 出力領域中性子束高の 2/4                        |



第 6.6.3 表 工学的安全施設作動信号一覧表 (1 / 2)

| 工学的安全施設作動信号                     |                                                     | 検 出 器                                  | 作動ロジック                                                                                                  | インターロック<br>(第 6.6.4 表参照)                                   |
|---------------------------------|-----------------------------------------------------|----------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------|
| 安全<br>注<br>入<br>信<br>号          | a. 加圧器圧力低と<br>加圧器水位低の<br>一致                         | 加圧器圧力検出器<br>加圧器水位検出器                   | 加圧器圧力低と加<br>圧器水位低の一致<br>信号の 2/4                                                                         | (P-11)の設定値以下<br>で手動ブロック                                    |
|                                 | b. 加圧器圧力異常<br>低                                     | 加圧器圧力検出器                               | 2/4                                                                                                     | (P-11)の設定値以下<br>で手動ブロック<br>(P-6)の設定値以下<br>で自動アンブロック<br>の阻止 |
|                                 | c. 主蒸気流量高と<br>主蒸気圧力低あ<br>るいは1次冷却<br>材平均温度異常<br>低の一致 | 主蒸気流量検出器<br>主蒸気圧力検出器<br>1次冷却材温度検<br>出器 | 主蒸気流量高 (各<br>ラインは 1/2) の<br>2/3 と主蒸気圧力<br>低 (各ラインは<br>2/4) の 2/3 あるい<br>は 1 次冷却材平均<br>温度異常低の 2/4<br>の一致 | (P-12)の設定値以下<br>で手動ブロック                                    |
|                                 | d. 主蒸気差圧高                                           | 主蒸気圧力検出器                               | 他の 2 ラインに対<br>して圧力低 (各ライ<br>ン間の主蒸気差圧<br>高の 2/4)                                                         |                                                            |
|                                 | e. 格納容器圧力高                                          | 原子炉格納容器圧<br>力検出器                       | 2/4                                                                                                     |                                                            |
|                                 | f. 手 動                                              |                                        | 1/2                                                                                                     |                                                            |
| 主<br>蒸<br>気<br>隔<br>離<br>信<br>号 | a. 格納容器圧力異<br>常高                                    | 原子炉格納容器圧<br>力検出器                       | 2/4                                                                                                     |                                                            |
|                                 | b. 主蒸気流量高と<br>主蒸気圧力低あ<br>るいは1次冷却<br>材平均温度異常<br>低の一致 | 安全注入信号 c と同<br>じ                       | 安全注入信号 c と同<br>じ                                                                                        |                                                            |
|                                 | c. 手 動                                              |                                        | 1/1(各ループ)<br>1/2(全ループ)                                                                                  |                                                            |
| 内<br>部<br>ス<br>プ<br>レ<br>信<br>号 | a. 格納容器圧力異<br>常高                                    | 原子炉格納容器圧<br>力検出器                       | 2/4                                                                                                     |                                                            |
|                                 | b. 手 動                                              |                                        | 2/2                                                                                                     |                                                            |

第 6.6.3 表 工学的安全施設作動信号一覧表（2 / 2）

| 工学的安全施設作動信号          |            | 検 出 器      | 作動ロジック     | インターロック<br>(第 6.6.4 表参照) |
|----------------------|------------|------------|------------|--------------------------|
| 格納<br>容器<br>隔離<br>信号 | a. 安全注入信号  | 安全注入信号と同じ  | 安全注入信号と同じ  |                          |
|                      | b. 内部スプレ信号 | 内部スプレ信号と同じ | 内部スプレ信号と同じ |                          |
|                      | c. 手 動     |            | 1/2        |                          |

第 6.6.4 表 工学的安全施設作動信号に関するパーミッシブ信号一覧表

| パーミッシブ<br>信号の記号 | 機 能                                                                | 入 力 信 号                |
|-----------------|--------------------------------------------------------------------|------------------------|
| P-6             | 加圧器圧力異常低による安全注<br>入信号自動アンブロック許可                                    | 中間領域中性子束高の<br>1/2      |
| P-11            | 下記信号による安全注入信号の<br>手動ブロック許可<br>a.加圧器圧力低と加圧器水位低<br>の一致<br>b.加圧器圧力異常低 | 加圧器圧力低の 2/4            |
| P-12            | 主蒸気流量高と主蒸気圧力低あ<br>るいは 1 次冷却材平均温度異常<br>低の一致による安全注入信号の<br>手動ブロック許可   | 1 次冷却材平均温度異<br>常低の 2/4 |

第 6.8.1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（常設）の設備仕様

(1) 原子炉トリップスイッチ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉保護設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

|   |   |   |
|---|---|---|
| 個 | 数 | 2 |
|---|---|---|

(2) 制御棒クラスタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・制御棒及び制御棒駆動装置
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

|               |                 |
|---------------|-----------------|
| ク ラ ス タ の 数   | 48              |
| クラスタ当たり制御棒本数  | 20              |
| 制 御 棒 有 効 長 さ | 約 3.61m         |
| 中性子吸収材直径      | 約 10mm          |
| 中性子吸収材材料      | 銀・インジウム・カドミウム合金 |
| 被 覆 管 厚 さ     | 約 0.5mm         |
| 被 覆 管 材 料     | ステンレス鋼          |

(3) 原子炉トリップしゃ断器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉保護設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

|         |   |          |
|---------|---|----------|
| 型       | 式 | 低圧気中しゃ断器 |
| 台       | 数 | 2        |
| 定格使用電圧  |   | 460V     |
| 定 格 電 流 |   | 1600A    |

(4) A T W S 緩和設備

|   |   |   |
|---|---|---|
| 個 | 数 | 1 |
|---|---|---|



## 工学的安全施設等の作動信号の種類

- a. タービントリップ信号
- b. 主蒸気隔離信号
- c. 補助給水ポンプ起動信号

### (5) 主蒸気止弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気系統
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

|        |   |                |
|--------|---|----------------|
| 型      | 式 | 空気作動型スイングディスク式 |
| 個      | 数 | 3              |
| 最高使用圧力 |   | 7.48MPa[gage]  |
| 最高使用温度 |   | 291℃           |
| 材      | 料 | 炭素鋼            |

### (6) 電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・補助給水ポンプ
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

|         |   |                                |
|---------|---|--------------------------------|
| 型       | 式 | うず巻式                           |
| 台       | 数 | 2                              |
| 定 格 容 量 |   | 約 85m <sup>3</sup> /h (1 台当たり) |
| 定 格 揚 程 |   | 約 950m                         |
| 本 体 材 料 |   | 合金鋼                            |

### (7) タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・補助給水ポンプ
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

|         |   |                        |
|---------|---|------------------------|
| 型       | 式 | うず巻式                   |
| 台       | 数 | 1                      |
| 定 格 容 量 |   | 約 170m <sup>3</sup> /h |
| 定 格 揚 程 |   | 約 950m                 |
| 本 体 材 料 |   | 合金鋼                    |

#### (8) 復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・補給水設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

|   |   |        |
|---|---|--------|
| 型 | 式 | たて置円筒型 |
| 基 | 数 | 1      |

|         |   |                     |
|---------|---|---------------------|
| 容       | 量 | 約 700m <sup>3</sup> |
| 材       | 料 | 低炭素鋼                |
| 設 置 高 さ |   | E.L. + 17.6m        |
| 距       | 離 | 約 60m（炉心より）         |

(9) 加圧器逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 1 次冷却設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

|        |   |                |
|--------|---|----------------|
| 型      | 式 | 空気作動式          |
| 個      | 数 | 2              |
| 最高使用圧力 |   | 17.16MPa[gage] |
| 最高使用温度 |   | 360℃           |
| 材      | 料 | ステンレス鋼         |

(10) 加圧器安全弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 1 次冷却設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

|        |   |                  |
|--------|---|------------------|
| 型      | 式 | ばね式（平衡型）         |
| 個      | 数 | 3                |
| 最高使用圧力 |   | 17.16MPa[gage]   |
| 最高使用温度 |   | 360℃             |
| 容      | 量 | 約 157t/h（1 個当たり） |
| 材      | 料 | ステンレス鋼           |

(11) 主蒸気逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 主蒸気系統

- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

|         |   |                   |
|---------|---|-------------------|
| 型       | 式 | 空気作動式             |
| 個       | 数 | 3                 |
| 口       | 径 | 6B                |
| 容       | 量 | 約 170t/h (1 個当たり) |
| 最高使用圧力  |   | 7.48MPa[gage]     |
| 最高使用温度  |   | 291℃              |
| 本 体 材 料 |   | 炭素鋼               |

#### (12) 主蒸気安全弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気系統
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

|         |   |                   |
|---------|---|-------------------|
| 型       | 式 | ばね式               |
| 個       | 数 | 21                |
| 口       | 径 | 5B                |
| 吹 出 容 量 |   | 約 240t/h (1 個当たり) |
| 最高使用圧力  |   | 7.48MPa[gage]     |
| 最高使用温度  |   | 291℃              |
| 材       | 料 | 炭素鋼               |

#### (13) 蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・1 次冷却設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備



設備

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

|                 |        |                                     |
|-----------------|--------|-------------------------------------|
| 型               | 式      | たて置 U 字管式熱交換器型                      |
| 基               | 数      | 3                                   |
| 胴側最高使用圧力        |        | 7.48MPa[gage]                       |
| 管側最高使用圧力        |        | 17.16MPa[gage]                      |
| 1 次 冷 却 材 流 量   |        | 約 15.0×10 <sup>3</sup> t/h (1 基当たり) |
| 主蒸気運転圧力 (定格出力時) |        | 約 6.03MPa[gage]                     |
| 主蒸気運転温度 (定格出力時) |        | 約 277℃                              |
| 蒸気発生量 (定格出力時)   |        | 約 1.60×10 <sup>3</sup> t/h (1 基当たり) |
| 出 口 蒸 気 湿 分     |        | 0.25wt%以下                           |
| 伝 熱 面 積         |        |                                     |
|                 | (A 号機) | 約 5,050m <sup>2</sup>               |
|                 | (B 号機) | 約 5,055m <sup>2</sup>               |
|                 | (C 号機) | 約 5,055m <sup>2</sup>               |
| 伝 熱 管 本 数       |        |                                     |
|                 | (A 号機) | 3,379 本                             |
|                 | (B 号機) | 3,382 本                             |
|                 | (C 号機) | 3,382 本                             |
| 伝 熱 管 内 径       |        | 約 20mm                              |
| 伝 熱 管 厚 さ       |        | 約 1.3mm                             |
| 胴部外径 (上部)       |        | 約 4.5m                              |
| 胴部外径 (下部)       |        | 約 3.4m                              |
| 全               | 高      | 約 21m                               |
| 材               | 料      |                                     |
|                 | 本 体    | 低合金鋼                                |
|                 | 伝 熱 管  | ニッケル・クロム・鉄合金                        |

|       |              |
|-------|--------------|
| 管板肉盛り | ニッケル・クロム・鉄合金 |
| 水室肉盛り | ステンレス鋼       |

#### (14) 主蒸気管

兼用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気系統
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

|        |               |
|--------|---------------|
| 管 内 径  | 約 700mm       |
| 管 厚    | 約 33mm        |
| 最高使用圧力 | 7.48MPa[gage] |
| 最高使用温度 | 291℃          |
| 材 料    | 炭素鋼           |

#### (15) ほう酸タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・化学・体積制御設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

|          |                               |
|----------|-------------------------------|
| 基 数      | 2                             |
| 容 量      | 約 30.3m <sup>3</sup> (1 基当たり) |
| 最高使用圧力   | 大気圧                           |
| 最高使用温度   | 95℃                           |
| ほう 素 濃 度 | 21,000ppm 以上                  |
| 材 料      | ステンレス鋼                        |

#### (16) ほう酸ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・化学・体積制御設備

- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

|         |   |                                |
|---------|---|--------------------------------|
| 型       | 式 | うず巻式                           |
| 台       | 数 | 3                              |
| 容       | 量 | 約 17m <sup>3</sup> /h (1 台当たり) |
| 最高使用圧力  |   | 0.98MPa[gage]                  |
| 最高使用温度  |   | 95℃                            |
| 本 体 材 料 |   | ステンレス鋼                         |

(17) 緊急ほう酸注入弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・化学・体積制御設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

|        |   |              |
|--------|---|--------------|
| 型      | 式 | 電気作動式        |
| 個      | 数 | 1            |
| 最高使用圧力 |   | 1.4MPa[gage] |
| 最高使用温度 |   | 150℃         |
| 材      | 料 | ステンレス鋼       |

(18) ほう酸フィルタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・化学・体積制御設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

|         |   |                         |
|---------|---|-------------------------|
| 型       | 式 | たて置円筒型                  |
| 基       | 数 | 1                       |
| 流       | 量 | 約 34.1m <sup>3</sup> /h |
| 最高使用圧力  |   | 0.98MPa[gage]           |
| 最高使用温度  |   | 95℃                     |
| 本 体 材 料 |   | ステンレス鋼                  |

(19) 充てん／高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備
- ・化学・体積制御設備

- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

|             |   |                                                                                |
|-------------|---|--------------------------------------------------------------------------------|
| 型           | 式 | うず巻式                                                                           |
| 台           | 数 | 3                                                                              |
| 容           | 量 | 約 34m <sup>3</sup> /h（1 台当たり）（最大充てん時）<br>約 147m <sup>3</sup> /h（1 台当たり）（安全注入時） |
| 最 高 使 用 圧 力 |   | 18.8MPa[gage]                                                                  |
| 最 高 使 用 温 度 |   | 150℃                                                                           |
| 揚           | 程 | 約 1,770m（最大充てん時）<br>約 732m（安全注入時）                                              |
| 本 体 材 料     |   | ステンレス鋼                                                                         |

## (20) 抽出水再生クーラ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・化学・体積制御設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

|             |   |                |
|-------------|---|----------------|
| 型           | 式 | 多胴横置 U 字管式     |
| 基           | 数 | 1              |
| 伝 熱 容 量     |   | 約 2.4MW        |
| 最 高 使 用 圧 力 |   |                |
| 管           | 側 | 18.8MPa[gage]  |
| 胴           | 側 | 17.16MPa[gage] |



最高使用温度

|   |   |        |
|---|---|--------|
| 管 | 側 | 343℃   |
| 胴 | 側 | 343℃   |
| 材 | 料 |        |
| 管 | 側 | ステンレス鋼 |
| 胴 | 側 | ステンレス鋼 |

(21) ほう酸注入タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

|        |   |                     |
|--------|---|---------------------|
| 型      | 式 | たて置円筒型              |
| 基      | 数 | 1                   |
| 容      | 量 | 約 3.4m <sup>3</sup> |
| 最高使用圧力 |   | 18.8MPa[gage]       |
| 最高使用温度 |   | 150℃                |
| ほう素濃度  |   | 20,000ppm 以上        |
| 材      | 料 | 炭素鋼（ステンレス鋼内張り）      |
| ヒータ基数  |   | 2                   |
| ヒータ型式  |   | 電気ヒータ               |
| ヒータ容量  |   | 約 5kW（1 基当たり）       |

(22) 燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 格納容器スプレ設備

- ・ 火災防護設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

|        |   |                       |
|--------|---|-----------------------|
| 型      | 式 | たて置円筒型                |
| 基      | 数 | 1                     |
| 容      | 量 | 約 1,720m <sup>3</sup> |
| 最高使用圧力 |   | 大気圧                   |
| 最高使用温度 |   | 95℃                   |
| ほう素濃度  |   | 2,600ppm 以上           |
| 材      | 料 | ステンレス鋼                |
| 設置高さ   |   | E.L.+17.6m            |
| 距離     |   | 約 60m (炉心より)          |

第 6.10.2.1 表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備仕様

(1) 中央制御室遮蔽 一式

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室
- ・ 遮蔽設備

(2) 中央制御室非常用循環ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室
- ・ 換気設備

台 数 2

(3) 制御建屋送気ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室
- ・ 換気設備

台 数 2

(4) 制御建屋循環ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室
- ・ 換気設備

台 数 2

(5) 中央制御室非常用循環フィルタユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室
- ・ 換気設備

型 式 粗フィルタ、微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型  
基 数 1

(6) 制御建屋冷暖房ユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室

- ・換気設備

|     |                         |
|-----|-------------------------|
| 型 式 | 粗フィルタ、蒸気加熱コイル及び冷却コイル内蔵型 |
| 基 数 | 2                       |

(7) アニュラス循環ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・アニュラス空気再循環設備
- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

|     |                                   |
|-----|-----------------------------------|
| 台 数 | 2                                 |
| 容 量 | 約 170m <sup>3</sup> /min (1 台当たり) |

(8) アニュラス循環フィルタユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・アニュラス空気再循環設備
- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

|          |                                   |
|----------|-----------------------------------|
| 型 式      | 粗フィルタ、微粒子フィルタ及び<br>よう素フィルタ内蔵型     |
| 基 数      | 2                                 |
| 容 量      | 約 170m <sup>3</sup> /min (1 基当たり) |
| チャコール層厚さ | 約 50mm                            |
| よう素除去効率  | 95%以上                             |
| 粒子除去効率   | 99%以上 (0.7 $\mu$ m 粒子)            |

(9) 格納容器排気筒

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・格納容器換気及びその他の設備
- ・アニュラス空気再循環設備
- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

|     |   |
|-----|---|
| 個 数 | 1 |
|-----|---|

地上高さ      約 87m



第 6.10.2.2 表 中央制御室（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様

(1) 可搬型照明（S A）

|   |   |         |
|---|---|---------|
| 個 | 数 | 6（予備 1） |
|---|---|---------|

(2) 酸素濃度計

|         |       |
|---------|-------|
| 測 定 範 囲 | 0～25% |
|---------|-------|

|   |   |         |
|---|---|---------|
| 個 | 数 | 1（予備 2） |
|---|---|---------|

(3) 二酸化炭素濃度計

|         |      |
|---------|------|
| 測 定 範 囲 | 0～1% |
|---------|------|

|   |   |         |
|---|---|---------|
| 個 | 数 | 1（予備 2） |
|---|---|---------|

(4) 窒素ボンベ（アニュラス循環系ダンパ作動用）

- ・ 中央制御室
- ・ アニュラス空気再循環設備
- ・ 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

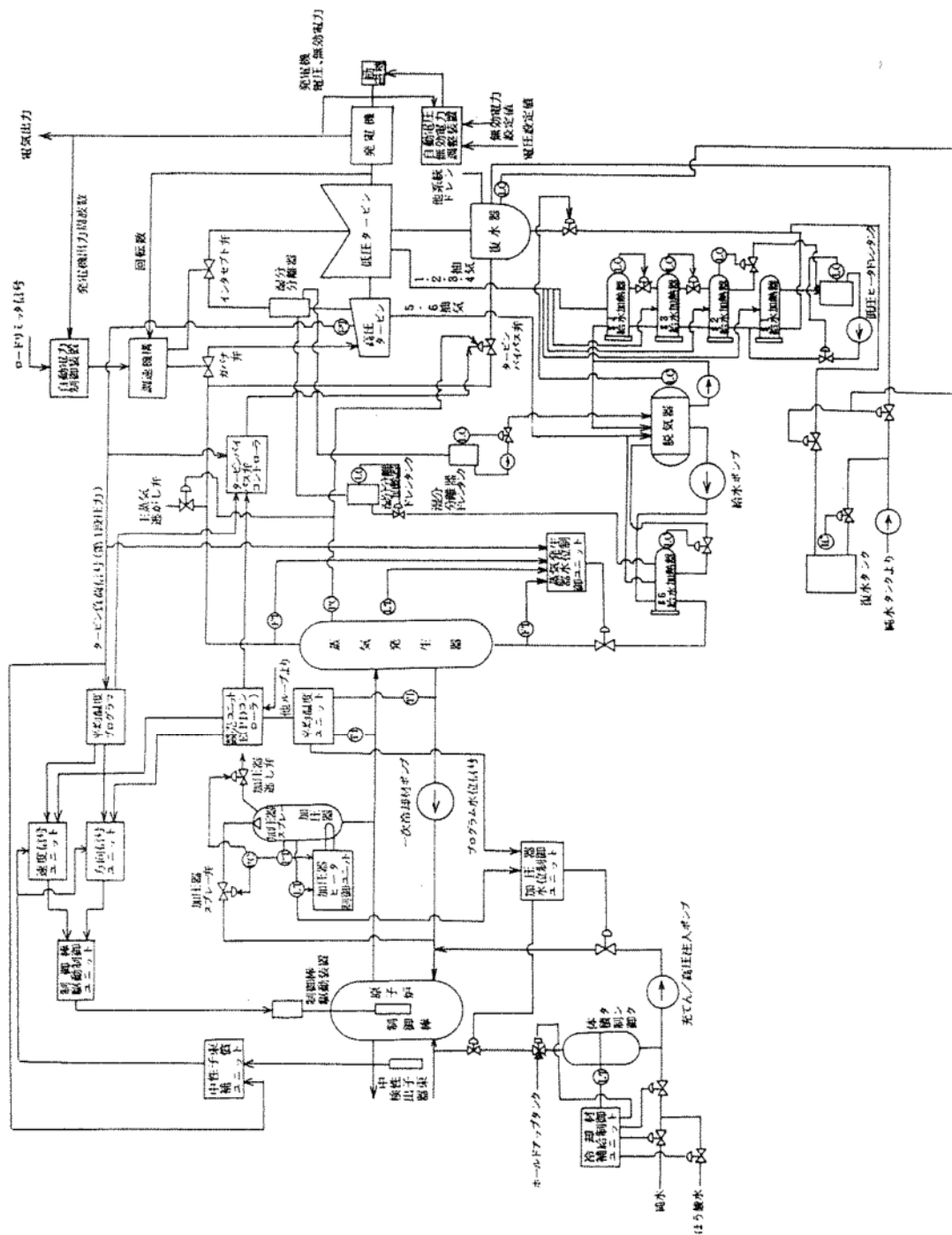
|   |   |      |
|---|---|------|
| 種 | 類 | 鋼製容器 |
|---|---|------|

|   |   |         |
|---|---|---------|
| 本 | 数 | 1（予備 1） |
|---|---|---------|

|   |   |                    |
|---|---|--------------------|
| 容 | 量 | 約 7Nm <sup>3</sup> |
|---|---|--------------------|

|        |               |
|--------|---------------|
| 最高使用圧力 | 14.7MPa[gage] |
|--------|---------------|

|         |                        |
|---------|------------------------|
| 供 給 圧 力 | 約 0.25MPa[gage]（供給後圧力） |
|---------|------------------------|



第 6.1.1.1 図 発電所全体制御系統図