

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-1 改96
提出年月日	平成30年2月28日

東海第二発電所

重大事故等対処設備について

平成30年2月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

- 1 重大事故等対処設備
- 2 基本設計の方針
 - 2.1 耐震性・耐津波性
 - 2.1.1 発電用原子炉施設の位置
 - 2.1.2 耐震設計の基本方針 【39 条】
 - 2.1.3 耐津波設計の基本方針 【40 条】
 - 2.2 火災による損傷の防止
 - 2.3 重大事故等対処設備の基本設計方針 【43 条】
 - 2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について
 - 2.3.2 容量等
 - 2.3.3 環境条件等
 - 2.3.4 操作性及び試験・検査性について
- 3 個別設備の設計方針
 - 3.1 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 【44 条】
 - 3.2 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 【45 条】
 - 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 【46 条】
 - 3.4 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 【47 条】
 - 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 【48 条】
 - 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 【49 条】
 - 3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備 【50 条】
 - 3.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備 【51 条】

- 3.9 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 【52 条】
- 3.10 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 【53 条】
- 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 【54 条】
- 3.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 【55 条】
- 3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 【56 条】
- 3.14 電源設備 【57 条】
- 3.15 計装設備 【58 条】
- 3.16 原子炉制御室 【59 条】
- 3.17 監視測定設備 【60 条】
- 3.18 緊急時対策所 【61 条】
- 3.19 通信連絡を行うために必要な設備 【62 条】

別添資料-1 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する津波防護方針に
ついて

3.15 計装設備【58条】

基準適合への対応状況

6.4 計装設備（重大事故等対処設備）

6.4.1 概 要

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する重大事故等対処設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、添付書類十の「第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、添付書類十の「第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び常用代替監視パラメータ）とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を第 6.4-1 表に、設計基準最大値等を第 6.4-3 表に示す。

また、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。なお、補助パラメータのうち、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、

重大事故等対処設備とする。補助パラメータの対象を第 6.4-5 表に示す。

計装設備（重大事故等対処設備）の系統概要図を第 6.4-1 図から第 6.4-6 図に示す。

6.4.2 設計方針

重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するための有効な情報を把握するための設備として以下の重大事故等対処設備（監視機能喪失時に使用する設備、計器電源喪失時に使用する設備及びパラメータ記録時に使用する設備）を設ける。

(1) 監視機能喪失時に使用する設備

発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、添付書類十の「第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障又は計器故障が疑われる場合の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障又は計器故障が疑われる場合に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要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。

(2) 計器電源喪失時に使用する設備

全交流動力電源が喪失した場合又は直流電源の喪失が想定される場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用する。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型整流器（10.2 代替電源設備）

常設代替高圧電源装置，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器については、「10.2 代替電源設備」に示す。

また，代替電源設備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，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については，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（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）及び可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力，水位及び流量（注水量）計測用）（以下「可搬型計測器」という。）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。

なお，可搬型計測器による計測においては，計測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 つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。また，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計測又は監視するものとする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型計測器（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）
- ・可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力，水位及び流量（注水量）計測用）

(3) パラメータ記録時に使用する設備

原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，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監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視及び記録ができる設計とする。パラメータを計測又は監視及び記録するための設備として，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）並びにデータ表示装置を設ける。

重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは，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ずとも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。

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）
- ・データ表示装置

なお，安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置の電源は，非常用所内電源（非常用ディーゼル発電機）に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システ

ム伝送装置及びSPDSデータ表示装置の電源は、非常用所内電源（非常用ディーゼル発電機）に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

非常用ディーゼル発電機及び安全パラメータ表示システム（SPDS）は、設計基準対象施設であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性、位置的分散を考慮すべき対象の設計基準対象施設はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性、位置的分散の設計方針は適用しない。

非常用ディーゼル発電機については、「10.2 代替電源設備」に示す。

6.4.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量（水位，注水量等）の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備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。

重要代替監視パラメータは、重要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。

重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用ディー

ゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器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」に示す。

6.4.2.2 悪影響防止

基本方針については，「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち，多重性を有するパラメータの計測装置又は重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置について，パラメータ相互をヒューズ，アイソレータ等により電氣的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

データ表示装置は，重大事故等時は重大事故等対処設備として系統を構成することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型計測器は，通常待機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を構成することで，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，「1.1.7.2 容量等」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を計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合は計測範囲が、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発電原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。

- ・ 原子炉圧力
- ・ 原子炉水位（広帯域）
- ・ 原子炉水位（燃料域）
- ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ・ 高圧炉心スプレイ系系統流量
- ・ 残留熱除去系系統流量
- ・ 低圧炉心スプレイ系系統流量
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）
- ・ 起動領域計装
- ・ 平均出力領域計装
- ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・ 残留熱除去系海水系系統流量
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ・ 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、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発電用原子炉施設の
の状態を推定できる設計とする。

- ・ 原子炉圧力容器温度
- ・ 原子炉圧力（S A）
- ・ 原子炉水位（S A広帯域）
- ・ 原子炉水位（S A燃料域）
- ・ 高圧代替注水系系統流量
- ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量
- ・ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量
- ・ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ・ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
- ・ ドライウェル雰囲気温度
- ・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度
- ・ サプレッション・プール水温度
- ・ 格納容器下部水温
- ・ ドライウェル圧力
- ・ サプレッション・チェンバ圧力
- ・ サプレッション・プール水位
- ・ 格納容器下部水位
- ・ 格納容器内水素濃度（S A）
- ・ フィルタ装置水位
- ・ フィルタ装置圧力
- ・ フィルタ装置スクラビング水温度
- ・ フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

- ・フィルタ装置入口水素濃度
- ・耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ・代替循環冷却系ポンプ入口温度
- ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
- ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）
- ・代替淡水貯槽水位
- ・西側淡水貯水設備水位
- ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ・代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ・原子炉建屋水素濃度
- ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置
- ・格納容器内酸素濃度（S A）
- ・使用済燃料プール温度（S A）
- ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、想定される重大事故等時に発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。

データ表示装置は、中央制御室の運転員等が、発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うために必要なデータを表示することができる設計とする。

可搬型計測器（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）の計測用）は、1 セット 20 個（測定時の故障を想定し

た 1 個含む) 使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として 20 個を含めて合計 40 個を分散して保管する。

可搬型計測器（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）の計測用）は、1 セット 19 個（測定時の故障を想定した 1 個含む）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として 19 個を含めて合計 38 個を分散して保管する。

6.4.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・原子炉压力容器温度
- ・ドライウェル雰囲気温度
- ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度
- ・サブプレッション・プール水温度
- ・格納容器下部水温
- ・格納容器下部水位
- ・起動領域計装
- ・平均出力領域計装

なお、起動領域計装、平均出力領域計装については、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。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉圧力（S A）
- ・原子炉水位（広帯域）
- ・原子炉水位（燃料域）
- ・原子炉水位（S A広帯域）
- ・原子炉水位（S A燃料域）
- ・高圧代替注水系系統流量
- ・低圧代替注水系原子炉注水流量
- ・代替循環冷却系原子炉注水流量
- ・原子炉隔離時冷却系系統流量
- ・高圧炉心スプレイ系系統流量
- ・残留熱除去系系統流量
- ・低圧炉心スプレイ系系統流量
- ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量
- ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ・代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
- ・ドライウェル圧力
- ・サブプレッション・チェンバ圧力
- ・サブプレッション・プール水位
- ・格納容器内水素濃度（S A）
- ・格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）
- ・格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）
- ・代替循環冷却系ポンプ入口温度
- ・残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度

- ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ・代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ・高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力
- ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力
- ・原子炉建屋水素濃度
- ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置
- ・格納容器内酸素濃度（S A）
- ・使用済燃料プール水位・温度（S A広域）
- ・使用済燃料プール温度（S A）
- ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）のうち使用済燃料プール監視カメラ

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・フィルタ装置入口水素濃度
- ・残留熱除去系海水系系統流量
- ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
- ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・フィルタ装置水位
- ・フィルタ装置圧力
- ・フィルタ装置スクラビング水温度

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・代替淡水貯槽水位
- ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、常設代替高圧電源装置置場（地下）に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・西側淡水貯水設備水位

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）
- ・耐圧強化ベント系放射線モニタ

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉建屋付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）のうち使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は、原子炉建屋付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う

必要がない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、緊急時対策所建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策支援システム伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDSデータ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所（監視場所）で可能な設計とする。

データ表示装置は、原子炉建屋付属棟内及び緊急時対策所建屋内に保管し、重大事故等時は原子炉建屋付属棟内に設置するため、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所（監視場所）で可能な設計とする。

可搬型計測器は、原子炉建屋付属棟内及び緊急時対策所建屋内に保管し、重大事故等時は原子炉建屋付属棟内に設置するため、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所（計測場所）で可能な設計とする。

6.4.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」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を計測する設備は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉水位（広帯域）

- ・原子炉水位（燃料域）
- ・原子炉隔離時冷却系系統流量
- ・高圧炉心スプレイ系系統流量
- ・残留熱除去系系統流量
- ・低圧炉心スプレイ系系統流量
- ・格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）
- ・格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）
- ・起動領域計装
- ・平均出力領域計装
- ・残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・残留熱除去系海水系系統流量
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ・使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

常設の重大事故等対象設備のうち以下のパラメータを計測する設備は，設計基準対象施設と兼用せず，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度
- ・原子炉圧力（S A）
- ・原子炉水位（S A広帯域）
- ・原子炉水位（S A燃料域）
- ・高圧代替注水系系統流量

- ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量
- ・ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量
- ・ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ・ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
- ・ ドライウェル雰囲気温度
- ・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度
- ・ サプレッション・プール水温度
- ・ 格納容器下部水温
- ・ ドライウェル圧力
- ・ サプレッション・チェンバ圧力
- ・ サプレッション・プール水位
- ・ 格納容器下部水位
- ・ 格納容器内水素濃度（S A）
- ・ フィルタ装置水位
- ・ フィルタ装置圧力
- ・ フィルタ装置スクラビング水温度
- ・ フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・ フィルタ装置入口水素濃度
- ・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ・ 代替循環冷却系ポンプ入口温度
- ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
- ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）
- ・ 代替淡水貯槽水位
- ・ 西側淡水貯水設備水位

- ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ・代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ・原子炉建屋水素濃度
- ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置
- ・格納容器内酸素濃度（S A）
- ・使用済燃料プール温度（S A）
- ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）並びにフィルタ装置入口水素濃度を計測するためのサンプリングは、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。また、中央制御室の制御盤にて監視及びスイッチでの操作が可能な設計とする。

使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）のうち使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。また、中央制御室の制御盤のスイッチにより弁操作及び起動操作が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、想定される重大事故等において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ表示装置

は、付属のスイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。

データ表示装置は、設計基準対象施設とは兼用しないため、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。

データ表示装置の通信ケーブルの接続は、コネクタ接続により、容易かつ確実に接続できる設計とし、付属のスイッチにより中央制御室内で操作が可能な設計とする。

可搬型計測器は、設計基準対象施設とは兼用しないため、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とし、付属のスイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。

6.4.3 主要設備及び仕様

計装設備の主要設備及び仕様を第 6.4-1 表及び第 6.4-2 表に、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を第 6.4-3 表に、代替パラメータによる主要パラメータの推定を第 6.4-4 表に示す。また、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータを第 6.4-5 表に示す。

6.4.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ表示装置は，原子炉の運転中又は停止中に，機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

可搬型計測器は，原子炉の運転中又は停止中に，模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。

第 6.4-1 表 計装設備（常設）の設備仕様

(1) 原子炉压力容器温度

個 数	4
計測範囲	0°C～500°C

(2) 原子炉圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・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	0MPa [gage] ～10.5MPa [gage]

(3) 原子炉圧力（S A）

個 数	2
計測範囲	0MPa [gage] ～10.5MPa [gage]

(4) 原子炉水位（広帯域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・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	-3,800mm～1,500mm

(5) 原子炉水位（燃料域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉プラント・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 - 3, 800mm ~ 1, 300mm

(6) 原子炉水位（S A 広帯域）

個 数 1
計測範囲 - 3, 800mm ~ 1, 500mm

(7) 原子炉水位（S A 燃料域）

個 数 1
計測範囲 - 3, 800mm ~ 1, 300mm

(8) 高圧代替注水系系統流量

個 数 1
計測範囲 0L / s ~ 50L / s

(9) 低圧代替注水系原子炉注水流量

低圧代替注水系（常設）

個 数 1
計測範囲 0m³ / h ~ 500m³ / h

低圧代替注水系（常設）

個 数 1

計測範囲 $0\text{m}^3/\text{h}\sim 80\text{m}^3/\text{h}$

低圧代替注水系（可搬型）

個 数 1

計測範囲 $0\text{m}^3/\text{h}\sim 300\text{m}^3/\text{h}$

低圧代替注水系（可搬型）

個 数 1

計測範囲 $0\text{m}^3/\text{h}\sim 80\text{m}^3/\text{h}$

(10) 代替循環冷却系原子炉注水流量

個 数 2

計測範囲 $0\text{m}^3/\text{h}\sim 150\text{m}^3/\text{h}$

(11) 原子炉隔離時冷却系系統流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・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 $0\text{L}/\text{s}\sim 50\text{L}/\text{s}$

(12) 高圧炉心スプレイ系系統流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・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 $0\text{L}/\text{s}\sim 500\text{L}/\text{s}$

(13) 残留熱除去系系統流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・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 0L/s～600L/s

(14) 低圧炉心スプレイ系系統流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・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 0L/s～600L/s

(15) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量

低圧代替注水系（常設）

個 数 1
計測範囲 0m³/h～500m³/h

低圧代替注水系（可搬型）

個 数 1
計測範囲 0m³/h～500m³/h

(16) 低圧代替注水系格納容器下部注水流量

個 数 1
計測範囲 0m³/h～200m³/h

(17) 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

個 数 2
計測範囲 $0\text{m}^3/\text{h} \sim 300\text{m}^3/\text{h}$

(18) ドライウェル雰囲気気温度

個 数 8
計測範囲 $0^\circ\text{C} \sim 300^\circ\text{C}$

(19) サプレッション・チェンバ雰囲気気温度

個 数 2
計測範囲 $0^\circ\text{C} \sim 200^\circ\text{C}$

(20) サプレッション・プール水温度

個 数 3
計測範囲 $0^\circ\text{C} \sim 200^\circ\text{C}$

(21) 格納容器下部水温

ペDESTAL床面高さ 0m 検知用^{※1}

個 数 5
計測範囲 $0^\circ\text{C} \sim 500^\circ\text{C}$

ペDESTAL床面高さ +0.2m 検知用^{※1}

個 数 5
計測範囲 $0^\circ\text{C} \sim 500^\circ\text{C}$

※1 基準点は、ペDESTAL底面（コリウムシー
ルド上表面：EL. 11,806mm）からの高さ

(22) ドライウェル圧力

個 数 1
計測範囲 0MPa [abs] ～1MPa [abs]

(23) サプレッション・チェンバ圧力

個 数 1
計測範囲 0MPa [abs] ～1MPa [abs]

(24) サプレッション・プール水位

個 数 1
計測範囲 -1m～9m (EL. 2, 030mm～EL. 12, 030mm)

(25) 格納容器下部水位

ペDESTAL床面高さ+0.50m 検知用^{※1}

個 数 2
計測範囲 EL. 12, 306mm

ペDESTAL床面高さ+0.95m 検知用^{※1}

個 数 2
計測範囲 EL. 12, 756mm

ペDESTAL床面高さ+1.05m 検知用^{※1}

個 数 2
計測範囲 EL. 12, 856mm

ペDESTAL床面高さ+2.25m 満水管理用^{※1}

個 数 2
計測範囲 EL. 14, 056mm

ペDESTAL床面高さ+2.75m 満水管理用^{※1}

個 数 2

計測範囲 EL. 14, 556mm

※1 基準点は、ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面：EL. 11, 806mm）からの高さ

(26) 格納容器内水素濃度（S A）

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）
- ・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

個 数 1

計測範囲 0vol%～100vol%

(27) 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）
- ・放射線管理設備（通常運転時等）
- ・放射線管理設備（重大事故等時）

個 数 2

計測範囲 $10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$

(28) 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

- ・計装設備（重大事故等対処設備）
- ・放射線管理設備（通常運転時等）
- ・放射線管理設備（重大事故等時）

個 数 2

計測範囲 $10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$

(29) 起動領域計装

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 8

計測範囲 $10^{-1}\text{cps}\sim 10^6\text{cps}$

$(1.0\times 10^3\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}\sim 1.0\times 10^9\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1})$

0%～40%又は 0%～125%

$(1.0\times 10^8\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}\sim 1.5\times 10^{13}\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1})$

(30) 平均出力領域計装

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・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%～125%

$(1.0\times 10^{12}\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}\sim 1.0\times 10^{14}\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1})$

(31) フィルタ装置水位

個 数	2
計測範囲	180mm～5,500mm

(32) フィルタ装置圧力

個 数	1
計測範囲	0MPa [gage] ～1MPa [gage]

(33) フィルタ装置スクラビング水温度

個 数	1
計測範囲	0℃～300℃

(34) フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

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）
- ・放射線管理設備（重大事故等時）
- ・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

高レンジ

個 数	2
計測範囲	$10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$

低レンジ

個 数	1
計測範囲	$10^{-3}\text{mSv/h} \sim 10^4\text{mSv/h}$

(35) フィルタ装置入口水素濃度

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）
- ・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

個 数 2

計測範囲 0vol%～100vol%

(36) 耐圧強化ベント系放射線モニタ

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）
- ・放射線管理設備（重大事故等時）

個 数 1

計測範囲 10^{-3} mSv/h～ 10^4 mSv/h

(37) 代替循環冷却系ポンプ入口温度

個 数 2

計測範囲 0℃～100℃

(38) 残留熱除去系熱交換器入口温度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・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℃～300℃

(39) 残留熱除去系熱交換器出口温度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・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 $0^{\circ}\text{C} \sim 300^{\circ}\text{C}$

(40) 残留熱除去系海水系系統流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・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 $0\text{L}/\text{s} \sim 550\text{L}/\text{s}$

(41) 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）

個 数 1
計測範囲 $0\text{m}^3/\text{h} \sim 800\text{m}^3/\text{h}$

(42) 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）

個 数 1
計測範囲 $0\text{m}^3/\text{h} \sim 50\text{m}^3/\text{h}$

(43) 代替淡水貯槽水位

個 数 1
計測範囲 $0\text{m} \sim 20\text{m}$

(44) 西側淡水貯水設備水位

個 数	1
計測範囲	0m～4.5m

(45) 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力

個 数	1
計測範囲	0MPa [gage] ～10MPa [gage]

(46) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

個 数	2
計測範囲	0MPa [gage] ～5MPa [gage]

(47) 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力

個 数	2
計測範囲	0MPa [gage] ～5MPa [gage]

(48) 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・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	0MPa [gage] ～10MPa [gage]

(49) 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・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 0MPa [gage] ～10MPa [gage]

(50) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・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 0MPa [gage] ～4MPa [gage]

(51) 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・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 0MPa [gage] ～4MPa [gage]

(52) 原子炉建屋水素濃度

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）
- ・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 2^{*2}

計測範囲 0vol%～10vol%

※2 原子炉建屋原子炉棟 6 階

(53) 原子炉建屋水素濃度

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）
- ・ 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 3※³

計測範囲 0vol%～20vol%

※3 原子炉建屋原子炉棟 地下 1 階， 2 階

(54) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

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）
- ・ 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 4（2 個の静的触媒式水素再結合器に対して出入
口に 1 個設置）

計測範囲 0℃～300℃

(55) 格納容器内酸素濃度（S A）

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）
- ・ 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

個 数 1

計測範囲 0vol%～25vol%

(56) 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・原子炉プラント・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 水位：1

温度：1（検出点 2 箇所）

計測範囲 水位：-4,300mm～+7,200mm

(EL. 35,077mm～EL. 46,577mm)

温度：0℃～120℃

(57) 使用済燃料プール温度（S A）

個 数 1（検出点 8 箇所）

計測範囲 0℃～120℃

(58) 使用済燃料プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）
- ・放射線管理設備（重大事故等時）

高レンジ

個 数 1

計測範囲 $10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$

低レンジ

個 数 1

計測範囲 $10^{-3}\text{mSv/h}\sim 10^4\text{mSv/h}$

- (59) 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 1

- (60) 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（通常運転時等）
- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）
- ・ 通信連絡設備（通常運転時等）
- ・ 通信連絡設備（重大事故等時）

データ伝送装置

個 数 一式

緊急時対策支援システム伝送装置

個 数 一式

SPDSデータ表示装置

個 数 一式

第 6.4-2 表 計装設備（可搬型）の設備仕様

(1) データ表示装置

個 数 一式

(2) 可搬型計測器（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）

個 数 20（予備 20）

(3) 可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力，水位及
び流量（注水量）計測用）

個 数 19（予備 19）

第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ※1	4	0～500℃	302℃以下※3	重大事故等時における炉心損傷の判断基準は 300℃以上であり、また、損傷炉心の冷却失敗判断及び原子炉圧力容器破損の徴候検知（300℃）に対して 500℃まで監視可能。	1
	原子炉圧力 ※2	「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。				
	原子炉圧力（SA） ※2					
	原子炉水位（広帯域） ※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域） ※2					
	原子炉水位（SA広帯域） ※2					
	原子炉水位（SA燃料域） ※2					
	残留熱除去系熱交換器入口温度 ※2	「⑩最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>」を監視するパラメータと同じ。				
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	0～10.5MPa[gage]	8.62MPa[gage]以下	重大事故等時における原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa [gage]）の 1.2 倍（10.34MPa [gage]）を監視可能。	1
	原子炉圧力（SA）	2	0～10.5MPa[gage]	8.62MPa[gage]以下		
	原子炉水位（広帯域） ※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域） ※2					
	原子炉水位（SA広帯域） ※2					
	原子炉水位（SA燃料域） ※2					
	原子炉圧力容器温度 ※2	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				

第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）	2	-3,800~1,500 mm※4	-3,800~1,400 mm※4	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲レベル 3~8（300~1,400mm ※4）及び燃料有効長底部まで監視可能。	1
	原子炉水位（燃料域）	2	-3,800~1,300 mm※5	448~1,300 mm※5		
	原子炉水位（SA広帯域）	1	-3,800~1,500 mm※4	-3,800~1,400 mm※4		
	原子炉水位（SA燃料域）	1	-3,800~1,300 mm※5	448~1,300 mm※5		
	高压代替注水系系統流量	※2	「④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。			
	低压代替注水系原子炉注水流量	※2				
	代替循環冷却系原子炉注水流量	※2				
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※2				
	高压炉心スプレイ系系統流量	※2				
	残留熱除去系系統流量	※2				
	低压炉心スプレイ系系統流量	※2				
	原子炉圧力	※2	「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。			
	原子炉圧力（SA）	※2				
サブプレッション・チェンバ圧力	※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				

第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（3/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数		
④原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	※1	1	0～50L/s	－※6	常設高圧代替注水系ポンプの最大流量（38L/s）を監視可能。	1	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※1	1	0～50L/s	40L/s	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量（40L/s）を監視可能。		
	高圧炉心スプレイ系系統流量	※1	1	0～500L/s	438L/s	高圧炉心スプレイ系ポンプの最大流量（438L/s）を監視可能。		
	低圧代替注水系原子炉注水量	（常設ライン用）	※1	1	0～500m ³ /h※7	－※6	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時における最大流量（378m ³ /h）を監視可能。	1
		（常設ライン用）	※1	1	0～80m ³ /h※7, ※9	－※6	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大流量（75m ³ /h）を監視可能。	
		（可搬ライン用）	※1	1	0～300m ³ /h※8	－※6	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水時における最大流量（110m ³ /h）を監視可能。	
		（可搬ライン用）	※1	1	0～80m ³ /h※8, ※9	－※6	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大流量（75m ³ /h）を監視可能。	
	代替循環冷却系原子炉注水量	※1	2	0～150m ³ /h	－※6	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時における最大流量（100m ³ /h）を監視可能。		
	残留熱除去系系統流量	※1	3	0～600L/s	470L/s	残留熱除去系ポンプの最大流量（470L/s）を監視可能。		
	低圧炉心スプレイ系系統流量	※1	1	0～600L/s	456L/s	低圧炉心スプレイ系ポンプの最大流量（456L/s）を監視可能。		
	代替淡水貯槽水位	※2	「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。					
	西側淡水貯水設備水位	※2						
	サプレッション・プール水位	※2	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位（広帯域）	※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位（燃料域）	※2						
原子炉水位（SA広帯域）	※2							
原子炉水位（SA燃料域）	※2							

第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ		個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	
⑤ 原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器 スプレイ流量	（常設ライン用）	※1	1	0～500m ³ /h※7	－※6	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ時における最大流量（300m ³ /h）を監視可能。	1
		（可搬ライン用）	※1	1	0～500m ³ /h※8	－※6	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ時における最大流量（130m ³ /h）を監視可能。	
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量		※1	1	0～200m ³ /h	－※6	格納容器下部注水系（常設又は可搬型）による格納容器下部注水時における最大流量（80m ³ /h）を監視可能。	1
	代替淡水貯槽水位		※2	「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				
	西側淡水貯水設備水位		※2					
	サプレッション・プール水位		※2					
	格納容器下部水位		※2	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度			8	0～300℃	171℃以下	原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	1
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度			2	0～200℃	171℃以下		1
	サプレッション・プール水温度			3	0～200℃	104℃以下	原子炉格納容器の限界圧力（620kPa[gage]）におけるサプレッション・プール水の飽和温度（約 167℃）を監視可能。	1
	格納容器下部水温	（水温計兼デブリ落下検知用）	※1	5	0～500℃※10 （ペDESTAL床面 0m） ※11	－※6	ペDESTAL底部にデブリが落下した際の温度上昇又は高温のデブリが検出器に接触し指示値がダウンスケールすることを検知することでデブリ落下を検知可能。	4
		（水温計兼デブリ堆積検知用）	※1	5	0～500℃※10 （ペDESTAL床面+0.2m） ※11	－※6	ペDESTAL床面 0.2m 以上のデブリ堆積を温度上昇又は高温のデブリと検出器の接触による指示値ダウンスケールにより検知可能。	4
	ドライウエル圧力		※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
	サプレッション・チェンバ圧力		※2					

第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数		
⑦原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	0～1MPa [abs]	279kPa[gage]以下	原子炉格納容器の限界圧力（620kPa[gage]）を監視可能。	1		
	サブプレッション・チェンバ圧力	1	0～1MPa [abs]	279kPa[gage]以下		1		
	ドライウエル雰囲気温度	※2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	※2						
⑧原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	※1	1	-1～9m※12 (EL. 2, 030～12, 030mm)	-0.5～0m (EL. 2, 530～3, 030mm)	ウェットウエルベント操作可否判断（ベントライン下端高さ-1.64m：通常水位+6.5m）を把握できる範囲を監視可能。	1	
	格納容器下部水位	(高さ1m超検知用)	※1	2	+1.05m※11, ※13 (EL. 12, 856mm)	-※6	炉心損傷後，原子炉圧力容器破損までの間に，ペDESTAL床面から1mを超える高さまでの事前注水されたことの検知が可能。	1
		(高さ0.5m, 1.0m未満検知用)	※1	各2	+0.50m, +0.95m ※11, ※14 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	-※6	デブリ落下後，ペDESTAL床面0.2m以上のデブリ堆積までの間，ペDESTAL床面から0.5m～1mの範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	
		(満水管理用)	※1	各2	+2.25m, +2.75m ※11, ※15 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	-※6	ペDESTAL床面0.2m以上のデブリ堆積後，ペDESTAL満水近傍のペDESTAL床面から2.25m～2.75mの範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流量	※2	「④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。					
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	※2	「⑤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。					
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	※2						
	代替淡水貯槽水位	※2	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。					
	西側淡水貯水設備水位	※2						
	ドライウエル圧力	※2					「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
サブプレッション・チェンバ圧力	※2							

第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数
⑨ 原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器内水素濃度（S/A） ※1	1	0～100vol%	4.0vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～56.6vol%）を監視可能。	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） ※2	「⑩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。				
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C） ※2					
	ドライウェル圧力 ※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2					
⑩ 原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満※16	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満※16	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	—
⑪ 未臨界の維持又は確認	起動領域計装	8	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0～40%又は0～125% ($1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の約 19 倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。	—
	平均出力領域計装	2 ※17	0～125% ($1.0 \times 10^{12} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。 125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また、緊急停止失敗時においても原子炉再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	—

第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数		
⑫ 最終ヒートシンクの確保（1/2）	<格納容器圧力逃がし装置>							
		フィルタ装置水位	2	180～5,500mm	－※6	系統待機時におけるスクラビング水位の設定範囲及びベント後の下限水位から上限水位の範囲を監視可能。	1	
		フィルタ装置圧力	※1	1	0～1MPa [gage]	－※6	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力（0.62MPa [gage]）を監視可能。	1
		フィルタ装置スクラビング水温度	※1	1	0～300℃	－※6	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度（200℃）を監視可能。	1
		フィルタ装置出口放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	－※6	格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約 5×10^1 Sv/h）を監視可能。	－	
			1	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	－※6	格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約 7×10^0 mSv/h）を監視可能。	－	
		フィルタ装置入口水素濃度	2	0～100vol%	－※6	格納容器ベント停止後の窒素によるバージを実施し、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）未満であることを監視可能。	－	
		<耐圧強化ベント系>						
		耐圧強化ベント系放射線モニタ	※1	1	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	－※6	耐圧強化ベント実施時に、想定される排気ラインの最大線量当量率（約 4×10^3 mSv/h）を監視可能。	－
		<代替循環冷却系>						
		サブプレッション・プール水温度		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
		代替循環冷却系ポンプ入口温度	2	0～100℃	－※6	代替循環冷却時における代替循環冷却系ポンプ入口の最高使用温度（80℃）を監視可能。	1	
		代替循環冷却系原子炉注水流量		「④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。				
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	0～300m ³ /h	－※6	代替循環冷却系による格納容器スプレイ時における最大流量（250m ³ /h）を監視可能。	1	

第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（8/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	
⑫ 最終ヒートシンクの確保（2/2）	< 残留熱除去系 >						
	残留熱除去系熱交換器入口温度		2	0~300℃	249℃以下	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系熱交換器入口温度の変動範囲（249℃）を監視可能。	1
	残留熱除去系熱交換器出口温度		2	0~300℃	249℃以下	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系熱交換器出口温度の変動範囲（249℃）を監視可能。	1
	残留熱除去系系統流量		「④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。				
	残留熱除去系海水系系統流量		2	0~550L/s	493L/s	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系海水系ポンプの最大流量（493L/s）を監視可能。	1
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	※1	1	0~800m ³ /h	-※6	緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の最大流量（650m ³ /h）を監視可能。	
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	※1	1	0~50m ³ /h	-※6	緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の最大流量（40m ³ /h）を監視可能。	
	原子炉圧力容器温度	※2	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウエル雰囲気温度	※2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	※2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウエル圧力	※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
サブプレッション・チェンバ圧力	※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
⑬ 格納容器バイパスの監視	原子炉水位（広帯域）		「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域）		「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（SA広帯域）		「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（SA燃料域）		「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力		「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。				
	原子炉圧力（SA）		「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。				
	ドライウエル雰囲気温度		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
ドライウエル圧力		「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					

第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（9/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	
⑭ 水源の確保 (1/2)	サプレッション・プール水位		「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	代替淡水貯槽水位	※1	1	0～20m	－※6	代替淡水貯槽の底部より上の水位計検出点からポンプテストライン配管下端（0～19m）を監視可能。	1
	西側淡水貯水設備水位	※1	1	0～4.5m	－※6	西側淡水貯水設備の水槽底部+1m 上から水槽上端+5m まで（事故収束に必要な貯水量）を監視可能。	1
	高压代替注水系系統流量	※2	「④原子炉压力容器への注水量」及び「⑤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。				
	代替循環冷却系原子炉注水流量	※2					
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※2					
	高压炉心スプレイ系系統流量	※2					
	残留熱除去系系統流量	※2					
	低压炉心スプレイ系系統流量	※2					
	常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力	※2					
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	※2	1	0～10MPa [gage]	8.96MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa [gage]）を監視可能。	
	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	※2	1	0～10MPa [gage]	8.01MPa [gage]	高压炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（8.01MPa [gage]）を監視可能。	
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	※2	2	0～5MPa [gage]	－※6	代替循環冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa [gage]）を監視可能。	1
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	※2	3	0～4MPa [gage]	3.45MPa [gage]	残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa [gage]）を監視可能。	
	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	※2	1	0～4MPa [gage]	3.79MPa [gage]	低压炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（3.79MPa [gage]）を監視可能。	
	常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力	※2	2	0～5MPa [gage]	－※6	常設低压代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（3.14MPa [gage]）を監視可能。	
	低压代替注水系原子炉注水流量	※2	「④原子炉压力容器への注水量」及び「⑤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。				
	低压代替注水系格納容器スプレイ流量	※2					
	低压代替注水系格納容器下部注水流量	※2					

第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（10/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	
⑭ 水源の確保 (2/2)	原子炉水位（広帯域）	※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域）	※2					
	原子炉水位（S A 広帯域）	※2					
	原子炉水位（S A 燃料域）	※2					
⑮ 原子炉建屋内の 水素濃度	原子炉建屋水素濃度	2	0～10vol%	-※6	重大事故等時において、水素と酸素の可燃限界（水素濃度：4vol%）を監視可能。	-	
		3	0～20vol%			-	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	※2	4 ※18	0～300℃	-※6	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器の最高使用温度（300℃）を監視可能。	2
⑯ 原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器内酸素濃度（S A）	※1	1	0～25vol%	5.0vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性を把握する上で、酸素濃度の可燃限界（5vol%）を監視可能。	-
	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	※2	「⑩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。				
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	※2					
	ドライウェル圧力	※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
サブプレッション・チェンバ圧力	※2						

第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（11/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数
⑰使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）	1	-4,300～+7,200mm ※19 (EL. 35,077～46,577mm)	+6,818mm (EL. 46,195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック下端 (EL. 35,097mm) までの範囲にわたり水位を監視可能。	-
		1 ※20	0～120℃	66℃以下	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度 (100℃) を監視可能。	1
	使用済燃料プール温度（S A）	1 ※21	0～120℃	-※6	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度 (100℃) を監視可能。	
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	-※6	重大事故等時に変動する可能性がある放射線量率 (3.0mSv/h 以下) を監視可能。	-
		1	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$			
使用済燃料プール監視カメラ	1	-	-※6	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	-	

※1：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※3：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

※4：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより 1,340cm）。 ※5：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより 915cm）。

※6：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。

※7：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用。 ※8：可搬型設備による対応時に使用。 ※9：狭帯域流量。

※10：R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器）。 ※11：ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面：EL. 11,806mm）からの高さ。

※12：基準点は通常運転水位 EL. 3,030mm（サブプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）。 ※13：R P V破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計）。

※14：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2mの場合）（高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計）。

※15：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2mの場合）（満水管理水位計）。

※16：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）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。

※17：平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち、A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個、B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。

※18：2 個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置。

※19：基準点は使用済燃料ラック上端 EL. 39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）。

※20：検出点 2 箇所。 ※21：検出点 8 箇所。

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A広帯域) ②原子炉水位 (S A燃料域)	
		③残留熱除去系熱交換器入口温度	
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (S A)	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (S A) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A広帯域) ③原子炉水位 (S A燃料域) ③原子炉圧力容器温度	
	原子炉圧力 (S A)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A広帯域) ③原子炉水位 (S A燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (S A) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力 (S A) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③高压代替注水系系統流量 ③低压代替注水系原子炉注水流量 ③代替循環冷却系原子炉注水流量 ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高压炉心スプレイ系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ③低压炉心スプレイ系系統流量	①原子炉水位 (広帯域) 又は原子炉水位 (燃料域) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域) 又は原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA広帯域) 又は原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。 ③高压代替注水系系統流量, 低压代替注水系原子炉注水流量, 代替循環冷却系原子炉注水流量, 原子炉隔離時冷却系系統流量, 高压炉心スプレイ系系統流量, 残留熱除去系系統流量, 低压炉心スプレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高压代替注水系系統流量 ②低压代替注水系原子炉注水流量 ②代替循環冷却系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高压炉心スプレイ系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ②低压炉心スプレイ系系統流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サプレッション・チェンバ圧力	①原子炉水位 (SA広帯域) 又は原子炉水位 (SA燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域) 又は原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②高压代替注水系系統流量, 低压代替注水系原子炉注水流量, 代替循環冷却系原子炉注水流量, 原子炉隔離時冷却系系統流量, 高压炉心スプレイ系系統流量, 残留熱除去系系統流量, 低压炉心スプレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位 (広帯域) 又は原子炉水位 (燃料域) を優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高圧代替注水系系統流量	① サプレッション・プール水位 ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA 広帯域) ② 原子炉水位 (SA 燃料域)	① 高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さいサプレッション・プール水位を優先する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量	① 代替淡水貯槽水位 ① 西側淡水貯水設備水位 ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA 広帯域) ② 原子炉水位 (SA 燃料域)	① 低圧代替注水系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉注水流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位を優先する。
	代替循環冷却系原子炉注水流量	① 主要パラメータの他チャンネル	① 代替循環冷却系原子炉注水流量の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合) ② 代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③ 注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		② サプレッション・プール水位 ③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA 広帯域) ③ 原子炉水位 (SA 燃料域)	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	① サプレッション・プール水位 ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA 広帯域) ② 原子炉水位 (SA 燃料域)	① 原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さいサプレッション・プール水位を優先する。
高圧炉心スプレイ系系統流量	① サプレッション・プール水位 ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA 広帯域) ② 原子炉水位 (SA 燃料域)	① 高圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さいサプレッション・プール水位を優先する。	

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	残留熱除去系系統流量	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・プール水位 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域)	①残留熱除去系系統流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合) ②残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	低圧炉心スプレイ系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①低圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さいサプレッション・プール水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②サプレッション・プール水位	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先のサプレッション・プール水位の変化により低圧代替注水系格納容器スプレイ流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位を優先する。
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②格納容器下部水位	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③サブプレッション・チェンバ圧力により、上記②と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プール水温度 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①サブプレッション・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサブプレッション・プール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器下部水温	①主要パラメータの他チャンネル	①格納容器下部水温の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 <RPV破損判断基準> デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個(予備1個含む)設置し、RPV破損の早期判断の観点から、2個以上が上昇傾向(デブリ落下による水温上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)となった場合に、RPV破損を判断する。 <ペDESTAL満水注水判断基準> デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個(予備1個含む)設置し、十分な量のデブリ堆積検知の観点から、3個以上がオーバースケール(デブリの接触による温度上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通)となった場合に、ペDESTAL満水注水を判断する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	① サプレッション・チェンバ圧力	① ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、サプレッション・チェンバ圧力により推定する。 ② 飽和温度／圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③ 監視可能であればドライウエル圧力（常用代替監視パラメータ）により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるサプレッション・チェンバ圧力を優先する。
		② ドライウエル雰囲気温度	
		③ [ドライウエル圧力] ※2	
	サプレッション・チェンバ圧力	① ドライウエル圧力	① サプレッション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。 ② 飽和温度／圧力の関係を利用してサプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサプレッション・チェンバ圧力を推定する。 ③ 監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用代替監視パラメータ）により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。
		② サプレッション・チェンバ雰囲気温度	
		③ [サプレッション・チェンバ圧力] ※2	

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 ① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ② 代替淡水貯槽水位 ② 西側淡水貯水設備水位 ③ ドライウェル圧力 ③ サプレッション・チェンバ圧力	① サプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により、サプレッション・プール水位を推定する。 ② 水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により、サプレッション・プール水位を推定する。 <ベント判断基準> サプレッション・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサプレッション・プールへ移行する場合は想定しており、サプレッション・プール水位の計測目的から考えると保守的な評価となり問題ないことから、推定した値からベント実施判断基準であるサプレッション・プール通常水位+6.5m（ベントライン下端から-1.64m）の到達確認をもって、ベントを実施する。 ③ ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧によりサプレッション・プール水位を推定する。 推定は、注水先に近い低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量を優先する。
	格納容器下部水位	① 主要パラメータの他チャンネル ② 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ③ 代替淡水貯槽水位 ③ 西側淡水貯水設備水位 ④ [格納容器下部雰囲気温度] ※2	① 格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ③ 水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。 ④ デブリの少量落下時（デブリ堆積高さ<0.2m）、デブリが冠水されていることを格納容器下部雰囲気温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ①ドライウエル圧力 ①サブプレッション・チェンバ圧力	①格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。 ①ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ②監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、水素濃度を推定する。 推定は、重要代替計器である格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)、ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力を優先する。
		② [格納容器内水素濃度] ※2	
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
未 臨 界 の 維 持 又 は 確 認	起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③ [制御棒操作監視系] ※2	①起動領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②起動領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域計装 ③ [制御棒操作監視系] ※2	①平均出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、起動領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒操作監視系]	①起動領域計装 ②平均出力領域計装	①制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合は、起動領域計装により推定する。 ②平均出力領域計装により推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域計装を優先する。
最 終 ヒ ー ト シ ン ク の 確 保 (1 / 2)	<格納容器圧力逃がし装置> フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水素濃度	①主要パラメータ(フィルタ装置水位、フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ)、フィルタ装置入口水素濃度)の他チャンネル ②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ②ドライウエル圧力 ②サブプレッション・チェンバ圧力	①主要パラメータのうち、フィルタ装置水位、フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ)、フィルタ装置入口水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器圧力逃がし装置による冷却において、フィルタ装置水位、フィルタ装置圧力、フィルタ装置スクラビング水温度、フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)、フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は、ドライウエル雰囲気温度、ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ圧力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。 なお、フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は、フィルタ容器内は飽和状態であるため、スクラビング水温度からフィルタ装置圧力を推定する。 フィルタ装置スクラビング水温度の監視が不可能となった場合は、優先して予備側検出素子により計測する。予備側の監視が不可能な場合は、フィルタ容器内は飽和状態であるため、フィルタ装置圧力からスクラビング水温度を推定する。 推定は、主要パラメータ(フィルタ装置水位、フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ)、フィルタ装置入口水素濃度)の他チャンネルを優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保 (2/2)	<耐圧強化ベント系> 耐圧強化ベント系放射線モニタ	① ドライウェル雰囲気温度 ① サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ① ドライウェル圧力 ① サプレッション・チェンバ圧力	① 耐圧強化ベント系による冷却において、耐圧強化ベント系放射線モニタの監視が不可能となった場合は、ドライウェル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウェル圧力、サプレッション・チェンバ圧力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、ドライウェル又はウェットウェルのベントに使用した方を優先する。
	<代替循環冷却系> サプレッション・プール水温度 代替循環冷却系ポンプ入口温度 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	① 主要パラメータの他チャンネル ② ドライウェル雰囲気温度 ② サプレッション・チェンバ雰囲気温度	① 主要パラメータの 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。(代替循環冷却系ポンプ入口温度、代替循環冷却系原子炉注水流量及び代替循環冷却系格納容器スプレイ流量は、他系統が運転状態の場合) ② 代替循環冷却系による冷却において、サプレッション・プール水温度、代替循環冷却系ポンプ入口温度、代替循環冷却系原子炉注水流量、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、ドライウェル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度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、主要パラメータ(サプレッション・プール水温度、代替循環冷却系ポンプ入口温度、代替循環冷却系原子炉注水流量、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量)の他チャンネルを優先する。
	<残留熱除去系> 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	① 主要パラメータ(残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系海水系系統流量)の他チャンネル ② 原子炉圧力容器温度 ② ドライウェル雰囲気温度 ② サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ② サプレッション・プール水温度	① 主要パラメータのうち、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系海水系系統流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 残留熱除去系による冷却において、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系海水系系統流量、緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)、緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、ドライウェル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度、サプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。 推定は、主要パラメータ(残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系海水系系統流量)の他チャンネルを優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	<原子炉圧力容器内の状態> 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)) の他チャンネル ②ドライウエル雰囲気温度 ②ドライウエル圧力 ② [エリア放射線モニタ] ※2	①主要パラメータのうち, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力及び原子炉圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域), 原子炉圧力及び原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は, 主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)) の他チャンネルを優先する。
	<原子炉格納容器内の状態> ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力	①主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャンネル ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] ※2	①主要パラメータのうち, ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 及びエリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は, 主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャンネルを優先する。
	<原子炉建屋内の状態> [エリア放射線モニタ]	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA広帯域) ①原子炉水位 (SA燃料域) ①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ①ドライウエル雰囲気温度 ①ドライウエル圧力	①エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA), ドライウエル雰囲気温度及びドライウエル圧力により格納容器バイパスの発生を推定する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
水源の確保 (1/2)	サブプレッション・プール水位	① 高压代替注水系系統流量 ① 代替循環冷却系原子炉注水流量 ① 原子炉隔離時冷却系系統流量 ① 高压炉心スプレイ系系統流量 ① 残留熱除去系系統流量 ① 低压炉心スプレイ系系統流量 ② 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 ② 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ② 高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ② 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ② 低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	① サブプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プールを水源とする高压代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高压炉心スプレイ系、残留熱除去系、低压炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを推定する。 ② サブプレッション・プールを水源とする常設高压代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高压炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低压炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。 <ポンプ停止基準> サブプレッション・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、水源が確保されていることを推定する。原子炉圧力容器への注水中に、ECCS系の配管破断などによりサブプレッション・プール水が流出し、ポンプの必要NPSHが得られず、吐出圧力の異常（圧力低下、ハンチングなど）が確認された場合に、ポンプを停止する。 推定は、サブプレッション・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。
	代替淡水貯槽水位	① 低压代替注水系原子炉注水流量 ① 低压代替注水系格納容器スプレイ流量 ① 低压代替注水系格納容器下部注水流量 ② 原子炉水位（広帯域） ② 原子炉水位（燃料域） ② 原子炉水位（SA広帯域） ② 原子炉水位（SA燃料域） ② サブプレッション・プール水位 ③ 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力	① 代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合は、代替淡水貯槽を水源とする常設低压代替注水系ポンプによる各注水先への流量から、代替淡水貯槽水位を推定する。 ② 注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により代替淡水貯槽水位を推定する。なお、代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③ 常設低压代替注水系ポンプの吐出圧力から、ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、代替淡水貯槽を水源とするポンプの注水量を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/14)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
水源の確保 (2/2)	西側淡水貯水設備水位	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 ① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA広帯域) ② 原子炉水位 (SA燃料域) ② サプレッション・プール水位	① 西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は、西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプによる各注水先への流量から、西側淡水貯水設備水位を推定する。 ② 注水先の原子炉水位及びサプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	① 主要パラメータの他チャンネル	① 原子炉建屋水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置 (静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度により水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		② 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ① 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ① ドライウエル圧力 ① サプレッション・チェンバ圧力	① 格納容器内酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。 ① ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ② 監視可能であれば格納容器内酸素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、酸素濃度を推定する。 推定は、重要代替計器である格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)、ドライウエル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力を優先する。
		② [格納容器内酸素濃度] ※2	

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 6.4-4 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/14)

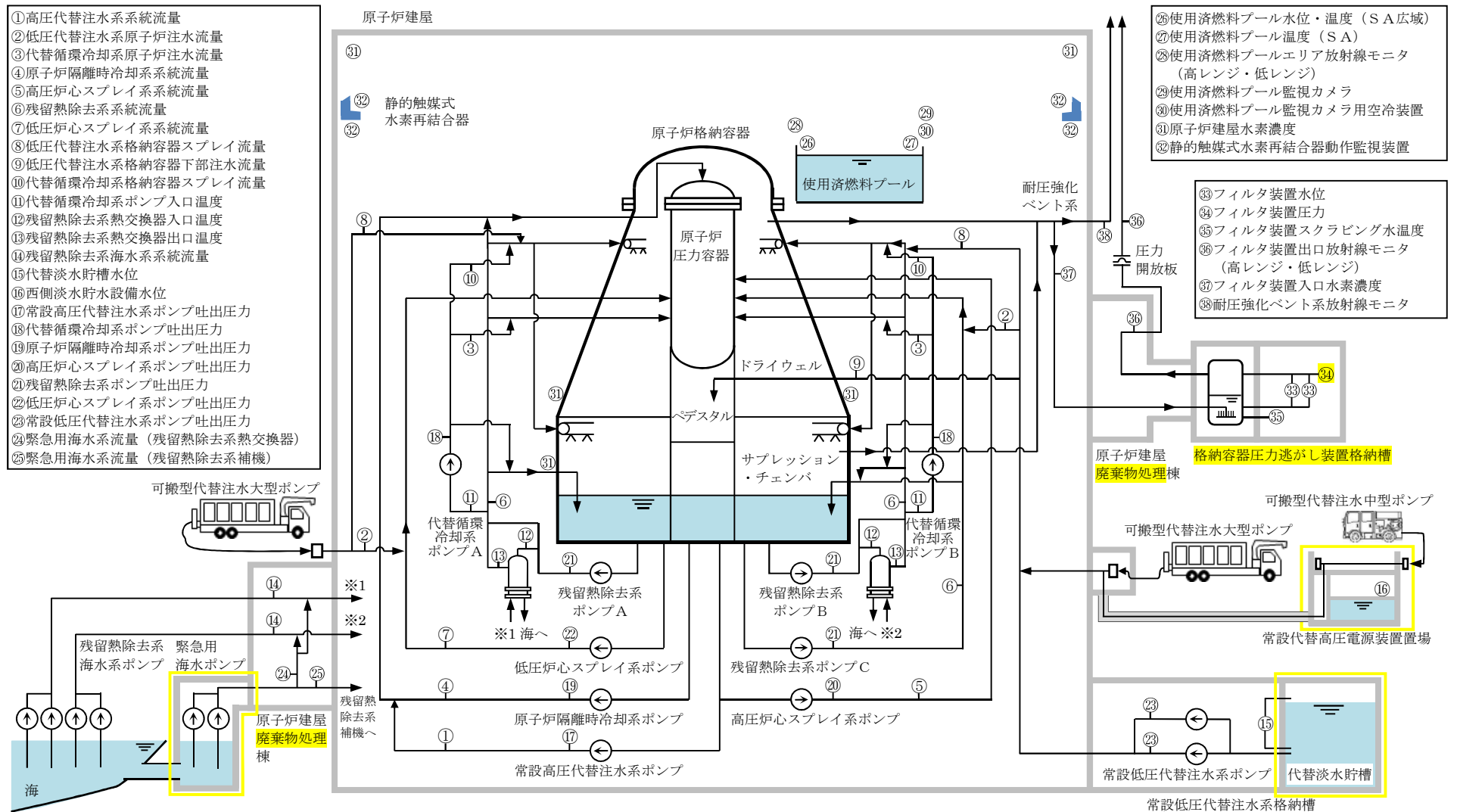
分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	①使用済燃料プール温度 (S A) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール温度 (S A) により使用済燃料プールの温度を推定する。また、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて放射線量を計測した後、水位と放射線量率の関係から水位を推定する。 ②使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、温度の場合は同じ仕様である使用済燃料プール温度 (S A) を、水位の場合は使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) を優先する。
	使用済燃料プール温度 (S A)	①使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール温度 (S A) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) により温度を推定する。 ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、同じ仕様である使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) を優先する。
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ②使用済燃料プール温度 (S A) ②使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プールエリア放射線モニタの監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係から放射線量を推定する。 ②使用済燃料プール温度 (S A) 及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) を優先する。
	使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ①使用済燃料プール温度 (S A) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)、使用済燃料プール温度 (S A)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて、使用済燃料プールの状態を推定する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

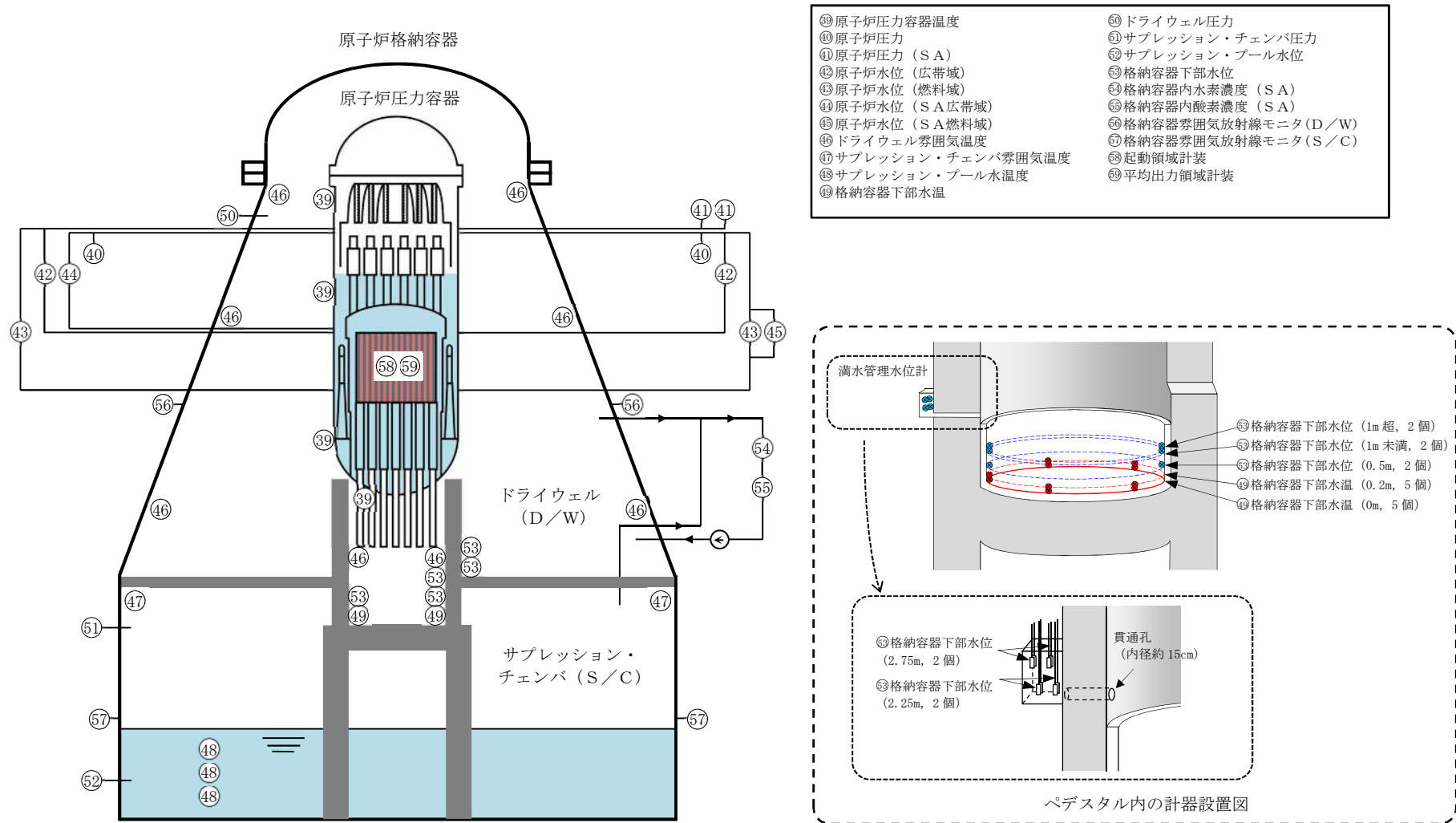
※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 6.4-5 表 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として
用いる補助パラメータ

分類	補助パラメータ
電源関係	M/C 2C 電圧
	M/C 2D 電圧
	M/C HPCS 電圧
	P/C 2C 電圧
	P/C 2D 電圧
	緊急用M/C 電圧
	緊急用P/C 電圧
	125V 系蓄電池A系電圧
	125V 系蓄電池A系電圧
	緊急用 125V 系蓄電池電圧
補機関係	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力
その他	非常用窒素供給系供給圧力
	非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力

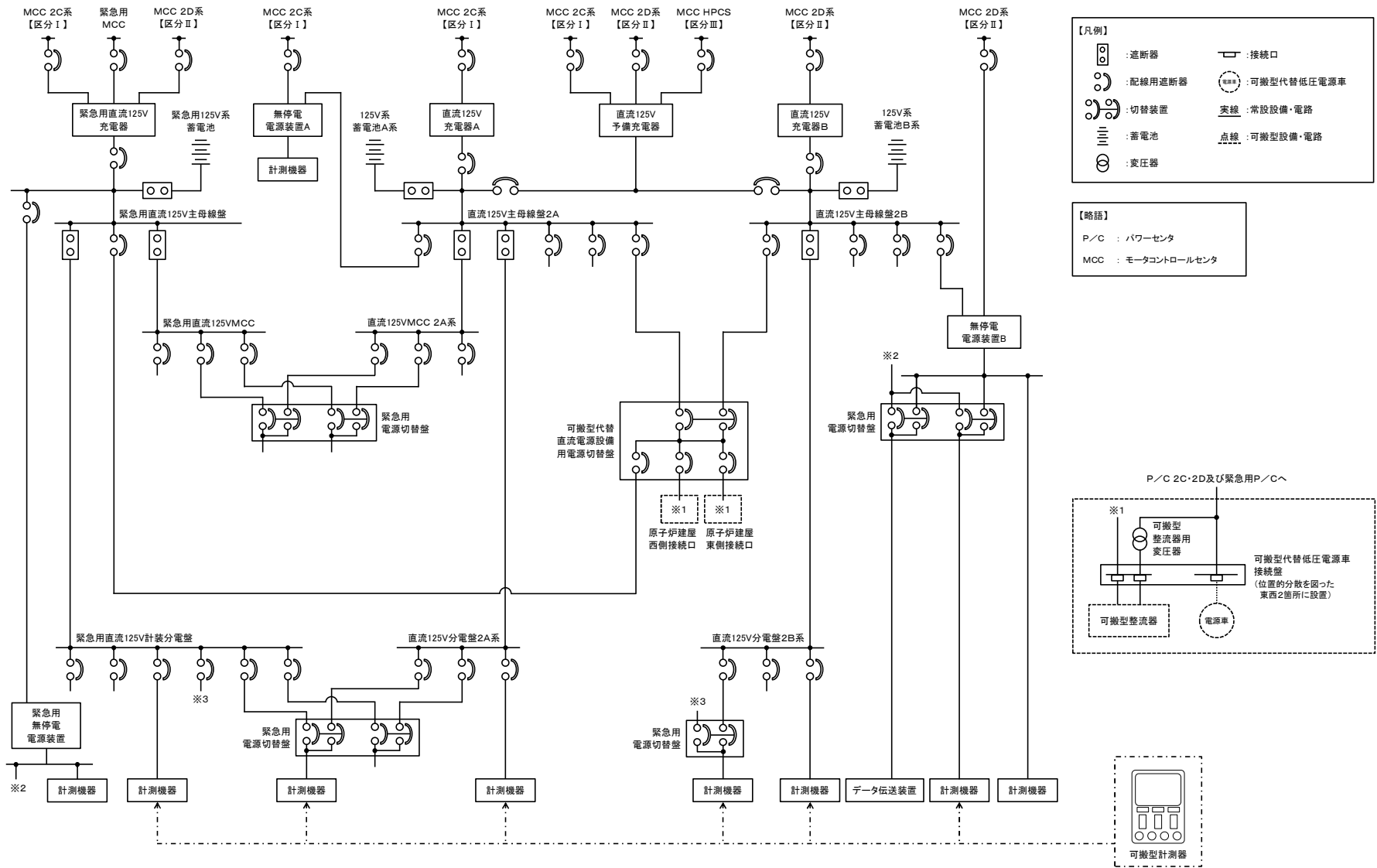


第 6.4-1 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (1)
 (監視機能喪失時に使用する設備)

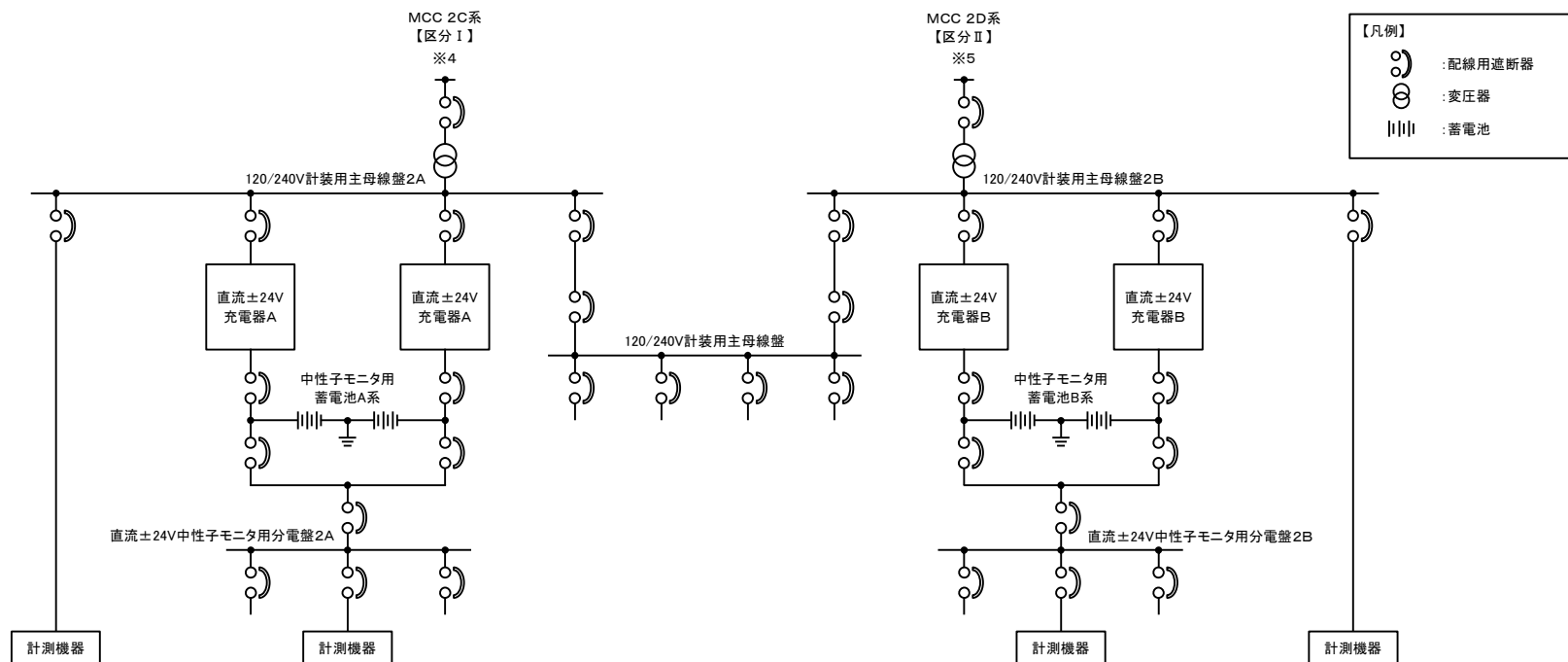


- | | |
|---------------------|-----------------------|
| ③ 原子炉压力容器温度 | ⑩ ドライウエル圧力 |
| ④ 原子炉圧力 | ⑪ サプレッション・チェンバ圧力 |
| ④ 原子炉圧力 (SA) | ⑫ サプレッション・プール水位 |
| ④ 原子炉水位 (広帯域) | ⑬ 格納容器下部水位 |
| ④ 原子炉水位 (燃料域) | ⑭ 格納容器内水素濃度 (SA) |
| ④ 原子炉水位 (SA広帯域) | ⑮ 格納容器内酸素濃度 (SA) |
| ④ 原子炉水位 (SA燃料域) | ⑯ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) |
| ④ ドライウエル雰囲気温度 | ⑰ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) |
| ④ サプレッション・チェンバ雰囲気温度 | ⑱ 起動領域計装 |
| ④ サプレッション・プール水温度 | ⑲ 平均出力領域計装 |
| ④ 格納容器下部水温 | |

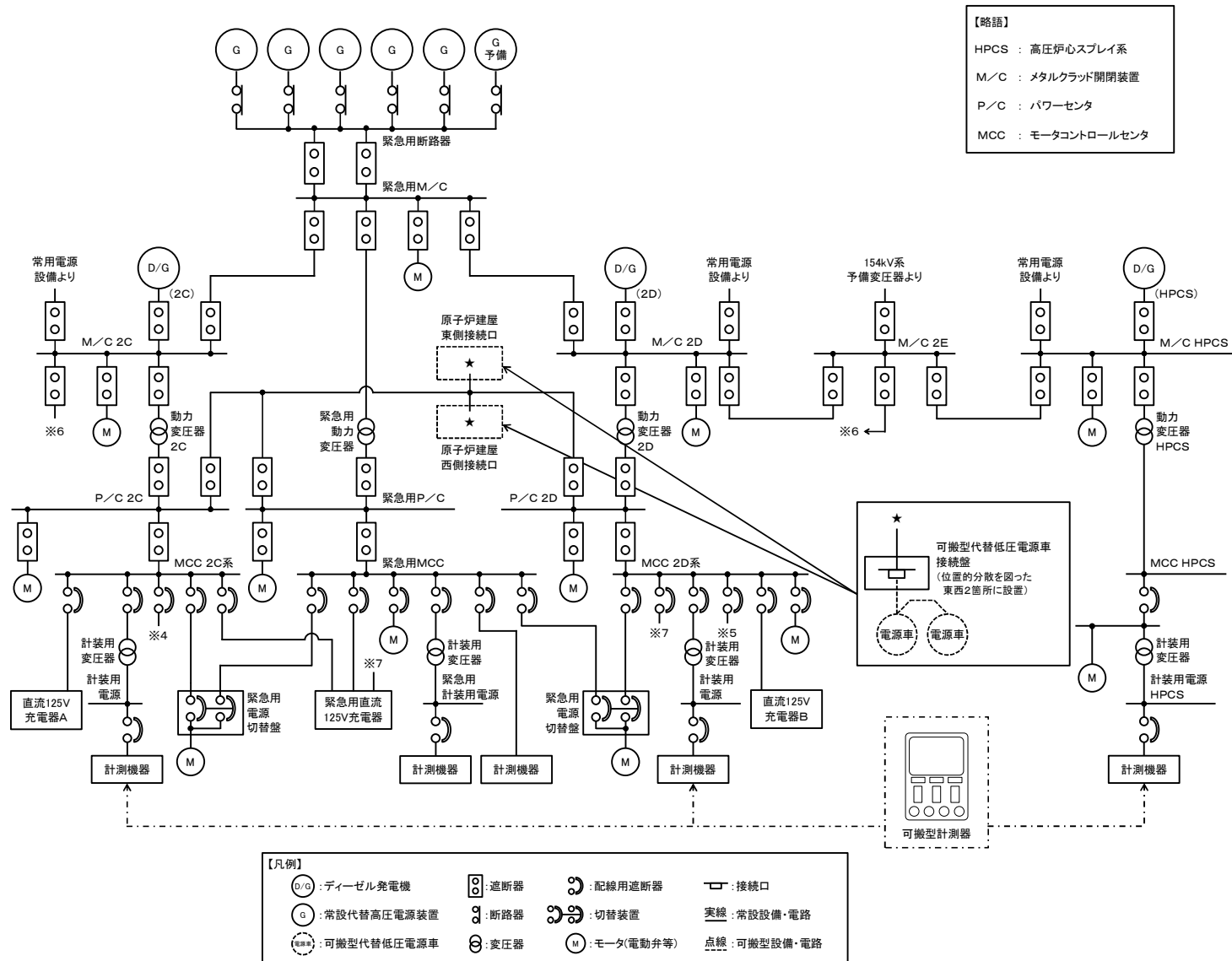
第6.4-2図 計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（2）
（監視機能喪失時に使用する設備）



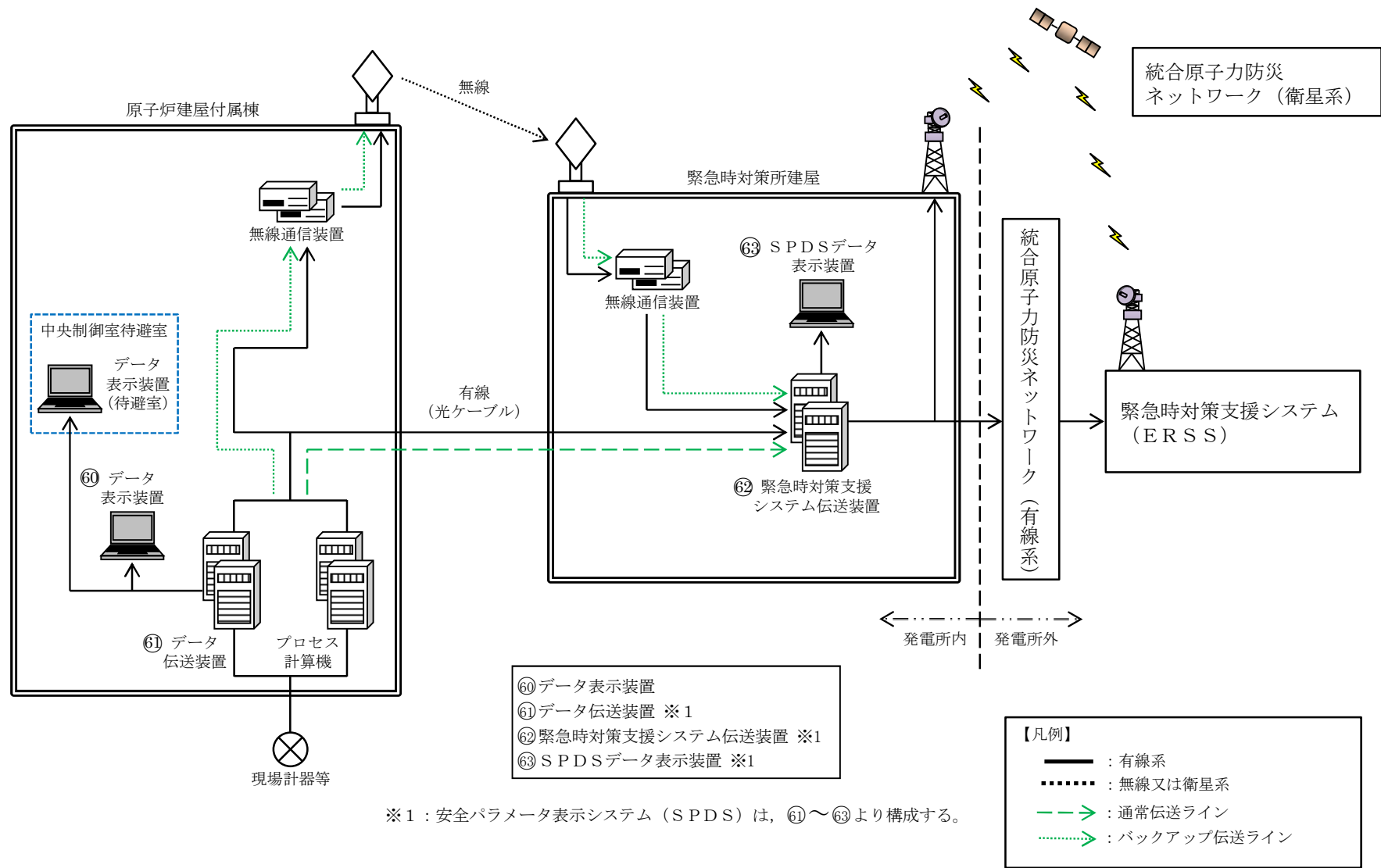
第 6.4-3 図 計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（3）
（計器電源喪失時に使用する設備）



第 6.4-4 図 計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（4）
（計器電源喪失時に使用する設備）



第 6.4-5 図 計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（5）
（計器電源喪失時に使用する設備）



第6.4-6図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (6)
(パラメータ記録時に使用する設備)

3.15 計装設備【58条】

< 添付資料 目次 >

3.15 計装設備

3.15.1 設置許可基準規則第58条への適合方針

- (1) 把握能力の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 a））
- (2) 推定手段の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 b））
 - a. 監視機能喪失時に使用する設備
 - b. 計器電源喪失時に使用する設備
- (3) パラメータ記録時に使用する設備（設置許可基準規則解釈の第1項 c））

3.15.2 重大事故等対処設備

3.15.2.1 計装設備

3.15.2.1.1 設備概要

3.15.2.1.2 主要設備の仕様

3.15.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.15.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

- (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
- (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
- (3) 試験検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
- (4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
- (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
- (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

3.15.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）
- (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）
- (3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

3.15.2.1.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）
- (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）
- (3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）
- (4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）
- (5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）
- (6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第43条第3項六）
- (7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

3.15 計装設備【58条】

【設置許可基準規則】

(計装設備)

第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。

- a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）
- b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。
 - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。

- ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。
- iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。
- c) 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など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。

3.15 計装設備

3.15.1 設置許可基準規則第 58 条への適合方針

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する重大事故等対処設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の状態を把握するためのパラメータ）は、「第 3.15-16 表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、「第 3.15-16 表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び常用代替監視パラメータ）とする。

主要パラメータ及び代替パラメータのうち、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも 1 つ以上有するパラメータを、それぞれ重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータとする。

主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータを、有効監視パラメータとする。

代替パラメータのうち、主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータを、常用代替監視パラメータとする。

また、原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。補助パラメータのうち、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。

なお、重大事故等対処設備の運転及び動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の設置許可基準規則第 43 条への適合方針のうち、(2)操作の確実性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）にて、適合性を整理する。

重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ、有効監視パラメータ、常用代替監視パラメータ及び補助パラメータの選定については、第 3.15-1 図に示す。

さらに、主要パラメータ及び代替パラメータを計測する設備を以下のとおり分類する。

主要パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要計器

重要監視パラメータを計測する計器のうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器をいう。

- ・常用計器

主要パラメータを計測する計器のうち、重要計器以外の自主対策設備の計器をいう。

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要代替計器

重要代替監視パラメータを計測する計器のうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器をいう。

・ 常用代替計器

代替パラメータを計測する計器のうち、重要代替計器以外の自主対策設備の計器をいう。

(1) 把握能力の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 a））

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を第3.15-17表に示す。

(2) 推定手段の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 b））

a. 監視機能喪失時に使用する設備

原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、「第3.15-16表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障又は計器故障が疑われる場合の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障又は計器故障が疑われる場合に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメー

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 3.15－18 表に示す。

b. 計器電源喪失時に使用する設備

全交流動力電源が喪失した場合又は直流電源の喪失が想定される場合において，計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用する。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・常設代替高圧電源装置（3.14 電源設備【57 条】）
- ・可搬型代替低圧電源車（3.14 電源設備【57 条】）
- ・可搬型整流器（3.14 電源設備【57 条】）

常設代替高圧電源装置，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器については，「3.14 電源設備【57 条】」に示す。

また，代替電源設備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，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については，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（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）及び可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力，水位及び流量（注水量）計測用）（以下「可搬型計測器」という。）により計測できる設計とする。

なお、可搬型計測器による計測においては、計測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つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。また、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計測又は監視するものとする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型計測器（原子炉压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）
- ・可搬型計測器（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）

(3) パラメータ記録時に使用する設備（設置許可基準規則解釈の第1項 c））

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視及び記録ができる設計とする。パラメータを計測又は監視及び記録するための設備として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ表示装置を設ける。

重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、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。

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）
- ・データ表示装置

3.15.2 重大事故等対処設備

3.15.2.1 計装設備

3.15.2.1.1 設備概要

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する重大事故等対処設備を設置又は保管する。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（主要パラメータ）及び当該パラメータを推定するために必要なパラメータ（代替パラメータ）のうち、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握できる計測範囲を有し、また、把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、交流又は直流電源が喪失した場合、代替電源設備から給電できる設計とする。

また、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、計測又は監視及び記録ができる設計とする。

計装設備に関する重大事故等対処設備一覧を第 3.15-1 表に、計装設備（重大事故等対処設備）の系統概要図を第 3.15-2～7 図に示す。

第 3.15-1 表 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (1/4)

設備区分	設備名
主要設備 ^{※1}	原子炉压力容器温度【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力 (S A)【常設】 原子炉水位 (広帯域)【常設】 原子炉水位 (燃料域)【常設】 原子炉水位 (S A 広帯域)【常設】 原子炉水位 (S A 燃料域)【常設】 高圧代替注水系系統流量【常設】 低圧代替注水系原子炉注水流量【常設】 代替循環冷却系原子炉注水流量【常設】 原子炉隔離時冷却系系統流量【常設】 高圧炉心スプレイ系系統流量【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】 低圧炉心スプレイ系系統流量【常設】 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量【常設】 低圧代替注水系格納容器下部注水流量【常設】 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 格納容器下部水温【常設】 ドライウェル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 格納容器下部水位【常設】 格納容器内水素濃度 (S A)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)【常設】 起動領域計装【常設】 平均出力領域計装【常設】 フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置圧力【常設】 フィルタ装置スクラビング水温度【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)【常設】

第 3.15-1 表 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (2/4)

設備区分	設備名
<p>主要設備^{*1}</p>	<p>フィルタ装置入口水素濃度【常設】</p> <p>耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】</p> <p>代替循環冷却系ポンプ入口温度【常設】</p> <p>残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】</p> <p>残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】</p> <p>残留熱除去系海水系系統流量【常設】</p> <p>緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）【常設】</p> <p>緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）【常設】</p> <p>代替淡水貯槽水位【常設】</p> <p>西側淡水貯水設備水位【常設】</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】</p> <p>代替循環冷却系ポンプ吐出圧力【常設】</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力【常設】</p> <p>高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】</p> <p>残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】</p> <p>低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】</p> <p>原子炉建屋水素濃度【常設】</p> <p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置【常設】</p> <p>格納容器内酸素濃度（S A）【常設】</p> <p>使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）【常設】</p> <p>使用済燃料プール温度（S A）【常設】</p> <p>使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）【常設】</p> <p>使用済燃料プール監視カメラ【常設】</p> <p>（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置【常設】を含む）</p> <p>安全系パラメータ表示システム（S P D S）【常設】</p> <p>データ表示装置【可搬】</p> <p>可搬型計測器（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）【可搬】</p> <p>可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力，水位及び流量（注水量）計測用）【可搬】</p>

第 3.15-1 表 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (3/4)

設備区分		設備名
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	—
	注水先	—
	電源設備※ ² (燃料給油設備含む)	非常用交流電源設備 2 C 非常用ディーゼル発電機【常設】 2 D 非常用ディーゼル発電機【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機【常設】 2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 所内常設直流電源設備 125V 系蓄電池 A 系【常設】 125V 系蓄電池 B 系【常設】 中性子モニタ用蓄電池 A 系【常設】 中性子モニタ用蓄電池 B 系【常設】 常設代替直流電源設備 緊急用 125V 系蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 代替所内電気設備 緊急用 M/C【常設】 緊急用 P/C【常設】 緊急用直流 125V 主母線盤【常設】 燃料補給設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ【常設】 2 C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ【常設】 2 D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ【常設】

第 3.15-1 表 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (4/4)

設備区分		設備名
関連設備	電源設備※ ² (燃料給油 設備含む)	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 緊急時対策所用代替電源設備 緊急時対策所用発電機【常設】 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク【常設】 緊急時対策所用発電機給油ポンプ

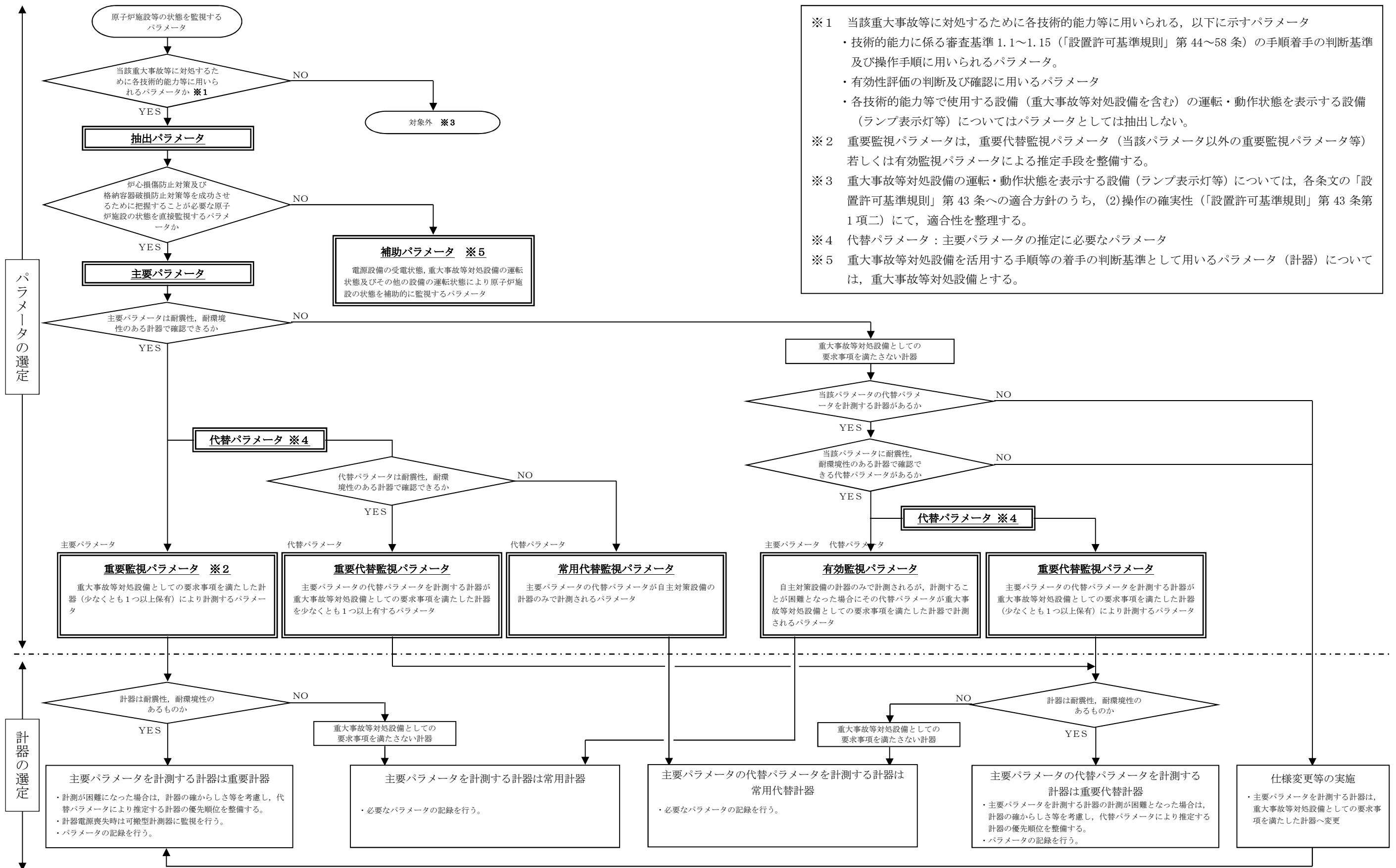
※1：フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、フィルタ装置入口水素濃度、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）については、「3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 52 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

原子炉建屋水素濃度及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置については、「3.10 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（設置許可基準規則第 53 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）については、「3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（設置許可基準規則第 54 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

安全 パラメータ表示システム（SPDS）については、「3.18 緊急時対策所（設置許可基準規則第 61 条に対する設計方針を示す章）」及び「3.19 通信連絡を行うために必要な設備（設置許可基準規則第 62 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料 58-2 に示す。電気設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。



※1 当該重大事故等に対処するために各技術的能力等に用いられる、以下に示すパラメータ

- ・技術的能力に係る審査基準 1.1~1.15（「設置許可基準規則」第 44~58 条）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ。
- ・有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータ
- ・各技術的能力等で使用する設備（重大事故等対処設備を含む）の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）についてはパラメータとしては抽出しない。

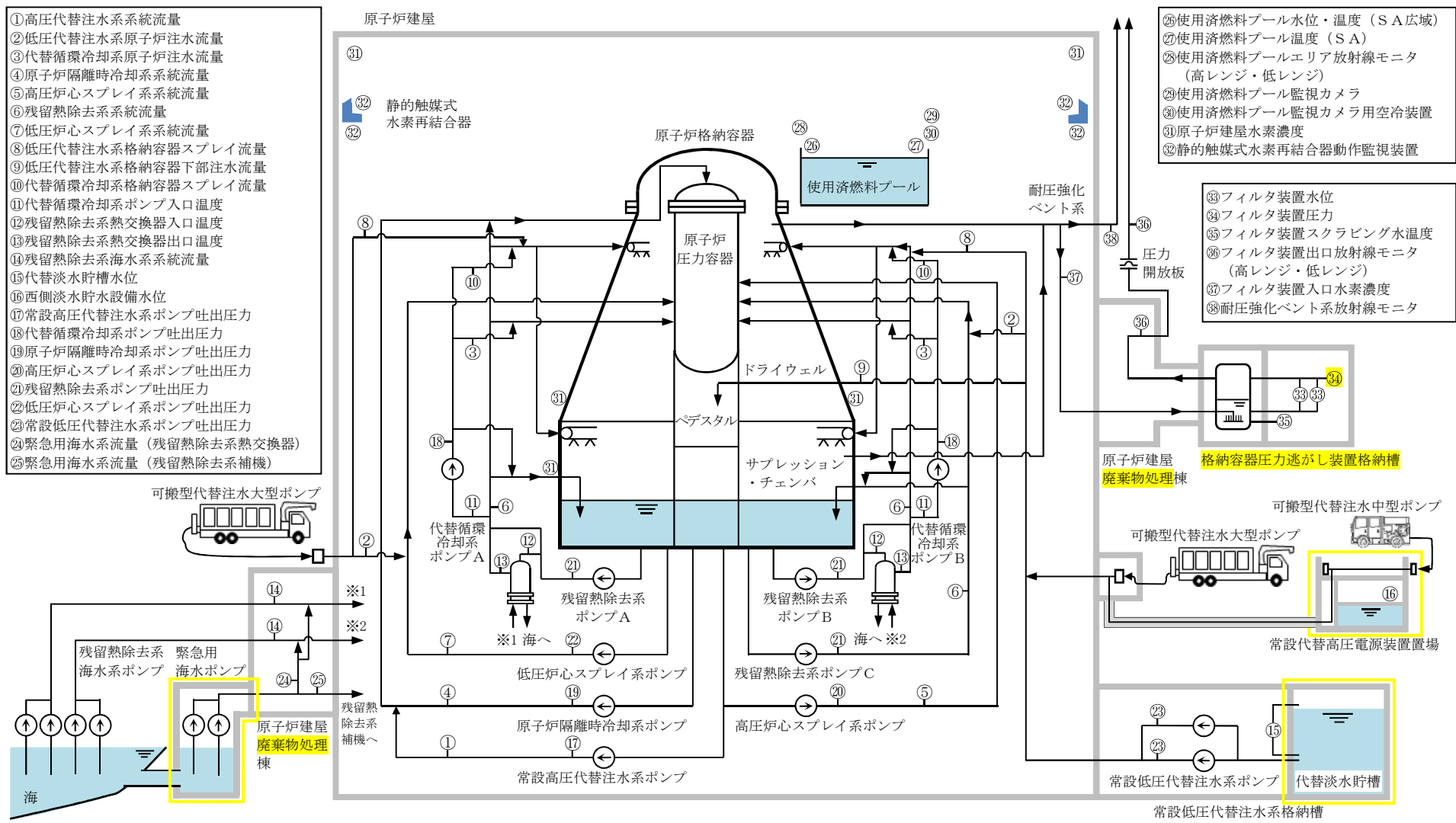
※2 重要監視パラメータは、重要代替監視パラメータ（当該パラメータ以外の重要監視パラメータ等）若しくは有効監視パラメータによる推定手段を整備する。

※3 重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の「設置許可基準規則」第 43 条への適合方針のうち、(2)操作の確実性（「設置許可基準規則」第 43 条第 1 項二）にて、適合性を整理する。

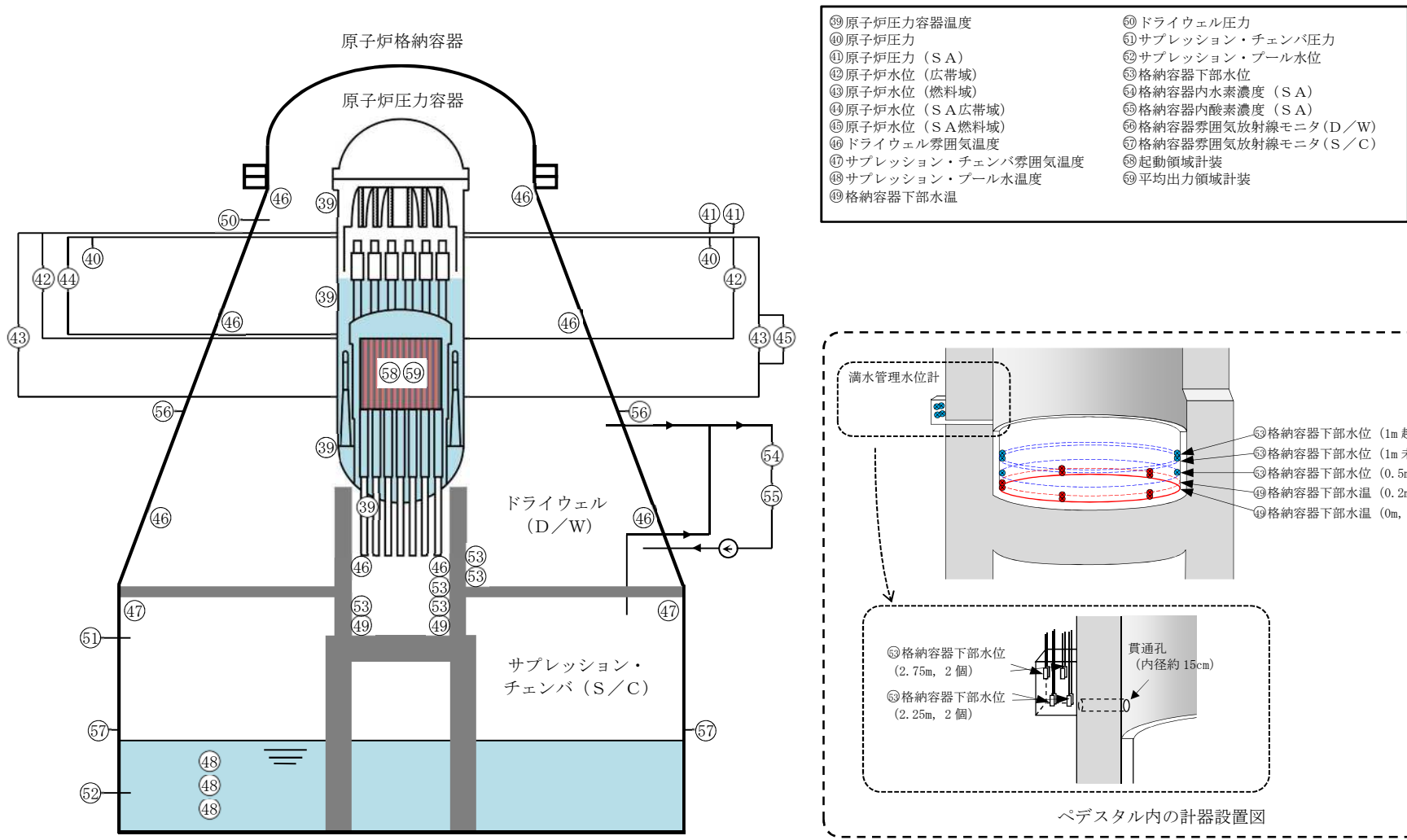
※4 代替パラメータ：主要パラメータの推定に必要なパラメータ

※5 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。

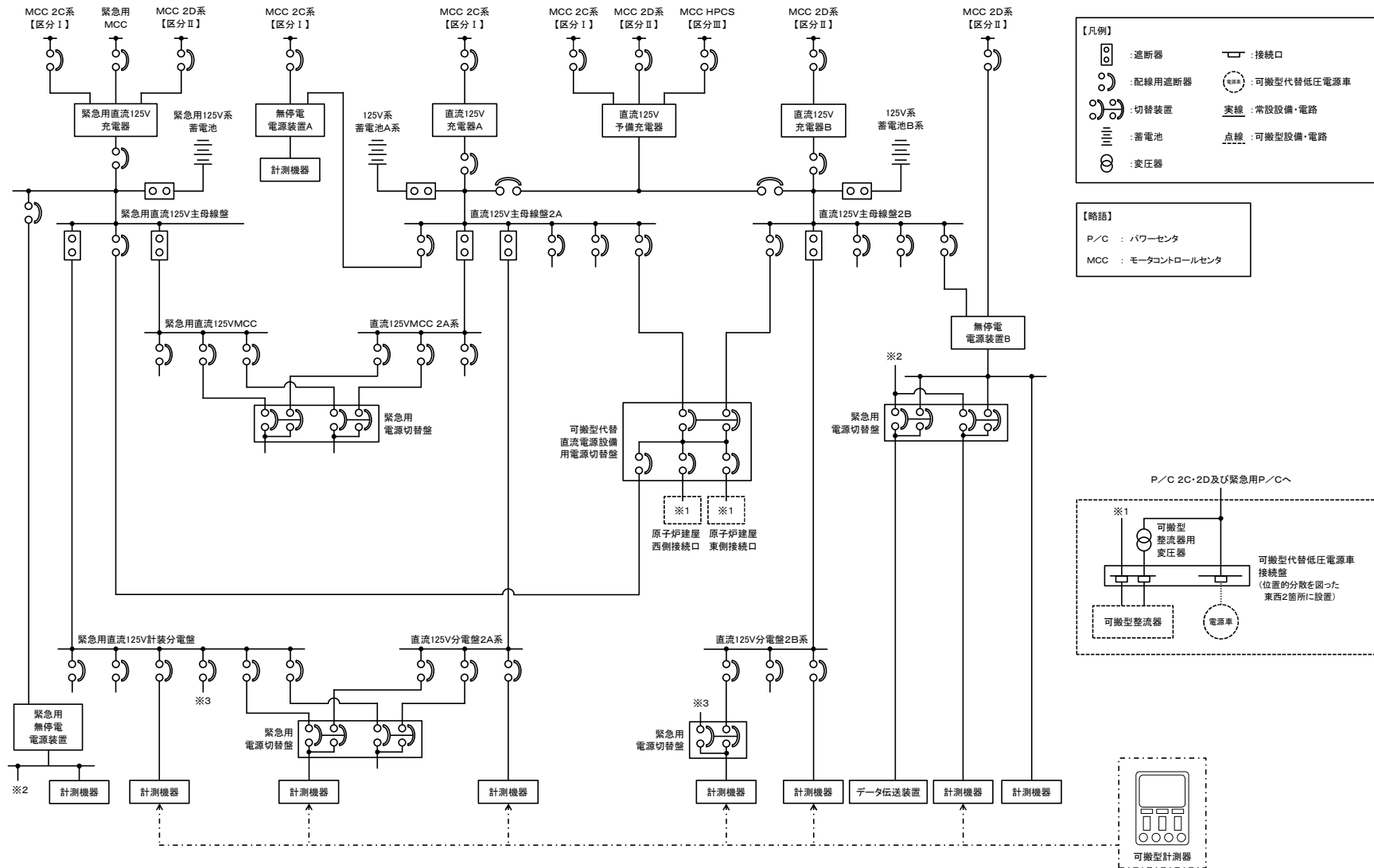
第 3.15-1 図 重大事故等時に必要なパラメータ及び計器の選定フロー



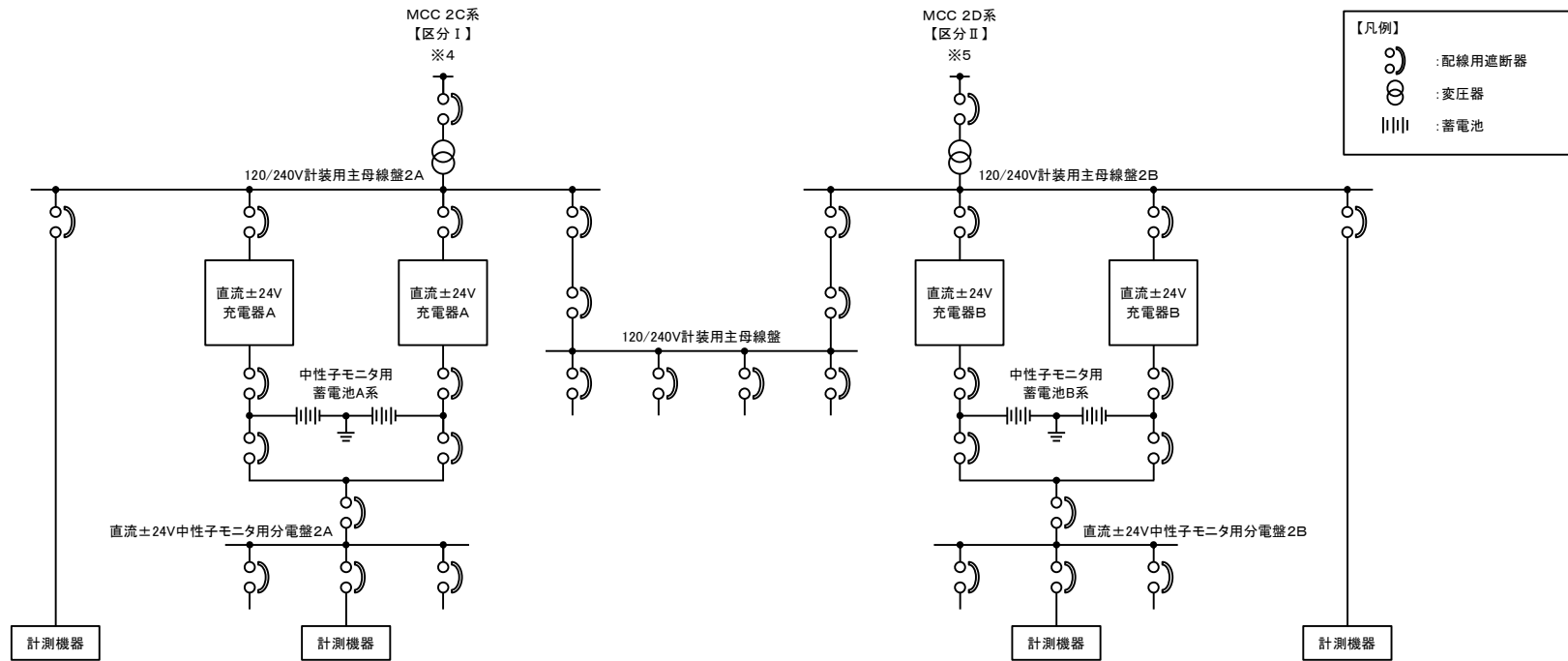
第 3.15-2 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (1)
 (監視機能喪失時に使用する設備)



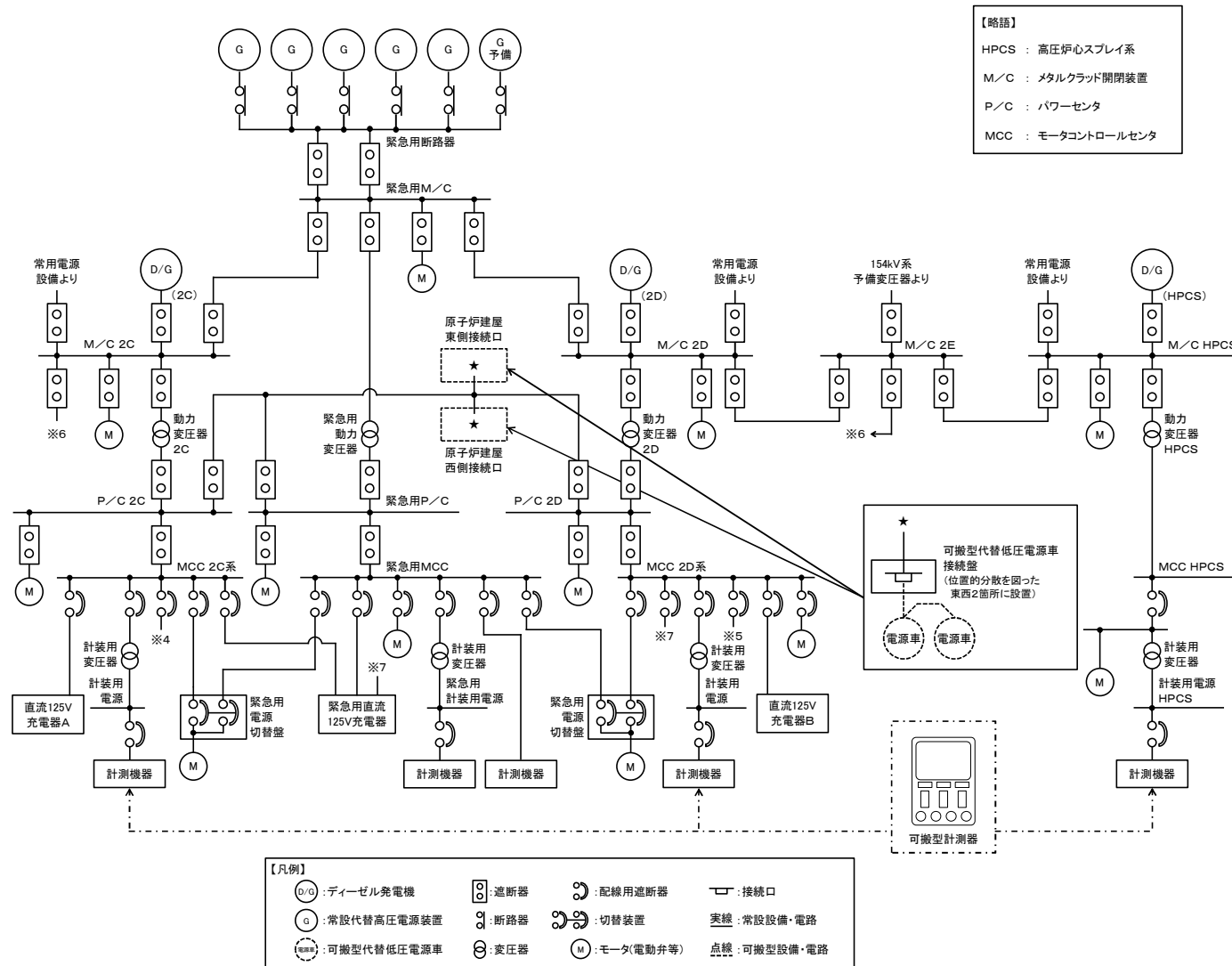
第 3.15-3 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (2)
 (監視機能喪失時に使用する設備)



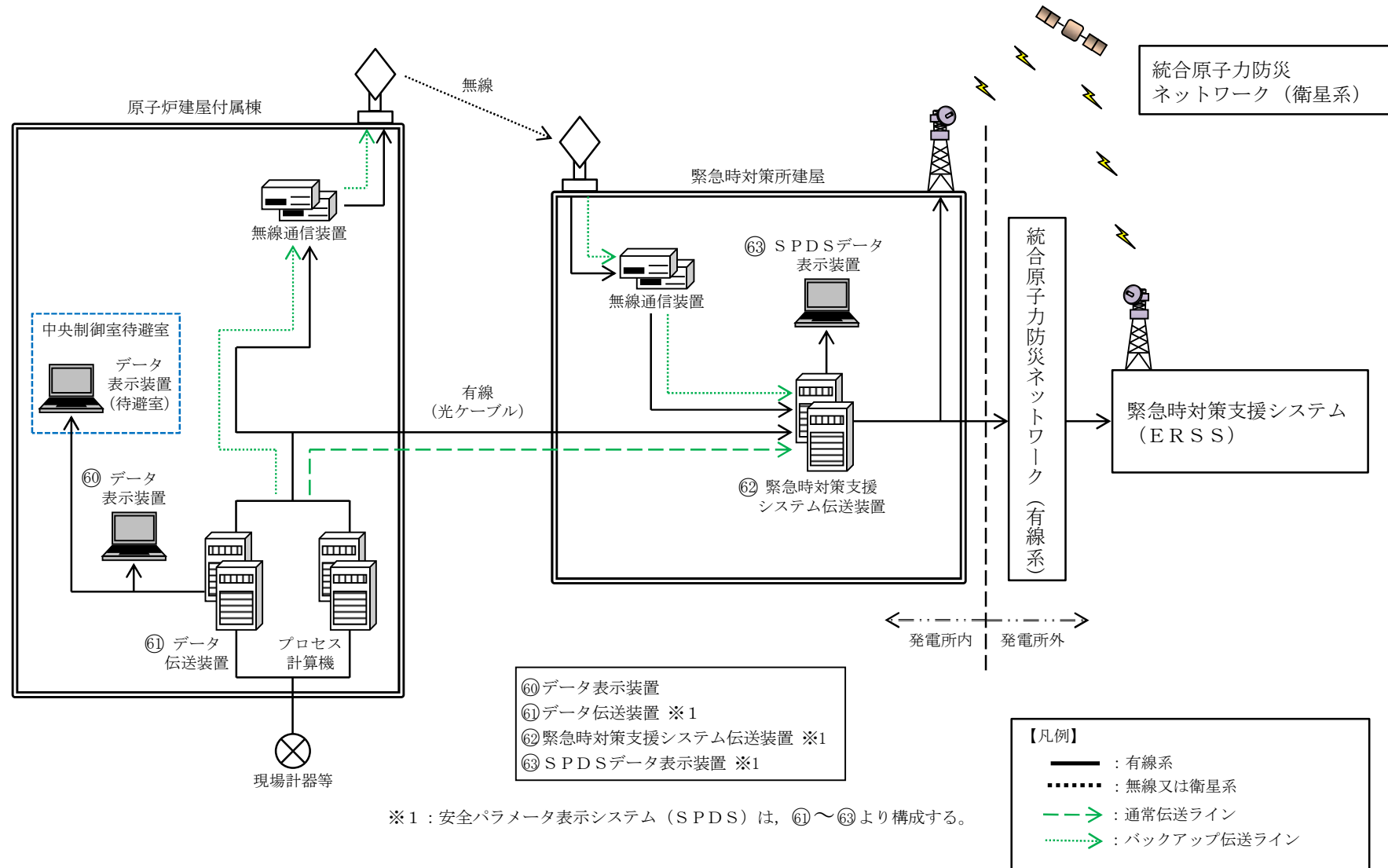
第 3.15-4 図 計装設備（重大事故等対処設備） 系統概要図（3）
（計器電源喪失時に使用する計器）



第 3.15-5 図 計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（4）
（計器電源喪失時に使用する計器）



第 3.15-6 図 計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（5）
 （計器電源喪失時に使用する計器）



第 3.15-7 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (6)
(パラメータ記録時に使用する設備)

3.15.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を第3.15-2表に示す。

第3.15-2表 計装設備の主要機器仕様 (1/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉圧力容器温度	熱電対	0～500℃	4	原子炉格納容器内
原子炉圧力	弾性圧力検出器	0～10.5MPa [gage]	2	原子炉建屋原子炉棟3階
原子炉圧力 (SA)	弾性圧力検出器	0～10.5MPa [gage]	2	原子炉建屋原子炉棟3階
原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位検出器	-3,800～1,500mm ^{*1}	2	原子炉建屋原子炉棟3階
原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位検出器	-3,800～1,300mm ^{*2}	2	原子炉建屋原子炉棟2階
原子炉水位 (SA広帯域)	差圧式水位検出器	-3,800～1,500mm ^{*1}	1	原子炉建屋原子炉棟3階
原子炉水位 (SA燃料域)	差圧式水位検出器	-3,800～1,300mm ^{*2}	1	原子炉建屋原子炉棟2階
高圧代替注水系系統流量	差圧式流量検出器	0～50L/s	1	原子炉建屋原子炉棟地下2階
低圧代替注水系原子炉注水流量	差圧式流量検出器	0～500m ³ /h ^{*3} 0～80m ³ /h ^{*3,*5}	各1	原子炉建屋原子炉棟3階
		0～300m ³ /h ^{*4} 0～80m ³ /h ^{*4,*5}	各1	原子炉建屋原子炉棟2階
代替循環冷却系原子炉注水流量	差圧式流量検出器	0～150m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟地下2階
			1	原子炉建屋原子炉棟2階
原子炉隔離時冷却系系統流量	差圧式流量検出器	0～50L/s	1	原子炉建屋原子炉棟地下2階
高圧炉心スプレイ系系統流量	差圧式流量検出器	0～500L/s	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階
残留熱除去系系統流量	差圧式流量検出器	0～600L/s	3	原子炉建屋原子炉棟地下1階
低圧炉心スプレイ系系統流量	差圧式流量検出器	0～600L/s	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	差圧式流量検出器	0～500m ³ /h ^{*3}	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階
		0～500m ³ /h ^{*4}	1	原子炉建屋原子炉棟3階
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	差圧式流量検出器	0～200m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟3階
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	差圧式流量検出器	0～300m ³ /h	2	原子炉建屋原子炉棟地下2階
ドライウェル雰囲気温度	熱電対	0～300℃	8	原子炉格納容器内

第 3.15-2 表 計装設備の主要機器仕様 (2/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	熱電対	0~200℃	2	原子炉格納容器内
サブプレッション・プール水温度	測温抵抗体	0~200℃	3	原子炉格納容器内
格納容器下部水温	測温抵抗体	0~500℃ ^{*6} (ペDESTAL床面 0m, +0.2m) ^{*7}	各 5	原子炉格納容器内
ドライウエル圧力	弾性圧力検出器	0~1MPa[abs]	1	原子炉建屋原子炉棟 4 階
サブプレッション・チェンバ圧力	弾性圧力検出器	0~1MPa[abs]	1	原子炉建屋原子炉棟 1 階
サブプレッション・プール水位	差圧式水位検出器	-1~9m ^{*8} (EL. 2, 030~12, 030mm)	1	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階
格納容器下部水位	電極式水位検出器	+1.05m ^{*7, *9} (EL. 12, 856mm)	2	原子炉格納容器内
		+0.50m, +0.95m ^{*7, *10} (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	各 2	原子炉格納容器内
		+2.25m, +2.75m ^{*7, *11} (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	各 2	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度 (SA)	熱伝導式水素検出器	0~100vol%	1	原子炉建屋原子炉棟 3 階
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	イオンチェンバ	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋原子炉棟 3 階
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	イオンチェンバ	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階
起動領域計装	核分裂電離箱	10 ⁻¹ ~10 ⁶ cps (1.0×10 ³ ~1.0×10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹) 0~40%又は0~125% (1.0×10 ⁸ ~1.5×10 ¹³ cm ⁻² ・s ⁻¹)	8	原子炉格納容器内
平均出力領域計装	核分裂電離箱	0~125% (1.0×10 ¹² ~1.0×10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹)	2 ^{*12}	原子炉格納容器内
フィルタ装置水位	差圧式水位検出器	180~5,500mm	2	格納容器圧力逃がし装置 格納槽内
フィルタ装置圧力	弾性圧力検出器	0~1MPa[gage]	1	格納容器圧力逃がし装置 格納槽内
フィルタ装置スクラビング水温度	熱電対	0~300℃	1	格納容器圧力逃がし装置 格納槽内

第 3.15-2 表 計装設備の主要機器仕様 (3/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
フィルタ装置出口放射線 モニタ (高レンジ・低レ ンジ)	イオンチェンバ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	1	原子炉建屋廃棄物処理棟 1階
		$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	1	屋外 (原子炉建屋南側外 壁面)
		$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	1	原子炉建屋廃棄物処理棟 1階
フィルタ装置入口水素濃 度	熱伝導式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉建屋廃棄物処理棟 3階
耐圧強化ベント系放射線 モニタ	イオンチェンバ	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	1	屋外 (原子炉建屋東側外 壁面)
代替循環冷却系ポンプ入 口温度	熱電対	0~100°C	2	原子炉建屋原子炉棟地下 2階
残留熱除去系熱交換器入 口温度	熱電対	0~300°C	2	原子炉建屋原子炉棟 1階
残留熱除去系熱交換器出 口温度	熱電対	0~300°C	2	原子炉建屋原子炉棟地下 1階
残留熱除去系海水系系統 流量	差圧式流量検出器	0~550L/s	2	原子炉建屋廃棄物処理棟 地下 1階
緊急用海水系流量 (残留 熱除去系熱交換器)	差圧式流量検出器	0~800m ³ /h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟 地下 1階
緊急用海水系流量 (残留 熱除去系補機)	差圧式流量検出器	0~50m ³ /h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟 地下 1階
代替淡水貯槽水位	差圧式水位検出器	0~20m	1	常設低圧代替注水系格納 槽内
西側淡水貯水設備水位	電波式水位検出器	0~4.5m	1	常設代替高圧電源装置 置場 (地下)
常設高圧代替注水系ポン プ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1階
常設低圧代替注水系ポン プ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~5MPa [gage]	2	常設低圧代替注水系格納 槽内
代替循環冷却系ポンプ吐 出圧力	弾性圧力検出器	0~5MPa [gage]	2	原子炉建屋原子炉棟地下 2階
原子炉隔離時冷却系ポン プ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1階
高圧炉心スプレイ系ポン プ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1階
残留熱除去系ポンプ吐出 圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa [gage]	3	原子炉建屋原子炉棟地下 1階
低圧炉心スプレイ系ポン プ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1階

第 3.15-2 表 計装設備の主要機器仕様 (4/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建屋水素濃度	触媒式 水素検出器	0~10vol%	2	原子炉建屋原子炉棟 6階
	熱伝導式 水素検出器	0~20vol%	3	原子炉建屋原子炉棟地下 1階, 2階
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	熱電対	0~300℃	4 ^{※13}	原子炉建屋原子炉棟 6階
格納容器内酸素濃度 (SA)	磁気力式 酸素検出器	0~25vol%	1	原子炉建屋原子炉棟 3階
使用済燃料プール水位・ 温度 (SA広域)	ガイドパルス式 水位検出器	-4,300~+7,200mm ^{※14} (EL.35,077~46,577mm)	1	原子炉建屋原子炉棟 6階
	測温抵抗体	0~120℃	1 ^{※15}	
使用済燃料プール温度 (SA)	熱電対	0~120℃	1 ^{※16}	原子炉建屋原子炉棟 6階
使用済燃料プールエリア 放射線モニタ (高レンジ・ 低レンジ)	イオンチェンバ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	1	原子炉建屋原子炉棟 6階
		$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	1	
使用済燃料プール監視 カメラ (使用済燃料プー ル監視カメラ用空冷装置 含む)	赤外線カメラ	—	1	原子炉建屋原子炉棟 6階 (使用済燃料プール監視 カメラ用空冷装置: 原子 炉建屋付属棟 4階)

- ※1 : 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (ベッセルゼロレベルより 1,340cm)
- ※2 : 基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロレベルより 915cm)
- ※3 : 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用
- ※4 : 可搬型設備による対応時に使用
- ※5 : 狭帯域流量
- ※6 : R P V破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器)
- ※7 : ペDESTAL底面 (コリウムシールド上表面: EL. 11,806mm) からの高さ
- ※8 : 基準点は通常運転水位 EL. 3,030mm (サブプレッション・チェンバ底部より 7,030mm)
- ※9 : R P V破損前までの水位管理 (高さ 1m 超水位計)
- ※10 : R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ < 0.2m の場合) (高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計)
- ※11 : R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ \geq 0.2m の場合) (満水管理水位計)
- ※12 : 平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち, A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個, B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
- ※13 : 2 個の静的触媒式水素再結合器に対して, 出入口に 1 個ずつ設置
- ※14 : 基準点は使用済燃料ラック上端 EL. 39,377mm (使用済燃料プール底部より 4,688mm)
- ※15 : 検出点 2 箇所
- ※16 : 検出点 8 箇所

安全 パラメータ表示システム（SPDS）の主要機器仕様を以下に示す。

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（通常運転時等）
- ・緊急時対策所（重大事故等時）
- ・通信連絡設備（通常運転時等）
- ・通信連絡設備（重大事故等時）

設 備 名	データ伝送装置
使用回線	有線系回線，無線系回線
個 数	一式
取付箇所	原子炉建屋附属棟 3 階

設 備 名	緊急時対策支援システム伝送装置
使用回線	有線系回線，衛星系回線
個 数	一式
取付箇所	緊急時対策所建屋 2 階

設 備 名	SPDS データ表示装置
個 数	一式
取付箇所	緊急時対策所

データ表示装置の主要機器仕様を以下に示す。

設 備 名	データ表示装置
個 数	一式
保管場所	原子炉建屋附属棟 3 階

緊急時対策所建屋 2 階（予備）

可搬型計測器の主要機器仕様を以下に示す。

設 備 名	可搬型計測器（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）
個 数	20（予備 20）
保 管 場 所	原子炉建屋附属棟 3 階 緊急時対策所建屋 2 階（予備）

設 備 名	可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力，水位及び流量（注水量）計測用）
個 数	19（予備 19）
保 管 場 所	原子炉建屋附属棟 3 階 緊急時対策所建屋 2 階（予備）

3.15.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.15.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉格納容器内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における原子炉格納容器内の環境条件を考慮し，以下の第3.15-3表に示す設計とする。

- ・原子炉压力容器温度
- ・ドライウエル雰囲気温度
- ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度
- ・サブプレッション・プール水温度
- ・格納容器下部水温
- ・格納容器下部水位
- ・起動領域計装
- ・平均出力領域計装

なお，起動領域計装，平均出力領域計装については，未臨界確認を目的に重大事故等時初期においてのみ機能を期待する設備のため，重大事故等時初期の原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

第 3.15-3 表 想定する環境条件（原子炉格納容器内）

環境条件	対応
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	設置場所である原子炉格納容器内で想定される環境温度，環境圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを踏まえ，機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉格納容器内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波による影響を考慮した設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉建屋原子炉棟内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，以下の第 3.15-4 表に示す設計とする。

- ・ 原子炉圧力
- ・ 原子炉圧力（S A）
- ・ 原子炉水位（広帯域）
- ・ 原子炉水位（燃料域）
- ・ 原子炉水位（S A 広帯域）
- ・ 原子炉水位（S A 燃料域）
- ・ 高压代替注水系系統流量

- ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量
- ・ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ・ 高圧炉心スプレー系系統流量
- ・ 残留熱除去系系統流量
- ・ 低圧炉心スプレー系系統流量
- ・ 低圧代替注水系格納容器スプレー流量
- ・ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ・ 代替循環冷却系格納容器スプレー流量
- ・ ドライウェル圧力
- ・ サプレッション・チェンバ圧力
- ・ サプレッション・プール水位
- ・ 格納容器内水素濃度 (S A)
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
- ・ 代替循環冷却系ポンプ入口温度
- ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ・ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ・ 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力
- ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・ 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力
- ・ 原子炉建屋水素濃度

- ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
- ・ 格納容器内酸素濃度（S A）
- ・ 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）
- ・ 使用済燃料プール温度（S A）
- ・ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・ 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）のうち使用済燃料プール監視カメラ

第 3.15-4 表 想定する環境条件（原子炉建屋原子炉棟内）

環境条件	対応
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される環境温度，環境圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合わせを踏まえ，機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉格納容器内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波による影響を考慮した設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋廃棄物処理棟内の環境条件を考慮し，以下の第 3.15-5 表に示す設計とする。

- ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・フィルタ装置入口水素濃度
- ・残留熱除去系海水系系統流量
- ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
- ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）

第 3.15-5 表 想定する環境条件（原子炉建屋廃棄物処理棟内）

環境条件	対応
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	設置場所である原子炉建屋廃棄物処理棟内で想定される環境温度，環境圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合わせを踏まえ，機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉格納容器内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波による影響を考慮した設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における格納容器圧力逃がし装置格納槽内の環境条件を考慮し、以下の第3.15-6表に示す設計とする。

- ・フィルタ装置水位
- ・フィルタ装置圧力
- ・フィルタ装置スクラビング水温度

第3.15-6表 想定する環境条件（格納容器圧力逃がし装置格納槽内）

環境条件	対応
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	設置場所である格納容器圧力逃がし装置格納槽内で想定される環境温度、環境、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合わせを踏まえ、機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。
風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉格納容器内に設置するため、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，常設低圧代替注水系格納槽内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における常設低圧代替注水系格納槽内の環境条件を考慮し，以下の第 3.15-7 表に示す設計とする。

- ・ 代替淡水貯槽水位
- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

第 3.15-7 表 想定する環境条件（常設低圧代替注水系格納槽内）

環境条件	対応
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	設置場所である常設低圧代替注水系格納槽内で想定される環境温度，環境圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合わせを踏まえ，機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉格納容器内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波による影響を考慮した設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，常設代替高圧電源装置置場（地下）に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における常設代替高圧電源装置置場（地下）の環境条件を考慮し，以下の第 3.15-8 表に示す設計とする。

- ・西側淡水貯水設備水位

第 3.15-8 表 想定する環境条件（常設代替高圧電源装置置場（地下））

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である常設代替高圧電源装置置場（地下）で想定される環境温度，環境圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを踏まえ，機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	常設代替高圧電源装置置場の地下内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波による影響を考慮した設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件を考慮し，以下の第 3.15-9 表に示す設計とする。

- ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）

・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ

第 3.15-9 表 想定する環境条件（屋外）

環境条件	対応
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	設置場所 ^{※1} である屋外で想定される環境温度，環境圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合わせを踏まえ，機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉格納容器内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波による影響を考慮した設計とする。

※1: フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）；原子炉建屋南側外壁面 EL. 約 23m
耐圧強化ベント系放射線モニタ；原子炉建屋東側外壁面 EL. 約 35m

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉建屋付属棟内に設置又は保管する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋付属棟内の環境条件を考慮し，以下の第 3.15-10 表に示す設計とする。

- ・ 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）のうち使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は、原子炉建屋付属棟内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋付属棟内の環境条件を考慮し、以下の第 3.15-10 表に示す設計とする。

データ表示装置及び可搬型計測器は、原子炉建屋付属棟内に保管するため、重大事故等時における原子炉建屋付属棟内の環境条件を考慮し、以下の第 3.15-10 表に示す設計とする。

第 3.15-10 表 想定する環境条件（原子炉建屋付属棟内）

環境条件	対応
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	設置場所である原子炉建屋付属棟内で想定される環境温度，環境圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合わせを踏まえ，機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉格納容器内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波による影響を考慮した設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所建屋内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における緊急時対策所建屋内の環境条件を考慮し、以下の第3.15-11表に示す設計とする。

データ表示装置及び可搬型計測器は、緊急時対策所建屋内に保管するため、重大事故等時における緊急時対策所建屋内の環境条件を考慮し、以下の第3.15-11表に示す設計とする。

第3.15-11表 想定する環境条件（緊急時対策所建屋内）

環境条件	対応
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	設置又は保管場所である緊急時対策所建屋内で想定される環境温度、環境、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合わせを踏まえ、機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護設備を設置する設計とする。
風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響	原子炉格納容器内に設置するため、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。

(58-3-1~19)

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」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を計測する設備は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。

- ・ 原子炉圧力
- ・ 原子炉水位（広帯域）
- ・ 原子炉水位（燃料域）
- ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ・ 高圧炉心スプレイ系系統流量
- ・ 残留熱除去系系統流量
- ・ 低圧炉心スプレイ系系統流量
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）
- ・ 起動領域計装
- ・ 平均出力領域計装
- ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・ 残留熱除去系海水系系統流量

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ・使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度
- ・原子炉圧力（S A）
- ・原子炉水位（S A広帯域）
- ・原子炉水位（S A燃料域）
- ・高圧代替注水系系統流量
- ・低圧代替注水系原子炉注水流量
- ・代替循環冷却系原子炉注水流量
- ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量
- ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ・代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
- ・ドライウエル雰囲気温度
- ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度
- ・サブプレッション・プール水温度
- ・格納容器下部水温
- ・ドライウエル圧力
- ・サブプレッション・チェンバ圧力

- ・ サプレッション・プール水位
- ・ 格納容器下部水位
- ・ 格納容器内水素濃度（S A）
- ・ フィルタ装置水位
- ・ フィルタ装置圧力
- ・ フィルタ装置スクラビング水温度
- ・ フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・ フィルタ装置入口水素濃度
- ・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ・ 代替循環冷却系ポンプ入口温度
- ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
- ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）
- ・ 代替淡水貯槽水位
- ・ 西側淡水貯水設備水位
- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ・ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ・ 原子炉建屋水素濃度
- ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
- ・ 格納容器内酸素濃度（S A）
- ・ 使用済燃料プール温度（S A）
- ・ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・ 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）

第 3.15-12 表に操作対象機器を示す。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）並びにフィルタ装置入口水素濃度を計測するためのサンプリング装置は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。また、中央制御室の S A 監視操作盤から操作が可能な設計とする。S A 監視操作盤を操作するにあたり、運転員等の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象及び操作状況については画面表示された機器名称及び状態表示を確認することで識別可能とし、運転員等の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）のうち使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、中央制御室の制御盤のスイッチにより空冷装置の弁操作及び起動操作を可能とし、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作できる設計とする。中央制御室のスイッチで操作するにあたり、運転員等の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、スイッチは、機器の名称等を表示した銘板の取付け等により、運転員等の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

安全パラメータ表示システム（S P D S）を使用したパラメータ記録を行う系統は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

安全パラメータ表示システム（S P D S）のうち S P D S データ表示装置は、コネクタにより通信ケーブルに接続されており、各パラメータ

を監視するにあたり，重大事故等対応要員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。重大事故等が発生した場合において，設置場所である緊急時対策所において，一般のコンピュータと同様に付属のスイッチを操作することにより，確実に各パラメータを監視することが可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置は，常時伝送を行うため，通常操作を必要としない設計とする。

データ表示装置は，設計基準対象施設とは兼用しないため，想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。また，付属のスイッチにより中央制御室内で操作が可能な設計とする。

データ表示装置は，コネクタ接続により，容易かつ確実に通信ケーブルに接続し，原子炉施設の主要な計測装置を継続して監視できる設計とする。

可搬型計測器は，設計基準対象施設とは兼用しないため，想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。

可搬型計測器の接続箇所は，中央制御室にて操作を可能とし，想定される重大事故等時の環境下においても，確実に操作できる設計とする。操作場所である中央制御室の各制御盤では，十分な操作空間を確保する。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は，ボルト・ネジ接続とし，接続規格を統一することにより，一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とし，付属のスイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。

第 3.15-12 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
サンプリング装置 〔格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA)〕	停止⇒起動 自動⇔手動 系統選択 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作
サンプリング装置 (フィルタ装置入口水素濃度)	停止⇒起動 自動⇔手動 系統選択 (A系⇔B系)	中央制御室	スイッチ操作
使用済燃料プール監視カメラ用 空冷装置	停止⇒起動	中央制御室	スイッチ操作
使用済燃料プール監視カメラ用 空冷装置空気供給弁	全閉⇒全開	中央制御室	スイッチ操作
安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS デ ータ表示装置	起動・停止 (パラメータ監視)	緊急時対策所	スイッチ操作
データ表示装置	起動・停止 (パラメータ監視)	中央制御室	スイッチ操作
可搬型計測器	接続箇所端子リフト 可搬型計測器接続	中央制御室	接続操作

(58-3-17, 19) (58-8-7~10)

(3) 試験検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

第 3.15-13 表に計装設備の試験検査内容を示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ表示装置は、原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

可搬型計測器は、原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。

(58-5-1~12)

第 3.15-13 表 計装設備の試験検査内容 (1/3)

計器分類	パラメータ	原子炉の状態	項目	内容
水位計	原子炉水位 (広帯域)	停止中	機能・性能検査	計器校正
	原子炉水位 (燃料域)			
	原子炉水位 (S A 広帯域)			
	原子炉水位 (S A 燃料域)			
	サプレッション・プール水位			
	フィルタ装置水位			
	代替淡水貯槽水位			
	西側淡水貯水設備水位			
	格納容器下部水位			
	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	運転中又は停止中	機能・性能検査	計器校正
圧力計	原子炉圧力	停止中	機能・性能検査	計器校正
	原子炉圧力 (S A)			
	ドライウェル圧力			
	サプレッション・チェンバ圧力			
	フィルタ装置圧力			
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力			
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力			
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力			
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力			
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力			
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力			
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力			
流量計	高圧代替注水系系統流量	停止中	機能・性能検査	計器校正
	低圧代替注水系原子炉注水流量			
	代替循環冷却系原子炉注水流量			
	原子炉隔離時冷却系系統流量			
	高圧炉心スプレイ系系統流量			
	残留熱除去系系統流量			
	低圧炉心スプレイ系系統流量			
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量			
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量			
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量			
	残留熱除去系海水系系統流量			

第 3.15-13 表 計装設備の試験検査内容 (2/3)

計器分類	パラメータ	原子炉の状態	項目	内容
流量計	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	停止中	機能・性能検査	計器校正
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)			
温度計	原子炉圧力容器温度	停止中	機能・性能検査	絶縁抵抗測定 温度 1 点確認 計器校正
	ドライウエル雰囲気温度			
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度			
	サプレッション・プール水温度			
	格納容器下部水温			
	フィルタ装置スクラビング水温度			
	代替循環冷却系ポンプ入口温度			
	残留熱除去系熱交換器入口温度			
	残留熱除去系熱交換器出口温度			
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置			
	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	運転中又は 停止中		
	使用済燃料プール温度 (S A)			
水素及び 酸素濃度 計	格納容器内水素濃度 (S A)	停止中	機能・性能検査	基準ガス校正 計器校正
	フィルタ装置入口水素濃度			
	原子炉建屋水素濃度			
	格納容器内酸素濃度 (S A)			
放射線量 率計	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	停止中	機能・性能検査	線源校正 計器校正
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)			
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・ 低レンジ)			
	耐圧強化ベント系放射線モニタ			
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レ ンジ・低レンジ)	運転中又は 停止中		
原子炉 出力	起動領域計装	運転中	機能・性能検査	プラトー特性 確認
		停止中		絶縁抵抗測定 計器校正
	平均出力領域計装	運転中	機能・性能検査	プラトー特性 確認
		停止中		絶縁抵抗測定 計器校正

第 3.15-13 表 計装設備の試験検査内容 (3/3)

計器分類	パラメータ	原子炉の状態	項目	内容
	使用済燃料プール監視カメラ	運転中又は停止中	機能・性能検査	外観点検 表示確認
	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	運転中又は停止中	機能・性能検査	外観点検 動作確認
	安全系パラメータ表示システム (SPDS)	運転中又は停止中	機能・性能検査	外観検査 データの表示及び 伝送の確認
	データ表示装置	運転中又は停止中	機能・性能検査	外観検査 データの表示
	可搬型計測器 (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)	運転中又は停止中	機能・性能検査	模擬入力による表示の確認
	可搬型計測器 (原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量 (注水量) 計測用)	運転中又は停止中	機能・性能検査	模擬入力による表示の確認

(4) 切替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、本来の用途以外に使用しない設計とする。

安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ表示装置は、本来の用途以外に使用しない設計とする。

可搬型計測器は、本来の用途以外には使用しない設計とする。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、速やかに接続操作可能な設計とする。

第 3.15-8 図に中央制御室での可搬型計測器接続による監視パラメータ計測のタイムチャートを示す。

		経過時間 (分)									備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員 (数)	▼53分 接続開始 ▼63分 接続完了, 計測開始										
可搬型計測器によるパラメータ確認	重大事故等対応要員	2					移動				1 測定点当たり 10 分 (接続, 計測のみ)	

第 3.15-8 図 可搬型計測器による監視パラメータ計測のタイムチャート※

※：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.15（事故時の計装に関する手順等）で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止について」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち，多重性を有するパラメータの計測装置又は重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置について，パラメータ相互をヒューズ，アイソレータ等により電氣的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。多重性を有するパラメータを第 3.15-14 表に示す。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

データ表示装置は，重大事故等時は重大事故等対処設備として系統を構成することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型計測器は，通常待機時は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を構成することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

第 3.15-14 表 多重性を有する対象パラメータ

名称	計測範囲	個数	取付場所
原子炉圧力	0~10.5MPa[gage]	2	原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉圧力 (S A)	0~10.5MPa[gage]	2	原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉水位 (広帯域)	-3,800~1,500mm ^{*1}	2	原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉水位 (燃料域)	-3,800~1,300mm ^{*2}	2	原子炉建屋原子炉棟 2 階
格納容器下部水温	0~500℃ ^{*3} (ペDESTAL床面 0m, 0.2m) ^{*4}	各 5	原子炉格納容器内
格納容器下部水位	+1.05m ^{*4,*5} (EL. 12, 856mm)	2	原子炉格納容器内
	+0.50m, +0.95m ^{*4,*6} (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	各 2	原子炉格納容器内
	+2.25m, +2.75m ^{*4,*7} (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	各 2	原子炉格納容器内
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋原子炉棟 3 階
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階
起動領域計装	10 ⁻¹ ~10 ⁶ cps (1.0×10 ³ ~1.0×10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹) 0~40%又は 0~125% (1.0×10 ⁸ ~1.5×10 ¹³ cm ⁻² ・s ⁻¹)	8	原子炉格納容器内
平均出力領域計装	0~125% (1.0×10 ¹² ~1.0×10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹)	2 ^{*8}	原子炉格納容器内
フィルタ装置水位	180~5,500mm	2	格納容器圧力逃がし装置格納槽内
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階, 屋外 (原子炉建屋南側外壁面)
フィルタ装置入口水素濃度	0~100vol%	2	原子炉建屋廃棄物処理棟 3 階
原子炉建屋水素濃度	0~10vol%	2	原子炉建屋原子炉棟 6 階
	0~20vol%	3	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階, 2 階

※1: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (ベッセルゼロレベルより 1,340cm)

※2: 基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロレベルより 915cm)

※3: R P V破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器)

※4: ペDESTAL底面 (コリウムシールド上表面: EL. 11, 806mm) からの高さ

※5: R P V破損前までの水位管理 (高さ 1m 超水位計)

※6: R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ<0.2m の場合) (高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計)

※7: R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ≥0.2m の場合) (満水管理水位計)

※8: 平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち, A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個, B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）並びにフィルタ装置入口水素濃度を計測するためのサンプリング装置は、原子炉建屋原子炉棟又は原子炉建屋廃棄物処理棟に設置し、中央制御室にて監視を行う設計とする。サンプリング装置は、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ない中央制御室の S A 監視操作盤から操作が可能な設計とする。

使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）のうち使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、原子炉建屋付属棟に設置し、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ない中央制御室の制御盤のスイッチにより弁開閉操作及び起動操作が可能な設計とする。

データ表示装置及び安全系パラメータ表示システム（S P D S）のうち S P D S データ表示装置は、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ない中央制御室又は緊急時対策所にそれぞれ設置し、操作可能な設計

とする。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、放射線量が高くなるおそれの少ない中央制御室で操作可能な設計とする。

第 3.15-15 表に操作対象機器設置場所を示す。

第 3.15-15 表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作／監視場所
サンプリング装置 〔格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 (S A)〕	原子炉建屋原子炉棟 3 階	中央制御室／中央制御室
サンプリング装置 (フィルタ装置入口水素濃度)	原子炉建屋廃棄物処理棟 3 階	中央制御室／中央制御室
使用済燃料プール監視カメラ用 空冷装置	原子炉建屋附属棟 4 階	中央制御室／中央制御室
使用済燃料プール監視カメラ用 空冷装置空気供給弁	原子炉建屋附属棟 4 階	中央制御室／中央制御室
データ表示装置	中央制御室	中央制御室／中央制御室
安全系パラメータ表示システム (S P D S) のうち S P D S デー タ表示装置	緊急時対策所	緊急時対策所／緊急時対策所
可搬型計測器	中央制御室	中央制御室／中央制御室

(58-3-17, 19) (58-8-7~10)

3.15.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲を第3.15-17表に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、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ため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。

- ・ 原子炉圧力
- ・ 原子炉水位（広帯域）
- ・ 原子炉水位（燃料域）
- ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ・ 高圧炉心スプレイ系系統流量
- ・ 残留熱除去系系統流量
- ・ 低圧炉心スプレイ系系統流量
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）
- ・ 起動領域計装
- ・ 平均出力領域計装

- ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・ 残留熱除去系海水系系統流量
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ・ 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、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。

- ・ 原子炉圧力容器温度
- ・ 原子炉圧力（S A）
- ・ 原子炉水位（S A広帯域）
- ・ 原子炉水位（S A燃料域）
- ・ 高圧代替注水系系統流量
- ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量
- ・ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量
- ・ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ・ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
- ・ ドライウェル雰囲気温度
- ・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度
- ・ サプレッション・プール水温度

- ・ 格納容器下部水温
- ・ ドライウェル圧力
- ・ サプレッション・チェンバ圧力
- ・ サプレッション・プール水位
- ・ 格納容器下部水位
- ・ 格納容器内水素濃度（S A）
- ・ フィルタ装置水位
- ・ フィルタ装置圧力
- ・ フィルタ装置スクラビング水温度
- ・ フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・ フィルタ装置入口水素濃度
- ・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ・ 代替循環冷却系ポンプ入口温度
- ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
- ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）
- ・ 代替淡水貯槽水位
- ・ 西側淡水貯水設備水位
- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ・ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ・ 原子炉建屋水素濃度
- ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
- ・ 格納容器内酸素濃度（S A）
- ・ 使用済燃料プール温度（S A）
- ・ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

- ・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、想定される重大事故等に発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所に1セットを設置し、常設設備であるが、保守点検又は故障時の予備として、自主的に1セットを保管する設計とする。

(58-6-1~82)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止について」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、二以上の原子炉施設において共用しない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、二以上の原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止について」に示す。

重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量（水位，注水量等）の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備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。

重要代替監視パラメータは、重要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。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、共通要因によって、その機能が損なわれることを防止するために、有線系及び無線系の通信回線を設ける等により多様性を確保し、頑健性を持たせた設計とする。

また、重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を有する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電できる設計とする。

(58-2-1~4) (58-3-1~19)

3.15.2.1.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

データ表示装置は，中央制御室の運転員等が，原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うために必要なデータを表示し，確認することができる設計とする。保有数は，故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1個を含めて合計2個を中央制御室及び緊急時対策所建屋内に分散して保管する。

可搬型計測器（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）の計測用）は，1セット20個（測定時の故障を想定した1個含む）使用する。保有数は，故障時及び保守点検による待機除外時の予備として20個を含めて合計40個を分散して保管する。

可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力，水位及び流量（注水量）の計測用）は，1セット19個（測定時の故障を想定した1個含む）使用する。保有数は，故障時及び保守点検による待機除外時の予備として19個を含めて合計38個を分散して保管する。

(58-3-17, 19) (58-8-1~6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

データ表示装置は、通信ケーブルとコネクタ接続とすることにより、工具を用いない簡便な方法により容易かつ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、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続操作可能な設計とする。

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止について」に示す。

データ表示装置及び可搬型計測器は，原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備ではなく，中央制御室から接続可能な設計とする。

(58-8-7~10)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

データ表示装置の通信ケーブル及び可搬型計測器の計装ケーブルの接続は，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所である中央制御室で操作可能な設計とする。

(58-3-17) (58-8-7~10)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

(i) 要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設

備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止について」に示す。

データ表示装置及び可搬型計測器は，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備と可能な限り位置的分散を図り，頑健性を有する原子炉建屋付属棟及び緊急時対策所建屋内に保管する設計とする。

(58-3-17, 19) (58-8-7~10)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第43条第3項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

データ表示装置及び可搬型計測器は，中央制御室及び緊急時対策所建屋内に保管しており，保管場所から接続場所までの運搬経路について，移動に支障を来すことがないよう複数のアクセスルートを確保し，接続場所である中央制御室まで移動できる設計とする。

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止について」に示す。

データ表示装置及び可搬型計測器は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備の配置その他の条件を考慮し、中央制御室及び緊急時対策所建屋内に保管することで位置的分散を図る設計とする。

第 3.15-16 表 重大事故等対策における手順書の概要

1.15 事故時の計装に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
パラメータの選定及び分類	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準 1.1~1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合及び計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータを推定するために必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ <p>主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。</p> ・有効監視パラメータ <p>主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難になった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ <p>主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。</p> ・常用代替監視パラメータ <p>主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p> <p>抽出パラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p>

対応手段等	監視機能喪失	計器故障時	他チャンネルによる計測	<p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器^{*1}が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。</p>
			代替パラメータによる推定	<p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータの推定を行う。</p> <p>推定に当たっては、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件及び計測される値の確からしさを考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同一物理量（温度、圧力、水位、流量、放射線量率、水素濃度及び中性子束）から推定 ・水位を水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定 ・流量を注水先又は水源の水位変化を監視することにより推定 ・圧力から原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の水位を推定 ・原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定 ・水素燃焼するおそれのある状態であるかを推定 ・装置の作動状況により水素濃度を推定 ・制御棒の位置指示により未臨界を推定 ・プラントの状態により最終ヒートシンクの確保を推定 ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定 ・デブリの冠水状態を温度により推定

対応手段等	監視機能喪失	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。</p> <p>原子炉圧力容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超えた場合は、炉心損傷状態と推定して対応する。なお、R P V破損徴候パラメータとして原子炉圧力容器温度（下鏡部）が「300℃到達」を検知することにより、やがてR P V破損に至る可能性が高い状況であると判断し、破損判断パラメータである格納容器下部水温を常時監視する。 原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧炉心スプレイ系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力又は原子炉圧力（S A）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が有効燃料長頂部以上であることは推定可能である。</p>
			可搬型計測器による計測	<p>原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合で、重要代替計器の故障等により代替パラメータによる推定が困難となった場合に、可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。</p>

対応手段等	計器電源喪失	<p>全交流動力電源喪失が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電する。 ・直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電する。 <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、計器電源が喪失し、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち、手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p>
	パラメータ記録	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により、計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</p>
配慮すべき事項	原子炉施設の把握	<p>重要監視パラメータを計測する重要計器^{※1}及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器^{※2}の計測範囲及び個数、耐震性及び電源設備からの給電元を示し、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。</p>
	確からしさの考慮	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状態及び事故進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
	計測可搬型計測器の留意事項	<p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、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つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。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計測又は監視する。</p>

※1：重要計器；重要監視パラメータを計測する計器のうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器

※2：重要代替計器；重要代替監視パラメータを計測する計器のうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器

第 3.15-17 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 3.15-2 , 3 図 No.
① 原子炉 圧力容器内の 温度	原子炉圧力容器温度 ※1	4	0～500℃	302℃以下 ※3	重大事故等時における炉心損傷の判断基準は300℃以上であり、また、損傷炉心の冷却失敗判断及び原子炉圧力容器破損の徴候検知（300℃）に対して500℃まで監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源	熱電対	1	㊸
	原子炉圧力 ※2	「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。								
	原子炉圧力（SA） ※2									
	原子炉水位（広帯域） ※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（燃料域） ※2									
	原子炉水位（SA広帯域） ※2									
	原子炉水位（SA燃料域） ※2									
残留熱除去系熱交換器入口温度 ※2	「②最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>」を監視するパラメータと同じ。									
② 原子炉 圧力容器内の 圧力	原子炉圧力	2	0～10.5MPa[gage]	8.62MPa[gage]以下	重大事故等時における原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa[gage]）の1.2倍（10.34MPa[gage]）を監視可能。	S	区分Ⅰ,Ⅱ 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器	1	㊸
	原子炉圧力（SA）	2	0～10.5MPa[gage]	8.62MPa[gage]以下		Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器		㊹
	原子炉水位（広帯域） ※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（燃料域） ※2									
	原子炉水位（SA広帯域） ※2									
	原子炉水位（SA燃料域） ※2									
原子炉圧力容器温度 ※2	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。									

第 3.15-17 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 3.15-2 , 3 図 No.	
③原子炉圧力容器内の 水位	原子炉水位（広帯域）	2	-3,800~1,500 mm ※4	-3,800~1,400 mm ※4	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲レベル 3~8（300~1,400mm※4）及び燃料有効長底部まで監視可能。	Ss 機能維持	区分 I, II 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器	1	㊹	
	原子炉水位（燃料域）	2	-3,800~1,300 mm ※5	448~1,300 mm ※5		S	区分 I, II 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		㊺	
	原子炉水位（SA広帯域）	1	-3,800~1,500 mm ※4	-3,800~1,400 mm ※4		Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		㊻	
	原子炉水位（SA燃料域）	1	-3,800~1,300 mm ※5	448~1,300 mm ※5		Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		㊼	
	高压代替注水系系統流量	※2	「④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。								
	低压代替注水系原子炉注水流量	※2									
	代替循環冷却系原子炉注水流量	※2									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※2									
	高压炉心スプレイ系系統流量	※2									
	残留熱除去系系統流量	※2									
	低压炉心スプレイ系系統流量	※2									
	原子炉圧力	※2	「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。								
	原子炉圧力（SA）	※2									
サブプレッション・チェンバ圧力	※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。									

第 3.15-17 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（3/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 3.15-2 , 3 図 No.	
④原子炉圧力容器への 注水量	高压代替注水系系統流量 ※1	1	0～50L/s	—※6	常設高压代替注水系ポンプの最大流量（38L/s）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	1	①	
	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※1	1	0～50L/s	40L/s	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量（40L/s）を監視可能。	Ss 機能維持	区分 I 直流電源	差圧式流量 検出器		④	
	高压炉心スプレイ系系統流量 ※1	1	0～500L/s	438L/s	高压炉心スプレイ系ポンプの最大流量（438L/s）を監視可能。	Ss 機能維持	区分 III 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器		⑤	
	低压代替注水系 原子炉注水流量	（常設ライン用） ※1	1	0～500m ³ /h ※7	—※6	低压代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時における最大流量（378m ³ /h）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器	1	②
		（常設ライン用） ※1	1	0～80m ³ /h ※7, ※9	—※6	低压代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大流量（75m ³ /h）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器		
		（可搬ライン用） ※1	1	0～300m ³ /h ※8	—※6	低压代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水時における最大流量（110m ³ /h）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器		
		（可搬ライン用） ※1	1	0～80m ³ /h ※8, ※9	—※6	低压代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大流量（75m ³ /h）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器		
	代替循環冷却系原子炉注水 流量	※1	2	0～150m ³ /h	—※6	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時における最大流量（100m ³ /h）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器		③
	残留熱除去系系統流量	※1	3	0～600L/s	470L/s	残留熱除去系ポンプの最大流量（470L/s）を監視可能。	S	区分 I, II 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器		⑥
	低压炉心スプレイ系系統流量	※1	1	0～600L/s	456L/s	低压炉心スプレイ系ポンプの最大流量（456L/s）を監視可能。	S	区分 I 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器		⑦
	代替淡水貯槽水位	※2	「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	西側淡水貯水設備水位	※2									
	サブプレッション・プール水位	※2	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
原子炉水位（広帯域）	※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。									
原子炉水位（燃料域）	※2										
原子炉水位（S A 広帯域）	※2										
原子炉水位（S A 燃料域）	※2										

第 3.15-17 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 3.15-2 , 3 図 No.	
⑤ 原子炉格納容器への注水量	低压代替注水系格納容器スプレイ流量	（常設ライン用） ※1	1	0～500m ³ /h ※7	— ※6	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ時における最大流量（300m ³ /h）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源 ※22	差圧式流量検出器	1	⑧
		（可搬ライン用） ※1	1	0～500m ³ /h ※8	— ※6	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ時における最大流量（130m ³ /h）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源 ※22	差圧式流量検出器		
	低压代替注水系格納容器下部注水流量	※1	1	0～200m ³ /h	— ※6	格納容器下部注水系（常設又は可搬型）による格納容器下部注水時における最大流量（80m ³ /h）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源 ※23	差圧式流量検出器	1	⑨
	代替淡水貯槽水位	※2	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	西側淡水貯水設備水位	※2									
	サブプレッション・プール水位	※2									
	格納容器下部水位	※2	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	0～300℃	171℃以下	原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源 ※22, ※23	熱電対	1	⑯	
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	0～200℃	171℃以下		Ss 機能維持	緊急用直流電源 ※22, ※23	熱電対	1	⑰	
	サブプレッション・プール水温度	3	0～200℃	104℃以下	原子炉格納容器の限界圧力（620kPa[gage]）におけるサブプレッション・プール水の飽和温度（約 167℃）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源 ※22	测温抵抗体	1	⑱	
	格納容器下部水温	（水温計兼デブリ落下検知用） ※1	5	0～500℃ ※10 （ペDESTAL床面 0m） ※11	— ※6	ペDESTAL底部にデブリが落下した際の温度上昇又は高温のデブリが検出器に接触し指示値がダウンスケールすることを検知することでデブリ落下を検知可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源 ※23	测温抵抗体	4	⑲
		（水温計兼デブリ堆積検知用） ※1	5	0～500℃ ※10 （ペDESTAL床面 +0.2m） ※11	— ※6	ペDESTAL床面 0.2m 以上のデブリ堆積を温度上昇又は高温のデブリと検出器の接触による指示ダウンスケールにより検知可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源 ※23	测温抵抗体	4	
	ドライウエル圧力	※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	サブプレッション・チェンバ圧力	※2									

第 3.15-17 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 3.15-2 , 3 図 No.		
⑦ 原子炉格納容器内の 圧力	ドライウエル圧力	1	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下	原子炉格納容器の限界圧力（620kPa [gage]）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器	1	㊦		
	サブプレッション・チェンバ圧力	1	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下		Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器	1	㊦		
	ドライウエル雰囲気温度	※2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。									
	サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度	※2										
⑧ 原子炉格納容器内の 水位	サブプレッション・プール水位	※1	1	-1～9m ※12 (EL. 2, 030～ 12, 030mm)	-0.5～0m (EL. 2, 530～ 3, 030mm)	ウェットウエルベント操作可否判断（ベントライン下端高さ-1.64m：通常水位+6.5m）を把握できる範囲を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器	1	㊦	
	格納容器下部水位	(高さ 1m 超検知用)	※1	2	+1.05m ※11, ※13 (EL. 12, 856mm)	-※6	炉心損傷後、原子炉圧力容器破損までの間に、ペDESTAL床面から 1m を超える高さまでの事前注水されたことの検知が可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※23	電極式水位 検出器	1	㊦
		(高さ 0.5m, 1.0m 未満検知 用)	※1	各 2	+0.50m, +0.95m ※11, ※14 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	-※6	デブリ落下後、ペDESTAL床面 0.2m 以上のデブリ堆積までの間、ペDESTAL床面から 0.5m～1m の範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※23	電極式水位 検出器		
		(満水管理 用)	※1	各 2	+2.25m, +2.75m ※11, ※15 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	-※6	ペDESTAL床面 0.2m 以上のデブリ堆積後、ペDESTAL満水近傍のペDESTAL床面から 2.25m～2.75m の範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※23	電極式水位 検出器		
	低圧代替注水系原子炉注水流量	※2	「④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。									
	低圧代替注水系格納容器 スプレイ流量	※2	「⑤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。									
	低圧代替注水系格納容器 下部注水流量	※2										
	代替淡水貯槽水位	※2	「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。									
	西側淡水貯水設備水位	※2										
	ドライウエル圧力	※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。									
	サブプレッション・チェンバ圧力	※2										

第 3.15-17 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 3.15-2 , 3 図 No.
⑨ 原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器内水素濃度（S/A） ※1	1	0～100vol%	4.0vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度 が変動する可能性のある範囲（0～56.6vol%） を監視可能。	Ss 機能 維持	計器，サンプ リング装置： 緊急用 交流電源	熱伝導式 水素検出器	－※24	⑥④
	格納容器雰囲気放射線モニタ （D/W） ※2	「⑩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。								
	格納容器雰囲気放射線モニタ （S/C） ※2									
	ドライウエル圧力 ※2									
	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2									
「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。										
⑩ 原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ （D/W）	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満 ※16	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損 傷した場合は約 10Sv/h）を把握する上で監 視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過 時間とともに低くなる）。	Ss 機能 維持	区分 I，II 直流電源 緊急用 直流電源	イオン チェンバ	－※24	⑥⑤
	格納容器雰囲気放射線モニタ （S/C）	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満 ※16	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損 傷した場合は約 10Sv/h）を把握する上で監 視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過 時間とともに低くなる）。	Ss 機能 維持	区分 I，II 直流電源 緊急用 直流電源	イオン チェンバ	－※24	⑥⑦

第 3.15-17 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 3.15-2 , 3 図 No.
⑩ 未臨界の維持又は確認	起動領域計装	8	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 0~40%又は0~125% $(1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の 約 19 倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。	S	区分 I, II 中性子 モニタ用 直流電源	核分裂 電離箱	—※24	㊟
	平均出力領域計装	2 ※17	0~125% $(1.0 \times 10^{12} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また、緊急停止失敗時においても原子炉再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	S	区分 I, II 原子炉 保護系 交流電源 区分 I, II 直流電源	核分裂 電離箱	—※24	㊟

第 3.15-17 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（8/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 3.15-2 , 3 図 No.	
⑩最終ヒートシンクの確保（1/2）	<格納容器圧力逃がし装置>										
		フィルタ装置水位	2	180～5,500mm	－※6		Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器	1	③③
	※1	フィルタ装置圧力	1	0～1MPa [gage]	－※6	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力（0.62MPa [gage]）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器	1	③④
	※1	フィルタ装置スクラビング水 温度	1	0～300℃	－※6	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度（200℃）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	熱電対	1	③⑤
		フィルタ装置出口放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	－※6	格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約 $5 \times 10^1 \text{ Sv/h}$ ）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	イオン チェンバ	－※24	③⑥
			1	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	－※6	格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約 $7 \times 10^0 \text{ mSv/h}$ ）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22		－※24	
		フィルタ装置入口水素濃度	2	0～100vol%	－※6	格納容器ベント停止後の窒素によるパーズを実施し、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）未満であることを監視可能。	Ss 機能維持	計器、サンプ リング装置： 緊急用 交流電源 ※22	熱伝導式 水素検出器	－※24	③⑦
	<耐圧強化ベント系>										
	※1	耐圧強化ベント系放射線モニタ	1	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	－※6	耐圧強化ベント実施時に、想定される排気ラインの最大線量当量率（約 $4 \times 10^3 \text{ mSv/h}$ ）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	イオン チェンバ	－※24	③⑧
	<代替循環冷却系>										
サプレッション・プール水温度 「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。											
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	2	0～100℃	－※6	代替循環冷却時における代替循環冷却系ポンプ入口の最高使用温度（80℃）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	熱電対	1	③⑩	
代替循環冷却系原子炉注水流量 「④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。											
	代替循環冷却系格納容器スプレ イ流量	2	$0 \sim 300 \text{ m}^3/\text{h}$	－※6	代替循環冷却系による格納容器スプレイ時における最大流量（ $250 \text{ m}^3/\text{h}$ ）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	1	③⑩	

第 3.15-17 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（9/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 3.15-2 , 3 図 No.	
⑫最終ヒートシンクの確保（2/2）	< 残留熱除去系 >										
	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0～300℃	249℃以下	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系熱交換器入口温度の変動範囲（249℃）を監視可能。	Ss 機能維持	区分 I，II 計測用交流電源	熱電対	1	⑫	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0～300℃	249℃以下	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系熱交換器出口温度の変動範囲（249℃）を監視可能。	Ss 機能維持	区分 I，II 計測用交流電源	熱電対	1	⑬	
	残留熱除去系系統流量	「④原子炉压力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。									
	残留熱除去系海水系系統流量	1	0～550L/s	493L/s	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系海水系ポンプの最大流量（493L/s）を監視可能。	Ss 機能維持	区分 I 計測用交流電源	差圧式流量検出器	1	⑭	
		1				S	区分 II 計測用交流電源			⑭	
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	※1	1	0～800m ³ /h	－※6	緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の最大流量（650m ³ /h）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源 ※22	差圧式流量検出器	⑳	
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	※1	1	0～50m ³ /h	－※6	緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の最大流量（40m ³ /h）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源 ※22	差圧式流量検出器	㉑	
	原子炉压力容器温度	※2	「①原子炉压力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
	ドライウエル圧力	※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	サブプレッション・チェンバ圧力	※2									
	ドライウエル雰囲気温度	※2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	※2										

第 3.15-17 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（10／13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 3.15-2 , 3 図 No.
⑬ 格納容器 バイパス の監視	原子炉水位（広帯域）				「③原子炉压力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位（燃料域）									
	原子炉水位（S A 広帯域）									
	原子炉水位（S A 燃料域）									
	原子炉圧力				「②原子炉压力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉圧力（S A）									
	ドライウェル雰囲気温度					「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウェル圧力					「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				

第 3.15-17 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（11/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 3.15-2 , 3 図 No.	
⑭ 水源の確保 (1/2)	サブプレッション・プール水位		「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	代替淡水貯槽水位	※1	1	0～20m	－※6	代替淡水貯槽の底部より上の水位計検出点からポンプテストライン配管下端（0～19m）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22, ※23	差圧式水位 検出器	1	⑮
	西側淡水貯水設備水位	※1	1	0～4.5m	－※6	西側淡水貯水設備の水槽底部+1m 上から水槽上端+5m まで（事故収束に必要な貯水量）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22, ※23	電波式水位 検出器	1	⑯
	高压代替注水系系統流量	※2	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤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。								
	代替循環冷却系原子炉注水流量	※2									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※2									
	高压炉心スプレイ系系統流量	※2									
	残留熱除去系系統流量	※2									
	低压炉心スプレイ系系統流量	※2									
	常設高压代替注水系ポンプ吐出 圧力	※2	1	0～10MPa [gage]	－※6	常設高压代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa [gage]）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	1	⑰
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出 圧力	※2	1	0～10MPa [gage]	8.96MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa [gage]）を監視可能。	Ss 機能維持	区分Ⅰ 直流電源	弾性圧力 検出器		⑱
	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出 圧力	※2	1	0～10MPa [gage]	8.01MPa [gage]	高压炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（8.01MPa [gage]）を監視可能。	Ss 機能維持	区分Ⅲ 計測用 交流電源	弾性圧力 検出器		⑳
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	※2	2	0～5MPa [gage]	－※6	代替循環冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa [gage]）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	1	⑱
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	※2	3	0～4MPa [gage]	3.45MPa [gage]	残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa [gage]）を監視可能。	Ss 機能維持	区分Ⅰ, Ⅱ 計測用 交流電源	弾性圧力 検出器		㉑
低压炉心スプレイ系ポンプ吐出 圧力	※2	1	0～4MPa [gage]	3.79MPa [gage]	低压炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（3.79MPa [gage]）を監視可能。	Ss 機能維持	区分Ⅰ 計測用 交流電源	弾性圧力 検出器	㉒		
常設低压代替注水系ポンプ吐出 圧力	※2	2	0～5MPa [gage]	－※6	常設低压代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（3.14MPa [gage]）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22, ※23	弾性圧力 検出器	㉓		

第 3.15-17 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（12/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 3.15-2 , 3 図 No.
⑭ 水源の確保 (2/2)	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※2				「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤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。					
	低圧代替注水系格納容器 スプレイ流量 ※2									
	低圧代替注水系格納容器 下部注水流量 ※2									
	原子炉水位（広帯域） ※2									
	原子炉水位（燃料域） ※2									
	原子炉水位（SA広帯域） ※2									
	原子炉水位（SA燃料域） ※2									
⑮ 原子炉建屋内の 水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ※1	2	0~10vol%	- ※6	重大事故等時において、水素と酸素の可燃限界（水素濃度：4vol%）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 交流電源	触媒式 水素検出器	- ※24	⑰
		3	0~20vol%			Ss 機能維持	緊急用 直流電源	熱伝導式 水素検出器	- ※24	
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 ※2	4 ※18	0~300℃	- ※6	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器の最高使用温度（300℃）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	熱電対	2	⑱
⑯ 原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器内酸素濃度（SA） ※1	1	0~25vol%	5.0vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性を把握する上で、酸素濃度の可燃限界（5vol%）を監視可能。	Ss 機能維持	計器、サンプリング装置： 緊急用 交流電源	磁気力式 酸素検出器	- ※24	⑲
	格納容器雰囲気放射線モニタ （D/W） ※2				「⑩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。					
	格納容器雰囲気放射線モニタ （S/C） ※2									
	ドライウエル圧力 ※2									
サブプレッション・チェンバ圧力 ※2										
					「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					

第 3.15-17 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（13/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 3.15-2 , 3 図 No.
⑩使用 済燃料 プールの 監視	使用済燃料プール水位・温度 （SA広域）	1	-4,300～+7,200mm ※19 (EL.35,077～ 46,577mm)	+6,818mm (EL.46,195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック下端（EL.35,097mm）までの範囲にわたり水位を監視可能。	Ss 機能 維持	区分Ⅱ 直流電源 緊急用 直流電源	ガイドパルス式水位 検出器	-※24	⑳
		1 ※20	0～120℃	66℃以下	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度（100℃）を監視可能。			测温 抵抗体		
	使用済燃料プール温度（SA）	1 ※21	0～120℃	—※6	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度（100℃）を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	熱電対	1	㉑
	使用済燃料プールエリア 放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	1	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	—※6	重大事故等時に変動する可能性がある放射線量率（3.0mSv/h以下）を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	イオン チェンバ	-※24	㉒
		1	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h							
使用済燃料プール監視カメラ	1	—	—※6	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	Ss 機能 維持	カメラ：緊急 用直流電源 空冷装置：緊 急用交流電源	赤外線 カメラ	-※24	㉓ ㉔	

- ※1：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
- ※3：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
- ※4：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより1,340cm）。 ※5：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより915cm）。
- ※6：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。
- ※7：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用。 ※8：可搬型設備による対応時に使用。 ※9：狭帯域流量。
- ※10：RPV破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ0m, 0.2m位置水温計兼デブリ検知器）。 ※11：ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。
- ※12：基準点は通常運転水位EL.3,030mm（サブプレッション・チェンバ底部より7,030mm）。 ※13：RPV破損前までの水位管理（高さ1m超水位計）。
- ※14：RPV破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2mの場合）（高さ0.5m, 1.0m未満水位計）。 ※15：RPV破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2mの場合）（満水管理水位計）。
- ※16：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）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。
- ※17：平均出力領域計装A～Fの6チャンネルのうち、A,Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA,C,Eチャンネルにはそれぞれ21個、B,D,Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
- ※18：2個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に1個ずつ設置。 ※19：基準点は使用済燃料ラック上端EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より4,688mm）。
- ※20：検出点2箇所。 ※21：検出点8箇所。
- ※22：「設置許可基準規則」第47条、48条及び49条で抽出された計装設備は設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることとしており、電源については、非常用所内電気設備と独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。詳細については、「3.14 電源設備（「設置許可基準規則」第57条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料57-9」参照。なお、各条文に対するパラメータの選定結果は、補足説明資料58-10に整理している。
- ※23：「設置許可基準規則」第51条で抽出された計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており、低圧代替注水系格納容器下部注水流量及び格納容器下部水位に対して常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力及びドライウェル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電源設備を経由して電源を受電できる設計とするともに、可搬型計測器による計測が可能な設計としており、多様性を有している。詳細については、「3.14 電源設備（「設置許可基準規則」第57条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料57-9」参照。なお、各条文に対するパラメータの選定結果は、補足説明資料58-10に整理している。
- ※24：可搬型計測器で計測できるパラメータでない場合を「-」で示す。全交流動力電源喪失時は、水素・酸素濃度監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置（水位・温度（SA広域）、監視カメラ）に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には、監視計器は使用可能である。

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/16)

【推定ケース】

- ケース 1 : 同一物理量 (温度, 圧力, 水位, 流量, 放射線量率, 水素濃度及び中性子束) から推定する。
- ケース 2 : 水位を水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定する。
- ケース 3 : 流量を注水先又は水源の水位変化を監視することにより推定する。
- ケース 4 : 圧力から原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の水位を推定する。
- ケース 5 : 原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位, 圧力等の傾向監視により推定する。
- ケース 6 : 圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定する。
- ケース 7 : 水素燃焼するおそれのある状態であるかを推定する。
- ケース 8 : 装置の作動状況により水素濃度を推定する。
- ケース 9 : 制御棒の位置指示により未臨界を推定する。
- ケース 10 : プラントの状態により最終ヒートシンクの確保を推定する。
- ケース 11 : 使用済燃料プールの状態を同一物理量 (温度), あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により, 使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。
- ケース 12 : デブリの冠水状態を温度により推定する。

なお, 代替パラメータによる推定に当たっては, 代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉圧力容器温度の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また, スクラム後, 原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば, 残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 燃料域)	ケース 6	
		③残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース 1	

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (S A)	ケース 1	①原子炉圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (S A) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A 広帯域) ③原子炉水位 (S A 燃料域) ③原子炉圧力容器温度	ケース 6	
	原子炉圧力 (S A)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力	ケース 1	
		③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A 広帯域) ③原子炉水位 (S A 燃料域) ③原子炉圧力容器温度	ケース 6	

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	ケース 1	①原子炉水位 (広帯域) 又は原子炉水位 (燃料域) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域) 又は原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA広帯域) 又は原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。 ③高圧代替注水系系統流量, 低圧代替注水系原子炉注水流量, 代替循環冷却系原子炉注水流量, 原子炉隔離時冷却系系統流量, 高圧炉心スプレー系系統流量, 残留熱除去系系統流量, 低圧炉心スプレー系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③高圧代替注水系系統流量 ③低圧代替注水系原子炉注水流量 ③代替循環冷却系原子炉注水流量 ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心スプレー系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ③低圧炉心スプレー系系統流量	ケース 2	
		④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 4	
	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	ケース 1	
		②高圧代替注水系系統流量 ②低圧代替注水系原子炉注水流量 ②代替循環冷却系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心スプレー系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ②低圧炉心スプレー系系統流量	ケース 2	
		③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 4	

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉压力容器への注水量 (1/2)	高圧代替注水系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	ケース 3	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さいサブプレッション・プール水位を優先する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	ケース 3	①低圧代替注水系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉注水流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位を優先する。
	代替循環冷却系原子炉注水流量	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①代替循環冷却系原子炉注水流量の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合) ②代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②サブプレッション・プール水位 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域)	ケース 3	
原子炉隔離時冷却系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	ケース 3	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さいサブプレッション・プール水位を優先する。	

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	高圧炉心スプレイスシステム流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	ケース 3	①高圧炉心スプレイスシステム流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイスシステム流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さいサブプレッション・プール水位を優先する。
	残留熱除去系システム流量	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①残留熱除去系システム流量の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。(他システムが運転状態の場合) ②残留熱除去系システム流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系システム流量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②サブプレッション・プール水位 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域)	ケース 3	
低圧炉心スプレイスシステム流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	ケース 3	①低圧炉心スプレイスシステム流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイスシステム流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さいサブプレッション・プール水位を優先する。	

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②サブプレッション・プール水位	ケース 3	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先のサブプレッション・プール水位の変化により低圧代替注水系格納容器スプレイ流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位を優先する。
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②格納容器下部水位	ケース 3	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により低圧代替注水系格納容器下部注水流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。
原子炉格納容器内の温度 (1/2)	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①ドライウエル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③サブプレッション・チェンバ圧力により、上記②と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②ドライウエル圧力 ③サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 6	
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プール水温度	ケース 1	
		③サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 6	

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度 (2/2)	サブプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース 1	①サブプレッション・プール水温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサブプレッション・プール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器下部水温	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①格納容器下部水温の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 <RPV 破損判断基準> デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個 (予備 1 個含む) 設置し、RPV 破損の早期判断の観点から、2 個以上が上昇傾向 (デブリ落下による水温上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) となった場合に、RPV 破損を判断する。 <ペDESTAL 満水注水判断基準> デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個 (予備 1 個含む) 設置し、十分な量のデブリ堆積検知の観点から、3 個以上がオーバースケール (デブリの接触による温度上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) となった場合に、ペDESTAL 満水注水を判断する。
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	①サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 1	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ圧力により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力 (常用代替監視パラメータ) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるサブプレッション・チェンバ圧力を優先する。
		②ドライウエル雰囲気温度	ケース 6	
		③ [ドライウエル圧力] ※2	ケース 1	
	サブプレッション・チェンバ圧力	①ドライウエル圧力	ケース 1	
		②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース 6	
		③ [サブプレッション・チェンバ圧力] ※2	ケース 1	

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 ① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ② 代替淡水貯槽水位 ② 西側淡水貯水設備水位	ケース 2	① サブプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により、サブプレッション・プール水位を推定する。 ② 水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により、サブプレッション・プール水位を推定する。
		③ ドライウエル圧力 ③ サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 4	<ベント判断基準> サブプレッション・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッション・プールへ移行する場合を想定しており、サブプレッション・プール水位の計測目的から考えると保守的な評価となり問題ないことから、推定した値からベント実施判断基準であるサブプレッション・プール通常水位+6.5m（ベントライン下端から-1.64m）の到達確認をもって、ベントを実施する。 ③ ドライウエル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧によりサブプレッション・プール水位を推定する。 推定は、注水先に近い低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量を優先する。
	格納容器下部水位	① 主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	① 格納容器下部水位の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		② 低圧代替注水系格納容器下部注水流量	ケース 2	② 格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により、格納容器下部水位を推定する。
		③ 代替淡水貯槽水位 ③ 西側淡水貯水設備水位	ケース 2	③ 水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。
	④ [格納容器下部雰囲気温度] ※2	ケース 1 2	④ デブリの少量落下時（デブリ堆積高さ<0.2m）、デブリが冠水されていることを格納容器下部雰囲気温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ①ドライウェル圧力 ①サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 7	①格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。
		② [格納容器内水素濃度] ※2	ケース 1	①ドライウェル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ②監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、水素濃度を推定する。 推定は、重要代替計器である格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)、ドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力を優先する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	ケース 1	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	ケース 1	①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法	
未 臨 界 の 維 持 又 は 確 認	起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①起動領域計装の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②起動領域計装の監視が不可能となった場合 は 、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
		②平均出力領域計装	ケース 9		
	[制御棒操作監視系] ※2	ケース 9			
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1		①平均出力領域計装の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合 は 、起動領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②起動領域計装	ケース 9		
	[制御棒操作監視系] ※2	ケース 9			
[制御棒操作監視系]	①起動領域計装	ケース 9	①制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）の監視が不可能となった場合 は 、起動領域計装により推定する。 ②平均出力領域計装により推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域計装を優先する。		
	②平均出力領域計装				

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保 (1/2)	<格納容器圧力逃がし装置> フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水素濃度	①主要パラメータ (フィルタ装置水位, フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ), フィルタ装置入口水素濃度) の他チャンネル	ケース 1	①主要パラメータのうち, フィルタ装置水位, フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ), フィルタ装置入口水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②格納容器圧力逃がし装置による冷却において, フィルタ装置水位, フィルタ装置圧力, フィルタ装置スクラビング水温度, フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ), フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は, ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ雰囲気温度, サプレッション・チェンバ圧力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。 なお, フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は, フィルタ容器内は飽和状態であるため, スクラビング水温度からフィルタ装置圧力を推定する。 フィルタ装置スクラビング水温度の監視が不可能となった場合は, 優先して予備側検出素子により計測する。予備側の監視が不可能な場合は, フィルタ容器内は飽和状態であるため, フィルタ装置圧力からスクラビング水温度を推定する。 推定は, 主要パラメータ (フィルタ装置水位, フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ), フィルタ装置入口水素濃度) の他チャンネルを優先する。
		②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ②ドライウエル圧力 ②サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 1 0	
	<耐圧強化ベント系> 耐圧強化ベント系放射線モニタ	①ドライウエル雰囲気温度 ①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ①ドライウエル圧力 ①サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 1 0	①耐圧強化ベント系による冷却において, 耐圧強化ベント系放射線モニタの監視が不可能となった場合は, ドライウエル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ雰囲気温度, ドライウエル圧力, サプレッション・チェンバ圧力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, ドライウエル又はウェットウエルのベントに使用した方を優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保 (2/2)	<代替循環冷却系> サブプレッション・プール水温度 代替循環冷却系ポンプ入口温度 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース 1 ケース 1 0	①主要パラメータの 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。(代替循環冷却系ポンプ入口温度、代替循環冷却系原子炉注水流量及び代替循環冷却系格納容器スプレイ流量は、他系統が運転状態の場合) ②代替循環冷却系による冷却において、サブプレッション・プール水温度、代替循環冷却系ポンプ入口温度、代替循環冷却系原子炉注水流量、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度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、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	<残留熱除去系> 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	①主要パラメータ (残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系海水系系統流量) の他チャンネル ②原子炉圧力容器温度 ②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ②サブプレッション・プール水温度	ケース 1 ケース 1 0	①主要パラメータのうち、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系海水系系統流量の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②残留熱除去系による冷却において、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系海水系系統流量、緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)、緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。 推定は、主要パラメータ (残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、残留熱除去系海水系系統流量) の他チャンネルを優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
格納容器パイプスの監視	<原子炉圧力容器内の状態> 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	①主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A)) の他チャンネル	ケース 1	①主要パラメータのうち, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力及び原子炉圧力 (S A) の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。
		②ドライウエル雰囲気温度 ②ドライウエル圧力 ② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース 5	②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S A 広帯域), 原子炉水位 (S A 燃料域), 原子炉圧力及び原子炉圧力 (S A) の監視が不可能となった場合は, ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器パイプスの発生を推定する。 推定は, 主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A)) の他チャンネルを優先する。
	<原子炉格納容器内の状態> ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力	①主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャンネル	ケース 1	①主要パラメータのうち, ドライウエル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。
		②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A 広帯域) ②原子炉水位 (S A 燃料域) ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (S A) ② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース 5	②ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S A 広帯域), 原子炉水位 (S A 燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) 及びエリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器パイプスの発生を推定する。 推定は, 主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャンネルを優先する。
	<原子炉建屋内の状態> [エリア放射線モニタ]	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (S A 広帯域) ①原子炉水位 (S A 燃料域) ①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (S A) ①ドライウエル雰囲気温度 ①ドライウエル圧力	ケース 5	①エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S A 広帯域), 原子炉水位 (S A 燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A), ドライウエル雰囲気温度及びドライウエル圧力により格納容器パイプスの発生を推定する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保 (1/2)	サブプレッション・プール水位	① 高圧代替注水系系統流量 ① 代替循環冷却系原子炉注水流量 ① 原子炉隔離時冷却系系統流量 ① 高圧炉心スプレイ系系統流量 ① 残留熱除去系系統流量 ① 低圧炉心スプレイ系系統流量 ② 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ② 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ② 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ② 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ② 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	ケース 2	① サブプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プールを水源とする高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを推定する。 ② サブプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。 <ポンプ停止基準> サブプレッション・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、水源が確保されていることを推定する。原子炉圧力容器への注水中に、ECCS系の配管破断などによりサブプレッション・プール水が流出し、ポンプの必要NPSHが得られず、吐出圧力の異常（圧力低下、ハンチングなど）が確認された場合に、ポンプを停止する。 推定は、サブプレッション・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。
	代替淡水貯槽水位	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 ① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ② 原子炉水位（広帯域） ② 原子炉水位（燃料域） ② 原子炉水位（SA広帯域） ② 原子炉水位（SA燃料域） ② サブプレッション・プール水位 ③ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	ケース 2	① 代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合は、代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプによる各注水先への流量から、代替淡水貯槽水位を推定する。 ② 注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により代替淡水貯槽水位を推定する。なお、代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③ 常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から、ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、代替淡水貯槽を水源とするポンプの注水量を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保 (2/2)	西側淡水貯水設備水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量 ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ②サブプレッション・プール水位	ケース 2	①西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は、西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプによる各注水先への流量から、西側淡水貯水設備水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉建屋水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置 (静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度により水素濃度を推定) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②静的触媒式水素再結合器動作監視装置	ケース 8	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ①ドライウェル圧力 ①サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 7	①格納容器内酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。 ①ドライウェル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ②監視可能であれば格納容器内酸素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、酸素濃度を推定する。 推定は、重要代替計器である格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)、ドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力を優先する。
		② [格納容器内酸素濃度] ※2	ケース 1	

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 3.15-18 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (16/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	①使用済燃料プール温度 (S A) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料プール監視カメラ	ケース 1 1	①使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール温度 (S A) により使用済燃料プールの温度を推定する。また、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて放射線量を計測した後、水位と放射線量率の関係から水位を推定する。 ②使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、温度の場合は同じ仕様である使用済燃料プール温度 (S A) を、水位の場合は使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) を優先する。
	使用済燃料プール温度 (S A)	①使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料プール監視カメラ	ケース 1 1	①使用済燃料プール温度 (S A) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) により温度を推定する。 ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、同じ仕様である使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) を優先する。
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ②使用済燃料プール温度 (S A) ②使用済燃料プール監視カメラ	ケース 1 1	①使用済燃料プールエリア放射線モニタの監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係から放射線量を推定する。 ②使用済燃料プール温度 (S A) 及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) を優先する。
	使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ①使用済燃料プール温度 (S A) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	ケース 1 1	①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)、使用済燃料プール温度 (S A)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて、使用済燃料プールの状態を推定する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。