

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-1 改58
提出年月日	平成29年9月27日

東海第二発電所

重大事故等対処設備について

平成29年9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

~~別添資料-2 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器
圧力逃がし装置）について~~

~~別添資料-3 代替循環冷却の成立性について~~

~~別添資料-4 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に
ついて~~

3.15 計装設備【58条】

基準適合への対応状況

6. 計測制御系統施設

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5.1-1 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5.1-1 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。

計装設備（重大事故等対処設備）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

(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5.1-1 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、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備を使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備については，「10.2 代替電源設備」に示す。

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は，計測又は監視及び記録ができる設計とする。

重大事故等の対応に必要なパラメータは，原則，電磁的に記録，保

存し、電源喪失により保存した記録が失われなる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）

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、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。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は，チャンネル相互を物理的，電氣的に分離し，チャンネル間の独立を図る設計とする。また，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においても，パラメータ相互を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。

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用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（SA 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（SA）
- ・原子炉水位（SA 広帯域）
- ・原子炉水位（SA 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 (SA)
- ・ 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

- ・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（SA）
- ・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）
- ・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容量を伝送できる設計とする。

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の表示が可能な設計とする。

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、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）の計測用として1セット20個（測定時の故障を想定した予備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、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）の計測用として1セット18個（測定時の故障を想定した予備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 18 個を含めて合計 36 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
- ・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。また、インターフェイスシステム LOCA 時に使用する設備は、その環境条件を考慮した設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉圧力 (SA)
- ・原子炉水位 (広帯域)
- ・原子炉水位 (燃料域)

- ・原子炉水位（SA 広帯域）
- ・原子炉水位（SA 燃料域）
- ・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
- ・ドライウエル圧力
- ・サブプレッション・チェンバ圧力
- ・サブプレッション・プール水位
- ・格納容器内水素濃度（SA）
- ・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
- ・ 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(SA)
- ・ 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)
- ・ 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。また、インターフェイスシステム LOCA 時に使用する設備は、その環境影響を受けない原子炉建屋廃棄物処理棟内の区画に設置する設計とする。

- ・ 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フィルタ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、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。

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。

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。操作は、設置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内に保管し、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。操作は、設

置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。操作は、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（SA 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（SA）

・原子炉水位（SA 広帯域）

・原子炉水位（SA 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

・サブプレッション・プール水位

- ・格納容器下部水位
- ・格納容器内水素濃度（SA）
- ・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
- ・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（SA）
- ・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）
- ・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（SA），格納容器内酸素濃度（SA）及び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

にてスイッチによりサンプリング装置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にて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。

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。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。

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）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。また、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。

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）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。また、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。

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）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	0～500℃

(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	0～10. 5MPa [gage]

(3) 原子炉圧力（SA）

個 数	2
計測範囲	0～10. 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, 800～1, 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	-3,800～1,300mm

(6) 原子炉水位（SA 広帯域）

個 数	1
計測範囲	-3,800～1,500mm

(7) 原子炉水位（SA 燃料域）

個 数	1
計測範囲	-3,800～1,300mm

(8) 高压代替注水系系統流量

個 数	1
計測範囲	0～50L/s

(9) 低压代替注水系原子炉注水流量

低压代替注水系（常設）

個 数	1
計測範囲	0～500m ³ /h

低压代替注水系（常設）

個 数	1
-----	---

計測範囲 0～80m³/h

低圧代替注水系（可搬型）

個 数 1

計測範囲 0～300m³/h

低圧代替注水系（可搬型）

個 数 1

計測範囲 0～80m³/h

(10) 代替循環冷却系原子炉注水流量

個 数 1

計測範囲 0～150m³/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 0～50L/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 0～500L/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 0～600L/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 0～600L/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 0～500m³/h

低圧代替注水系（可搬型）

個 数 1
計測範囲 0～500m³/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 0～200m³/h

(17) 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

個 数	1
計測範囲	0～300m ³ /h

(18) ドライウェル雰囲気気温度

個 数	8
計測範囲	0～300℃

(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	0～200℃

(20) サプレッション・プール水温度

個 数	3
計測範囲	0～200℃

(21) 格納容器下部水温

ペDESTAL床面高さ 0m 検知用

個 数	5
計測範囲	0～500℃

ペDESTAL床面高さ+0.2m 検知用

個 数	5
計測範囲	0～500℃

(22) ドライウェル圧力

個 数	1
計測範囲	0～1MPa [abs]

(23) サプレッション・チェンバ圧力

個 数	1
計測範囲	0～1MPa [abs]

(24) サプレッション・プール水位

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

(25) 格納容器下部水位

ペDESTAL床面高さ+1.05m 検知用

個 数	2
計測範囲	EL. 12, 856mm

ペDESTAL床面高さ+0.50m 検知用

個 数	2
計測範囲	EL. 12, 306mm

ペDESTAL床面高さ+0.95m 検知用

個 数	2
計測範囲	EL. 12, 756mm

ペDESTAL床面高さ+2.25m 満水管理用

個 数	2
計測範囲	EL. 14, 056mm

ペDESTAL床面高さ+2.75m 満水管理用

個 数 2

計測範囲 EL. 14, 556mm

(26) 格納容器内水素濃度 (SA)

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 0~100vol%

(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 $10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$

(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	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$

(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	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 0～40%又は0～125% $(1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$

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

(31) フィルタ装置水位

個 数	2
計測範囲	180～5,500mm

(32) フィルタ装置圧力

個 数	1
計測範囲	0～1MPa [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	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$

低レンジ

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

(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 0～100vol%

(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 $10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h

(37) 代替循環冷却系ポンプ入口温度

個 数 1

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 0～300℃

(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 0～550L/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 0～800m³/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 0～50m³/h

(43) 代替淡水貯槽水位

個 数 1

計測範囲 0～20m

(44) 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力

個 数 1

計測範囲 0～10MPa [gage]

(45) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

個 数	2
計測範囲	0～5MPa [gage]

(46) 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力

個 数	1
計測範囲	0～5MPa [gage]

(47) 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	0～10MPa [gage]

(48) 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	0～10MPa [gage]

(49) 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 0～4MPa [gage]

(50) 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 0～4MPa [gage]

(51) 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*1

計測範囲 0～10vol%

*1：原子炉建屋原子炉棟 6階

(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 3*1

計測範囲 0～20vol%

*1：原子炉建屋原子炉棟 2 階，地下 1 階

(53) 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*1

計測範囲 0～300℃

*1：2 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

(54) 格納容器内酸素濃度（SA）

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 0～25vol%

(55) 使用済燃料プール水位・温度（SA 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*1

計測範囲 水位：－4,300～＋7,200mm
(EL. 35,077～46,577mm)

温度：0～120℃

*1：検出点 2 箇所

(56) 使用済燃料プール温度 (SA)

個 数 1*1

計測範囲 0～120℃

*1：検出点 8 箇所

(57) 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 $10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$

低レンジ

個 数 1

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

(58) 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

(59) 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）

個 数 20（予備 20）

(3) 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）

個 数 18（予備 18）

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) (1/8)

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 温度 容器内の	原子炉圧力容器温度	4	0～500℃	302℃*3	重大事故等時において、炉心損傷の判断基準である 300℃を監視可能。	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					
	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					
	原子炉圧力	*1	0～10.5MPa [gage]	8.23MPa [gage]		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 (事故時の判断基準) である 10.34MPa [gage] を監視可能。	1
	原子炉圧力 (SA)	*1	0～10.5MPa [gage]	8.23MPa [gage]			
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						
原子炉水位 (広帯域)	*1	-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) 及び燃料有効長下端付近まで監視可能。	1	
原子炉水位 (燃料域)	*1	-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				
高圧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						
高圧炉心スプレイ系系統流量	*2						
残留熱除去系系統流量	*2						
低圧炉心スプレイ系系統流量	*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) (2/8)

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	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	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。	
	高圧炉心スプレイス系系統流量	1	0～500L/s	438L/s	高圧炉心スプレイスポンプの最大流量 (438L/s) を監視可能。	1
	(常設)	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 (470m ³ /h) を監視可能。	
	(常設)	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。	
	(可搬型)	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 における可搬型代替注水大型ポンプによる最大流量 (268m ³ /h) を監視可能。	
	(可搬型)	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 における可搬型代替注水大型ポンプによるミニフロー調整 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流量	1	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。	1
	残留熱除去系系統流量	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。	
	低圧炉心スプレイス系系統流量	1	0～600L/s	456L/s	低圧炉心スプレイスポンプの最大流量 (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。	
	サブレーション・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				
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					
⑤ 原子炉格納容器への注水量	(常設)	1	0～500m ³ /h*7	－*6	低圧代替注水系 (常設) による格納容器スプレイ時における 最大流量 (449m ³ /h) を監視可能。	1
	(可搬型)	1	0～500m ³ /h*8	－*6	低圧代替注水系 (可搬型) による格納容器スプレイ時におけ る可搬型代替注水大型ポンプによる最大流量 (349m 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	0～200m ³ /h	－*6	低圧代替注水系 (常設) による格納容器下部への注水時に おける最大流量 (168m 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。	
	サブレーション・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。	
格納容器下部水位	*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) (3/8)

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	
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℃	136℃	格納容器的限界温度 (200℃) を監視可能。	1	
	サブレーション・チェンバ雰囲気温度	*1	0~200℃	136℃		1	
	サブレーション・プールの水温	*1	0~200℃	88℃	格納容器的限界圧力 (620kPa[gage]) におけるサブレーション・プールの飽和温度 (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)	5	0~500℃*10 (ペデスタル 床面 0m*11)	-*6	ペデスタル底部にデブリが落下した際に水温上昇や高温のデブリが接触し指示値がダウンスケール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)	5	0~500℃*10 (ペデスタル 床面+0.2m*11)	-*6	ペデスタル床面から 0.2m 以上のデブリが堆積した際に水温上昇や高温のデブリが接触し指示値がダウンスケールすることでデブリ堆積を検知可能。	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。	
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	サブレーション・チェンバ圧力	*2					
	ドライウエル圧力	*1	0~1MPa [abs]	250kPa [gage]	格納容器的限界圧力 (620kPa[gage]) を監視可能。	1	
	サブレーション・チェンバ圧力	*1	0~1MPa [abs]	196kPa [gage]		1	
	ドライウエル雰囲気温度	*2					
	サブレーション・チェンバ雰囲気温度	*2					
	サブレーション・プールの水温	*2					
⑧ 原子炉格納容器内の水位	サブレーション・プールの水位	1	-1~9m*12 (EL. 2, 030~12, 030mm)	-0.5~0m (EL. 2, 530~3, 030mm)	ウエツ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)	2	+1.05m*11, *13 (EL. 12, 856mm)	-*6	重大事故等時 (原子炉圧力容器破損前) において, 格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水量 (底面から+1.05m) があることを監視可能。	1
		(高さ 0.5m, 1.0m 未滿検知用)	各 2	+0.50m, +0.95m *11, *14 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	-*6	重大事故等時 (原子炉圧力容器破損後のデブリ堆積高さ<0.2m の場合) において, 格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水量 (底面から+0.50m~+0.95m) があることを監視可能。	
	代替淡水貯槽水位	(満水管理 用)	各 2	+2.25m, +2.75m *11, *15 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	-*6	重大事故等時 (原子炉圧力容器破損後のデブリ堆積高さ≥0.2m の場合) において, 格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水量 (底面から+2.25m~+2.75m) があることを監視可能。	1
			各 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」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			「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。		
	ドライウエル圧力	*2					
	サブレーション・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) (4/8)

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放射線量率	格納容器内水素濃度 (SA)	*1	0~100vol%	3.3vol%以下	重大事故等時において、格納容器内の水素燃焼の可能性を把握する上で、水素濃度の可燃限界 (4vol%) を監視可能。	- *22
	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				
	ドライヴェル圧力	*2				
	サブレーション・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)	*1	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h未滿*16	炉心損傷の判断値 (原子炉炉停止直後に炉心損傷した場合に約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値及び推定値は原子炉炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	- *22
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	*1	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h未滿*16	炉心損傷の判断値 (原子炉炉停止直後に炉心損傷した場合に約10Sv/h) を把握する上で監視可能 (上記の判断値及び推定値は原子炉炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	- *22
	起動領域計装	*1	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0~40%又は0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)		原子炉炉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。	- *22
⑪ 未臨界の維持又は確認	平均出力領域計装	*1	0~125% ($1.0 \times 10^{12} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の約 19 倍	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%を超えた領域で一時的に指示に基づき操作を伴うものでないことから、125%を一時的に超える計測範囲を計測する必要はない。また、重大事故等時においても原子炉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。	- *22

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) (5/8)

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
<格納容器圧力逃がし装置>						
⑫ 最終ヒートシンクの確保 (1/2)	フィルタ装置水位	2	180~5,500mm	-*6		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]) が監視可能。	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℃) が監視可能。	1
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	-*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。	-*22
	フィルタ装置入口水素濃度	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。	-*22
	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。	-*22
<耐圧強化ベント系>						
	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。	-*22
<代替循環冷却系>						
	サブレーション・プール水温度	*1			「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	1	0~100℃	-*6	代替循環冷却系における代替循環冷却系ポンプ入口の最高使用温度 (77℃) 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ブレイ流量	1	$0 \sim 300 \text{ m}^3/\text{h}$	-*6	代替循環冷却系による格納容器スブレイ時における最大流量 (250 m^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) (6/8)

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℃	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℃	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	2	0~550L/s	493L/s	「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	1	0~800m ³ /h	-*6	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。	
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	1	0~50m ³ /h	-*6	緊急用海水系熱交換器の最大流量 (660m ³ /h) を監視可能。	1
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	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。	
	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。	
	サブレーション・チェンバ雰囲気温度	*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。	
⑬ 格納容器バイパスの監視	サブレーション・チェンバ圧力	*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。	
	原子炉水位 (広帯域)	*1				
	原子炉水位 (燃料域)	*1			「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)	*1				
	原子炉水位 (SA 燃料域)	*1				
	原子炉圧力	*1			「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)	*1				
	ドライウエル雰囲気温度	*1			「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	*1			「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) (7/8)

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	サブレーション・プール水位	1	0~20m	-*6	「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。 代替淡水貯槽の底部より上の水位計検出点からポンプアストライン配管下端 (0~19m) を監視可能。	1	
	高圧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					
	高圧炉心スプレイス系系統流量	*2					
	残留熱除去系系統流量	*2					
	低圧炉心スプレイス系系統流量	*2					
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	*2	1	0~10MPa [gage]	-*6	高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 (6.90MPa [gage]) を監視可能。	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	*2	1	0~10MPa [gage]	5.98MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 (5.98MPa [gage]) を監視可能。	1
	高圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力	*2	1	0~10MPa [gage]	7.24MPa [gage]	高圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力 (7.24MPa [gage]) を監視可能。	
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	*2	1	0~5MPa [gage]	-*6	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 (3.45MPa [gage]) を監視可能。	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	*2	3	0~4MPa [gage]	2.30MPa [gage]	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (2.30MPa [gage]) を監視可能。	
	低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力	*2	1	0~4MPa [gage]	2.53MPa [gage]	低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力 (2.53MPa [gage]) を監視可能。	1
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	*2	2	0~5MPa [gage]	-*6	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 (3.50MPa [gage]) を監視可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流量	*2					
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						
⑮ 原子炉建屋内 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。	-*22	
		3	0~20vol%			-*22	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	*2	0~300°C	-*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°C) を監視可能。	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) (8/8)

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
⑯ 原子 の 酸 素 濃 度 容 器 内	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0~25vol%	4.4vol%以下	重大事故等時において、格納容器内の酸素濃度の可燃限界 (5vol%) を監視可能。	- * 22
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	* 2				
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	* 2				
	ドライウエール圧力	* 2				
	サブレーション・チェンバ圧力	* 2				
⑰ 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。	- * 22
	使用済燃料プール温度 (SA)	* 1	0~120°C	66°C	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°C) を監視可能。	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	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h 10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	- * 6	重大事故等時に変動する可能性のある放射線量率 (3.0mSv/h 以下) を監視可能。	- * 22
	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。	- * 22

「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。

「⑰原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

- * 1 : 分類のうち、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータとして使用する。
- * 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 : ペデスタル底面 (コリウムシールド上表面) からの高さ
- * 12 : 基準点は通常運転水位 EL. 3,030mm (サブレーション・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
- * 22 : 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 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 ② 原子炉圧力 ② 原子炉圧力 (SA) ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA 広帯域) ② 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 残留熱除去系熱交換器入口温度	① 原子炉圧力容器温度の 1 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には、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。
	原子炉圧力	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 (SA) ③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA 広帯域) ③ 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 原子炉圧力容器温度	① 原子炉圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力 (SA) 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。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 ③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA 広帯域) ③ 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 原子炉圧力容器温度	① 原子炉圧力 (SA) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合には、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ヤンネル ② 原子炉水位 (SA 広帯域) ② 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 高圧代替注水系統流量 ③ 低圧代替注水系統流量 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 高圧炉心スプレイ系系統流量 ③ 残留熱除去系系統流量 ③ 低圧炉心スプレイ系系統流量	① 原子炉水位 (広帯域・燃料域) の 1 チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定する。 ② 原子炉水位 (広帯域・燃料域) の監視が不可能となった場合には、原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域) により推定する。 ③ 高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量、高圧炉心スプレイ系系原子炉注水流量、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。 推定は、主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。
	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 高圧代替注水系統流量 ② 低圧代替注水系統流量 ② 代替循環冷却系原子炉注水流量 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 高圧炉心スプレイ系系統流量 ② 残留熱除去系系統流量 ② 低圧炉心スプレイ系系統流量	① 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域) の監視が不可能となった場合には、原子炉水位 (広帯域・燃料域) により推定する。 ② 高圧代替注水系統流量、低圧代替注水系統流量、高圧炉心スプレイ系系原子炉注水流量、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。 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・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には、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、環境悪化の影響を受けること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 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には、水源である代替淡水貯槽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、環境悪化の影響を受けること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 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 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には、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代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブプレッション・プール水位を優先する。
	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には、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、環境悪化の影響を受けることが小さいサブプレッション・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には、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、環境悪化の影響を受けること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、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 チャネルが故障した場合は、他チャ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には、水源であるサブレーション・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ネルを優先する。
	低圧炉心スプレレイ系系統流量	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 低圧炉心スプレレイ系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブレーション・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レイ系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブレーション・プール水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系統格納容器スプレレイ流量	① 代替淡水貯槽水位 ② サプレッション・プール水位	① 低圧代替注水系統格納容器スプレレイ流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替淡水貯槽水位の変化により注水量を推定する。 ② 注水先のサブレーション・プール水位の変化により低圧代替注水系統格納容器スプレレイ流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい代替淡水貯槽水位を優先する。
	低圧代替注水系統格納容器下部注水量	① 代替淡水貯槽水位 ② 格納容器下部水位	① 低圧代替注水系統格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替淡水貯槽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統格納容器下部注水流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい代替淡水貯槽水位を優先する。

*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 サプレッション・チェンバ圧力	① ドライウエル雰囲気気温度の 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気温度の監視が不可能となった場合には、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気温度を推定する。 ③ サプレッション・チェンバ圧力により、上記①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。
	サブレーション・チェンバ雰囲気気温度	① 主要パラメータの他チャンネル ② サプレッション・プール水温度 ③ サプレッション・チェンバ圧力	① サプレッション・チェンバ雰囲気気温度の 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 サプレッション・チェンバ雰囲気気温度の監視が不可能となった場合には、サブレーション・プール水温度によりサブレーション・チェンバ雰囲気気温度を推定する。 ③ 飽和温度／圧力の関係を利用してサブレーション・チェンバ圧力によりサブレーション・チェンバ雰囲気気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブレーション・プール水温度	① 主要パラメータの他チャンネル ② サプレッション・チェンバ雰囲気気温度 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には、サブレーション・チェンバ雰囲気気温度によりサブレーション・プール水温度を推定する。 ③ 飽和温度／圧力の関係を利用してサブレーション・チェンバ圧力によりサブレーション・プール水温度を推定する。
	格納容器下部水温	① 主要パラメータの他チャンネル	推定は、主要パラメータの他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。

*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サブプレッション・チェンバ圧力 ②ドライウエル雰囲気温度 ③ [ドライウエル圧力] *2	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合には、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 (常用計器) 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。
	サブプレッション・チェンバ圧力	①ドライウエル圧力 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ③ [サブプレッション・チェンバ圧力] *2	①サブプレッション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合には、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ブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ圧力を推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力 (常用計器) 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。

*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	サブレーション・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 ③ ドライウエル圧力 ③ サブレーション・チェンバ圧力 ④ [サブレーション・プール水位] *2	① サブレーション・プール水位の監視が不可能となった場合には、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、サブレーション・プール水位を推定する。 ② 水源である代替淡水貯槽水位の変化により、サブレーション・プール水位を推定する。 <ベント判断基準> サブレーション・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レーション・プールへ移行する場合は想定しており、サブレーション・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レーション・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レーション・チェンバ圧力の差圧によりサブレーション・プール水位を推定する。 ④ 監視可能であればサブレーション・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、注水先に近い低圧代替注水系格納容器スプレイ流量を優先する。
	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	① 格納容器下部水位の 1 チャネルが故障した場合、他チャ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には、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の変化により、格納容器下部水位を推定する。推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
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 サブレーション・チェンバ圧力 ② [格納容器内水素濃度] *2	① 格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合には、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レーション・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 (常用計器) により、水素濃度を推定する。推定は、重要代替計器を優先する。

*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には、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には、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。
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には、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には、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には、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。

*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
最終ヒートシンクの確保 (1/2)	<p><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</p>	<p>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) の他チャネル ② ドライウエル雰囲気温度 ② サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ② ドライウエル圧力 ② サプレッション・チェンバ圧力</p>	<p>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チャネルが故障した場合は, 他チャ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には, ドライウエル雰囲気温度・チェンバ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には, 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には, 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には, 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。</p>
	<p><耐圧強化ベント系> 耐圧強化ベント系放射線モニタ</p>	<p>① ドライウエル雰囲気温度 ① サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ① ドライウエル圧力 ① サプレッション・チェンバ圧力</p>	<p>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) の他チャネルを優先する。 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には, 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。</p>
	<p><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</p>	<p>① 主要パラメータ (サブプレッション・プール水温度) の他チャネル ② ドライウエル雰囲気温度 ② サプレッション・チェンバ雰囲気温度</p>	<p>① 主要パラメータのうち, サプレッション・プール水温度の1チャネルが故障した場合は, 他チャネルにより推定する。 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には, 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 (サブプレッション・プール水温度) の他チャネルを優先する。</p>

*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)	< 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・プールの水温度	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, 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には, 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・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 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 ③ ドライウエル圧力 ④ [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・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域), 原子炉圧力, 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・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合には, 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・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 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。
	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) ③ 原子炉水位 (燃料域) ④ 原子炉水位 (SA 広帯域) ⑤ 原子炉水位 (SA 燃料域) ⑥ 原子炉圧力 ⑦ 原子炉圧力 (SA) ⑧ [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には, 原子炉水位 (広帯域・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA), 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。
	[エリア放射線モニタ]	① 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA 広帯域) ④ 原子炉水位 (SA 燃料域) ⑤ 原子炉圧力 ⑥ 原子炉圧力 (SA) ⑦ ドライウエル雰囲気温度 ⑧ 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には, 原子炉水位 (広帯域・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・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, 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	サブプレッション・プールの水位	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 高圧炉心スプレイス系統流量 ① 残留熱除去系系統流量 ① 低圧炉心スプレイス系統流量 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 高圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力 ② 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ② 低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力 ③ [サブプレッション・プール水位] *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には、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、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス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、高圧炉心スプレイス系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイス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・プールの水が流出し、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。 ③ 監視可能であればサブプレッション・プール水位(常用計器)により、水位を推定する。 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ス流量 ① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ② 常設低圧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には、代替淡水貯槽水位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 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
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 ② 静的触媒式水素再結合物動作監視装置	① 原子炉建屋水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合には、静的触媒式水素再結合物動作監視装置 (静的触媒式水素再結合物入口 / 出口の差温度から水素濃度を推定) 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。
	原子炉格納容器内 の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) 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) ① ドライウエル圧力 ① サプレッション・チェンバ圧力 ② [格納容器内酸素濃度] *2	① 格納容器内酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合には、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 (常用計器) により、酸素濃度を推定する。 推定は、重要代替計器を優先する。

*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 (14/14)

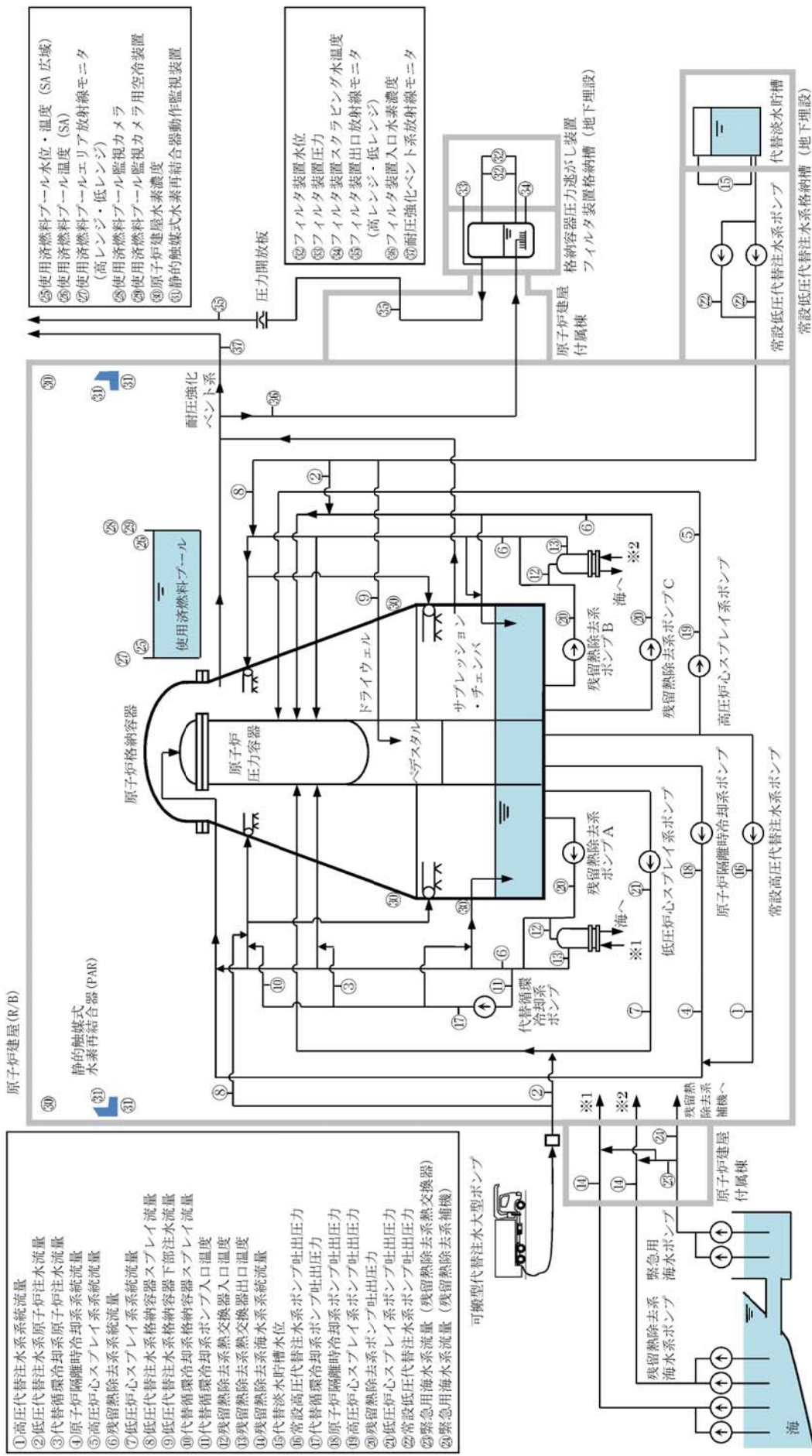
分類	主要パラメータ	代替パラメータ *1	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	① 使用済燃料プール温度 (SA) ① 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ② 使用済燃料プール監視カメラ	① 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール温度 (SA) により使用済燃料プールの温度を推定する。 また、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて放射線を計測した後、水位と放射線量率の関係から水位を推定する。 ② 使用済燃料プール監視カメラにより、使用済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 (SA) 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 (SA)	① 使用済燃料プール水位・温度 (SA 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 (SA) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール水位・温度 (SA 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 (SA 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 (SA 広域) ② 使用済燃料プール温度 (SA) 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には、使用済燃料プール水位・温度 (SA 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 (SA) 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 (SA 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 (SA 広域) ① 使用済燃料プール温度 (SA) 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には、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) 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に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

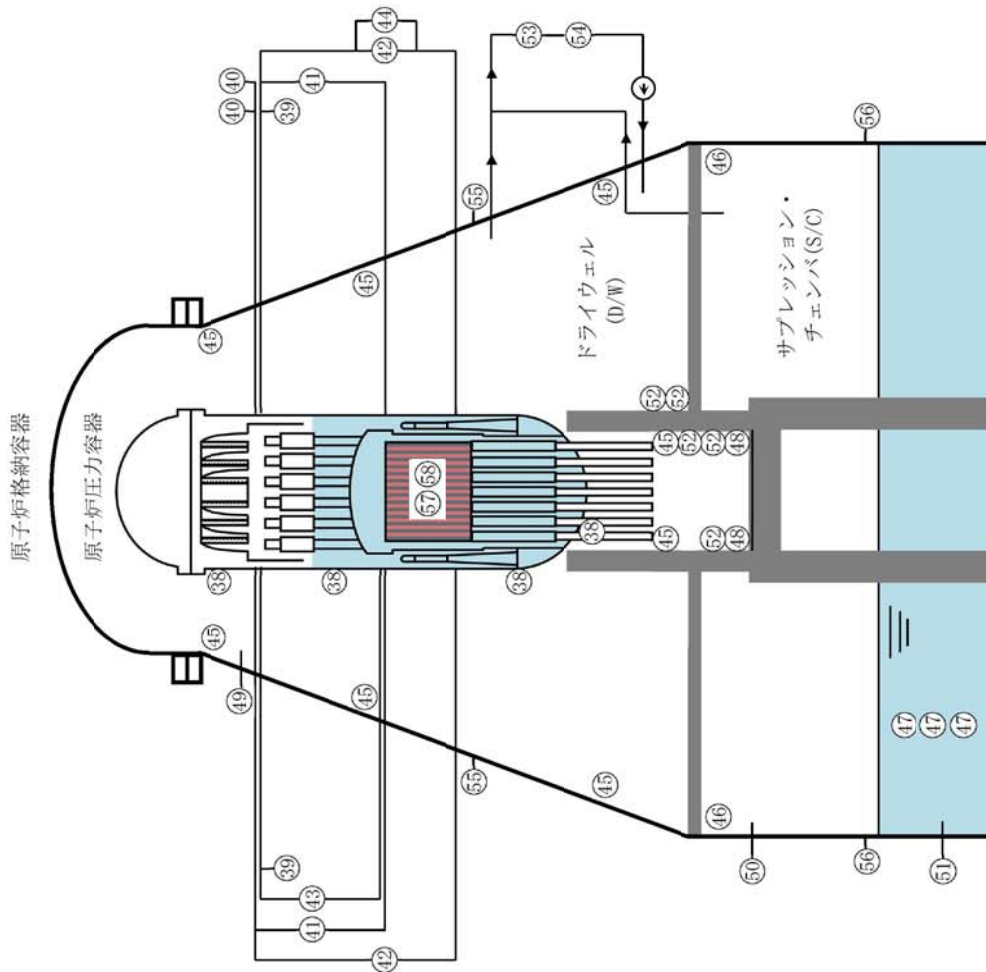
分類	補助パラメータ
電源関係	M/C 2C 電圧
	M/C 2D 電圧
	P/C 2C 電圧
	P/C 2D 電圧
	緊急用M/C 電圧
	緊急用P/C 電圧
	直流 125V 主母線盤 A 電圧
	直流 125V 主母線盤 B 電圧
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧
	補機関係
その他	高圧窒素ガス供給系供給圧力
	窒素ガスポンベ出口圧力
	代替逃がし安全弁駆動装置窒素ガスポンベ出口圧力



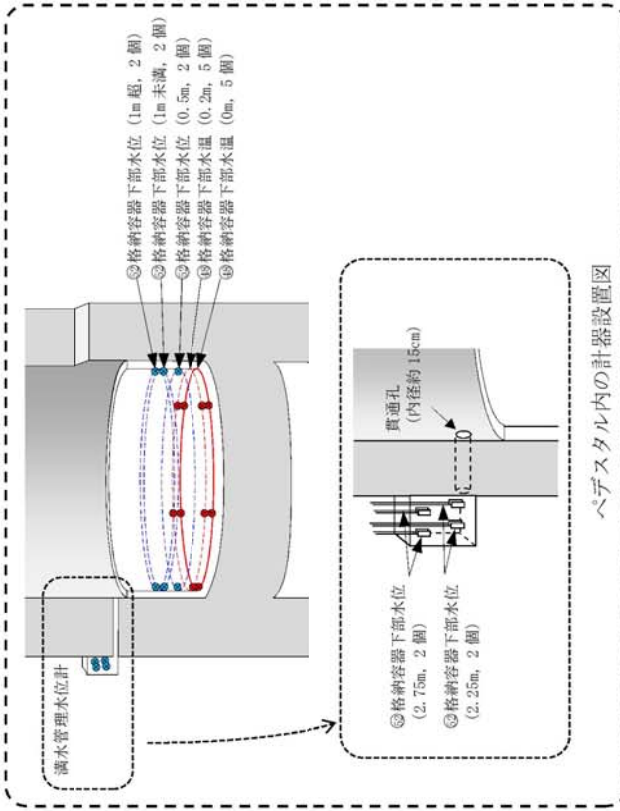
- ① 高圧代替注水系統流量
- ② 低圧代替注水系統原子炉注水流量
- ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑤ 高圧炉心スプレー系系統流量
- ⑥ 残留熱除去系系統流量
- ⑦ 低圧炉心スプレー系系統流量
- ⑧ 低圧代替注水系統格納容器下部注水流量
- ⑨ 代替循環冷却系格納容器スプレー流量
- ⑩ 代替循環冷却系格納容器スプレー流量
- ⑪ 代替循環冷却系ポンプ入口温度
- ⑫ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑬ 残留熱除去系海水系統流量
- ⑭ 代替淡水貯槽水位
- ⑮ 代替高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力
- ⑯ 代替高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力
- ⑰ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑱ 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力
- ⑲ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ⑳ 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力
- ㉑ 常設低圧代替注水系統ポンプ吐出圧力
- ㉒ 緊急用海水系統流量 (残留熱除去系熱交換器)
- ㉓ 緊急用海水系統流量 (残留熱除去系補機)

- ㉔ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ㉕ 残留熱除去系海水ポンプ
- ㉖ 緊急用海水ポンプ
- ㉗ 原子炉建屋付属棟
- ㉘ 原子炉建屋付属棟
- ㉙ 常設低圧代替注水系統ポンプ
- ㉚ 代替淡水貯槽 (地下埋設)
- ㉛ 常設低圧代替注水系統格納槽 (地下埋設)
- ㉜ 格納容器圧力逃がし装置
- ㉝ フィルタ装置格納槽 (地下埋設)
- ㉞ 原子炉建屋付属棟
- ㉟ 圧力開放板
- ㊱ 耐圧強化ベント系
- ㊲ 使用済燃料プール
- ㊳ 使用済燃料プール
- ㊴ 使用済燃料プール
- ㊵ 使用済燃料プール
- ㊶ 使用済燃料プール
- ㊷ 使用済燃料プール
- ㊸ 使用済燃料プール
- ㊹ 使用済燃料プール
- ㊺ 使用済燃料プール
- ㊻ 使用済燃料プール
- ㊼ 使用済燃料プール
- ㊽ 使用済燃料プール
- ㊾ 使用済燃料プール
- ㊿ 使用済燃料プール

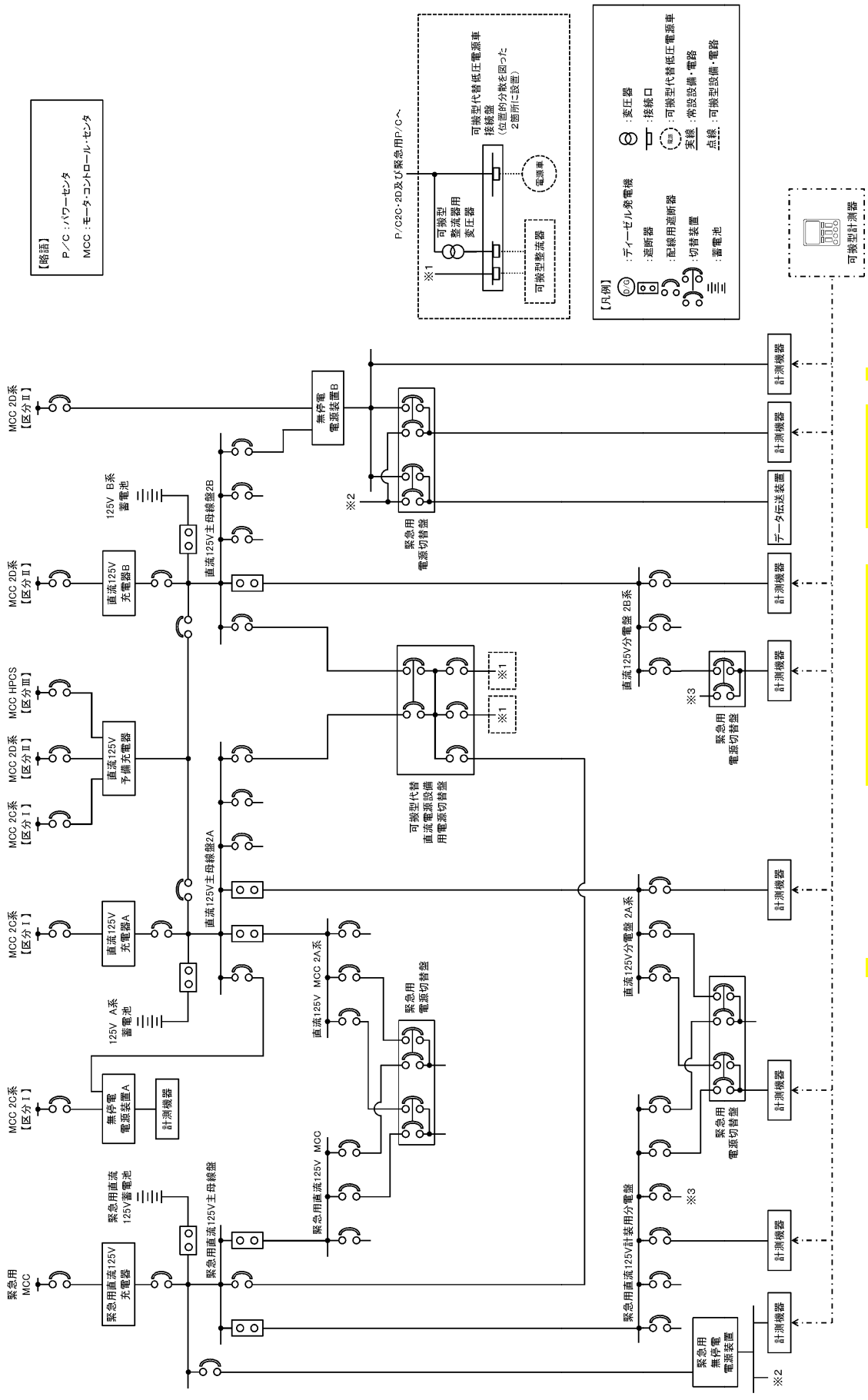
第 6.4-1 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (1)
(監視機能喪失時に使用する設備)



- ⑤ 原子炉圧力容器温度
- ⑥ 原子炉圧力
- ⑦ 原子炉圧力 (SA)
- ⑧ 原子炉水位 (広帯域)
- ⑨ 原子炉水位 (燃料域)
- ⑩ 原子炉水位 (SA 広帯域)
- ⑪ 原子炉水位 (SA 燃料域)
- ⑫ サブレーション・チェンバ雰囲気温度
- ⑬ サブレーション・チェンバ温度
- ⑭ 格納容器下部温度
- ⑮ 原子炉圧力
- ⑯ サブレーション・チェンバ圧力
- ⑰ 格納容器下部水位
- ⑱ 格納容器内水素濃度 (SA)
- ⑲ 格納容器内酸素濃度 (SA)
- ⑳ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
- ㉑ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
- ㉒ 起動領域計表
- ㉓ 平均出力領域計表

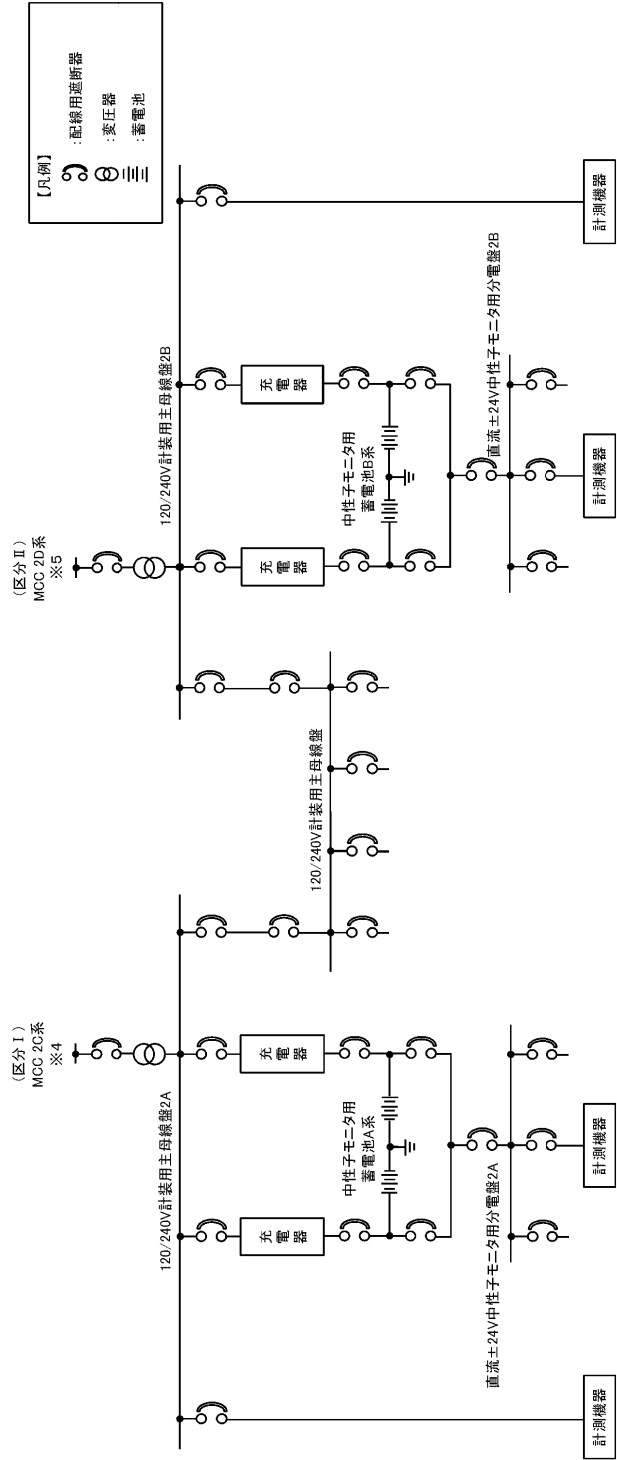


第 6.4-2 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (2)
(監視機能喪失時に使用する設備)



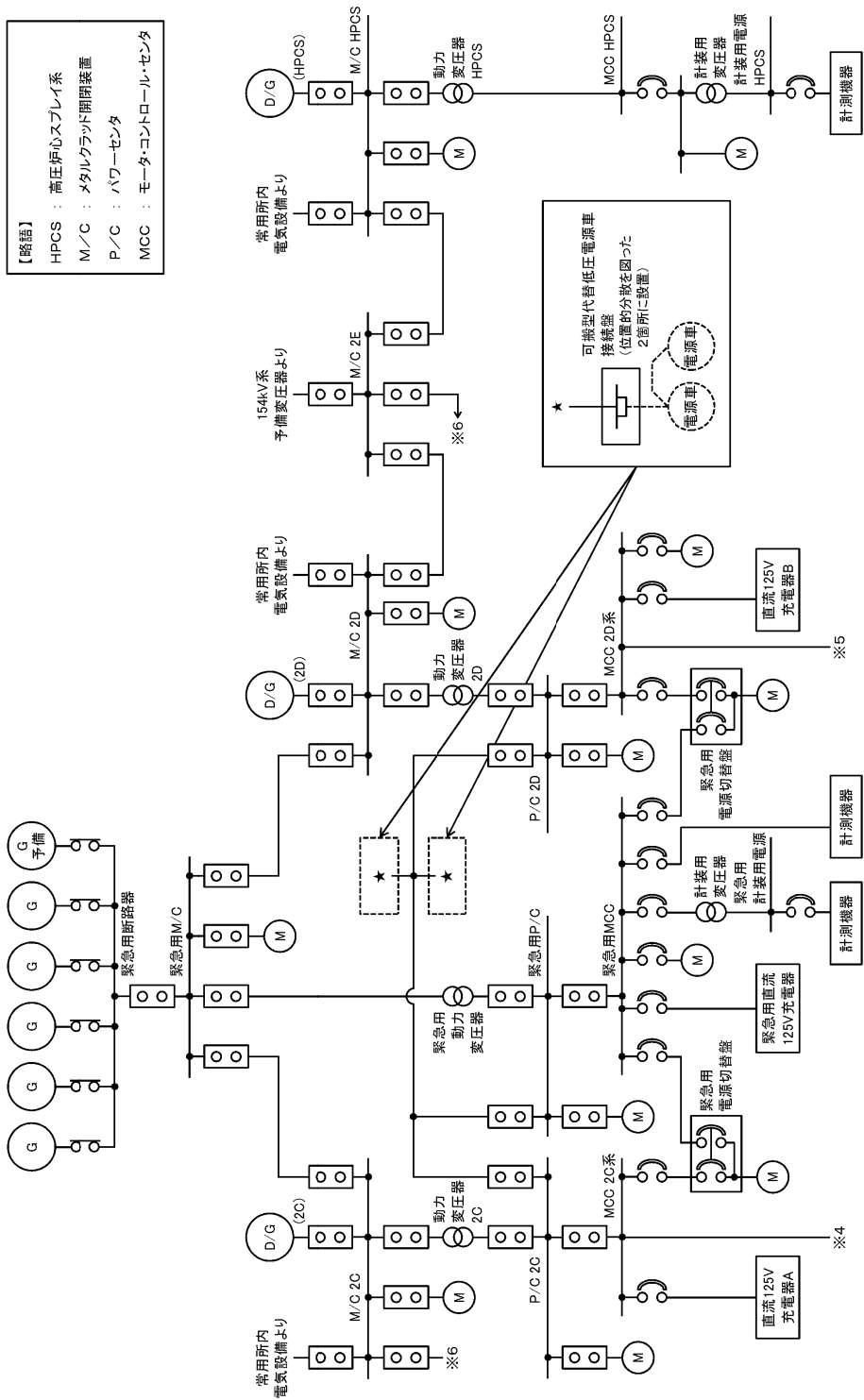
【略語】
P/C : ハワ－センタ
MCC : モ－タ・コント－ロール・センタ

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)



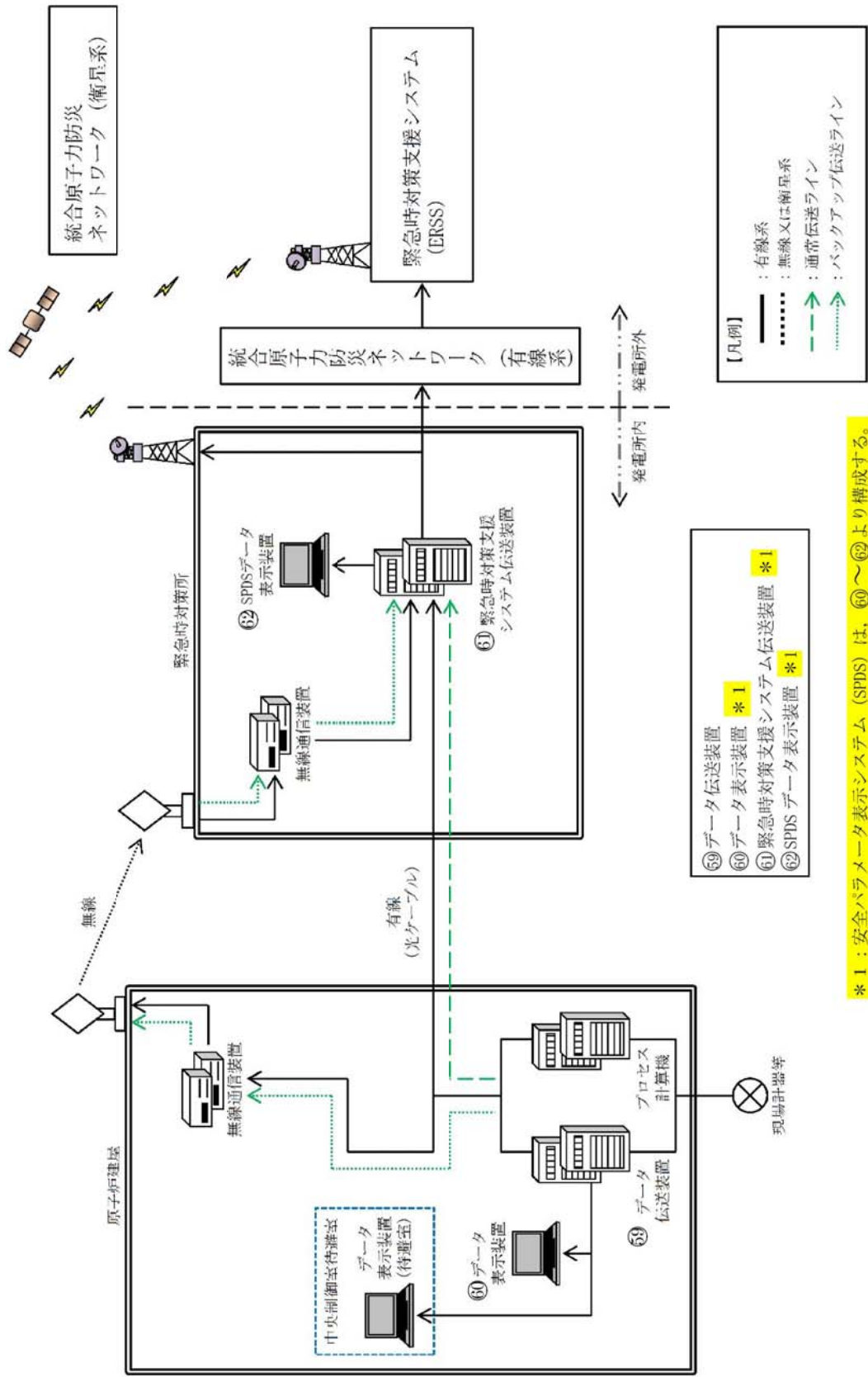
第 6.4-4 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (4)
 (計器電源喪失時に使用する設備)

【略語】
 HPCS : 高圧炉心スブレイ系
 M/C : メタルクラッド開閉装置
 P/C : パワーセンタ
 MCC : モーターコントロール・センタ



【凡例】
 (D/G) : ディーゼル発電機 (M) : 配線用遮断器 (□) : 接続口
 (G) : 常設代替交流電源設備 (M) : 計装用遮断器 (—) : 常設設備・電路
 (M) : 可搬型代替低圧電源 (M) : 緊急用遮断器 (—) : 緊急設備・電路
 (M) : モーター(電動弁等) (M) : 緊急用変圧器 (—) : 可搬型設備・電路

第 6.4-5 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)



* 1 : 安全パラメータ表示システム (SPDS) は、⑥②より構成する。

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) 環境条件及び荷重条件（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) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
- (4) 切り替えの容易性（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、「第 3.15-15 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）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 3.15-15 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）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。

主要パラメータ及び代替パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測される場合は、有効監視パラメータとする。

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、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。

なお、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

主要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 3.15-16 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

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、「第 3.15-15 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は、他チャンネルの計器により計測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 3.15-17 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、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備を使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に示す。

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ための設備については，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。

- (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

パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とする。

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

重大事故等発生時の対応に必要となる可搬型計測器によるパラメータ及び複数の計算結果を使用し計算により推定するパラメータについても記録できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）（データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS データ表示装置）

（第 3.15-4 図）

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）の内、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いて発電用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及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、直流又は交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 表に示す。

第 3. 15-2, 3 図に重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備の概要図を示す。

第 3.15-1 表 計装設備に関する重大事故等対処設備一覧 (1/3)

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 (SA)【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 (SA 広帯域)【常設】 原子炉水位 (SA 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】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 格納容器下部水温【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】 ドライウエル圧力【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 (SA)【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 (2/3)

設備区分	設備名
主要設備* ¹	<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>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（SA）【常設】</p> <p>使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）【常設】</p> <p>使用済燃料プール温度（SA）【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】 （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>データ伝送装置【常設】</p> <p>緊急時対策支援システム伝送装置【常設】</p> <p>SPDS データ表示装置【常設】</p> <p>データ表示装置【可搬】</p> <p>可搬型計測器【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 (3/3)

設備区分	設備名	
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	—
	注水先	—
	<p>電源設備*² (燃料補給設備含む)</p> <p>常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 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】</p> <p>非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 燃料デイトンク【常設】 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】</p> <p>所内常設直流電源設備 125V A系蓄電池【常設】 125V B系蓄電池【常設】 中性子モニタ用蓄電池A【常設】 中性子モニタ用蓄電池B【常設】</p> <p>常設代替直流電源設備 緊急用直流 125V 蓄電池【常設】</p> <p>可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】</p> <p>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】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】</p> <p>代替所内電気設備 緊急用M/C【常設】 緊急用P/C【常設】</p>	

* 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。

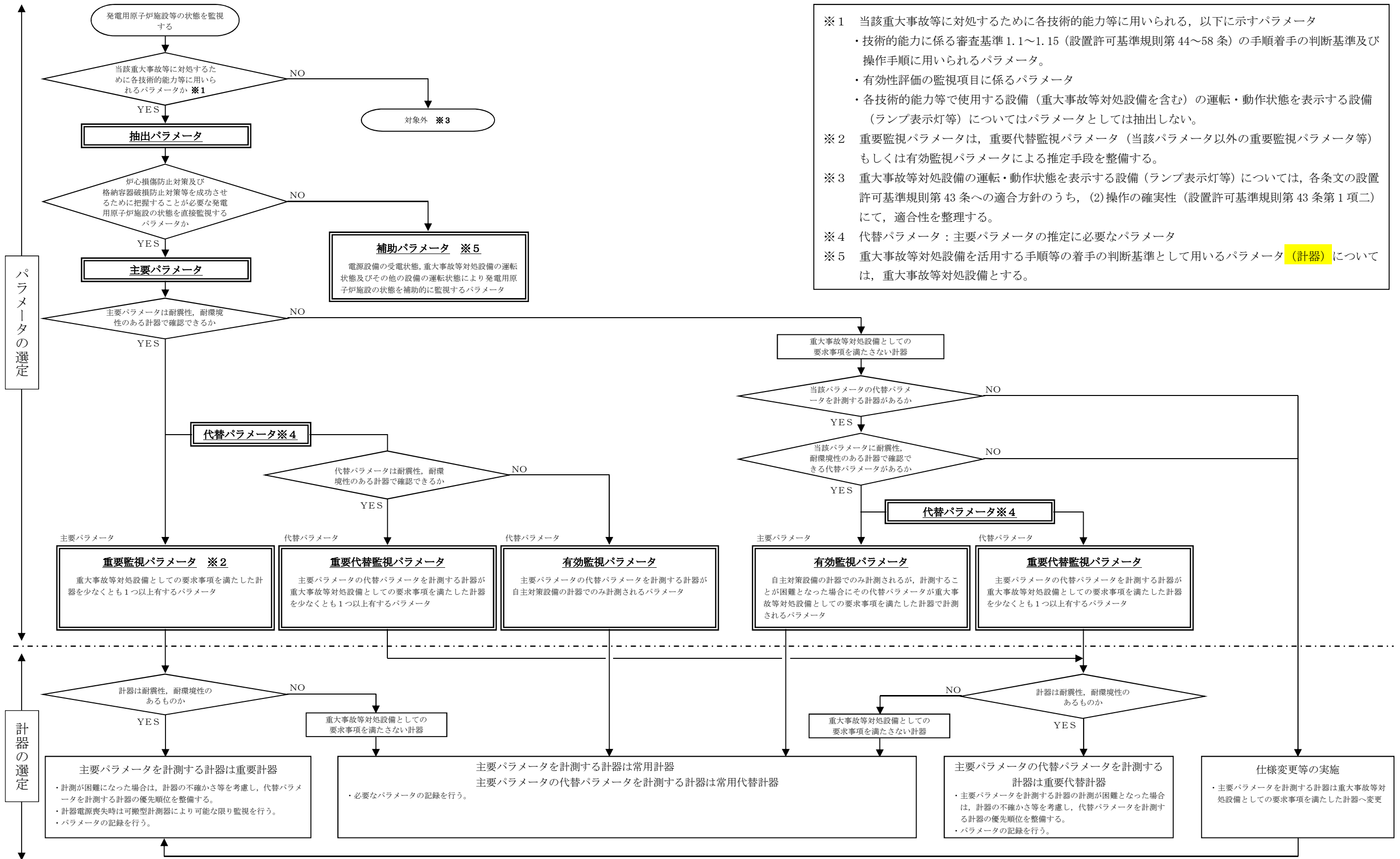
原子炉建屋水素濃度及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置については、
「3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備（設置許可基準規則第 53 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

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。

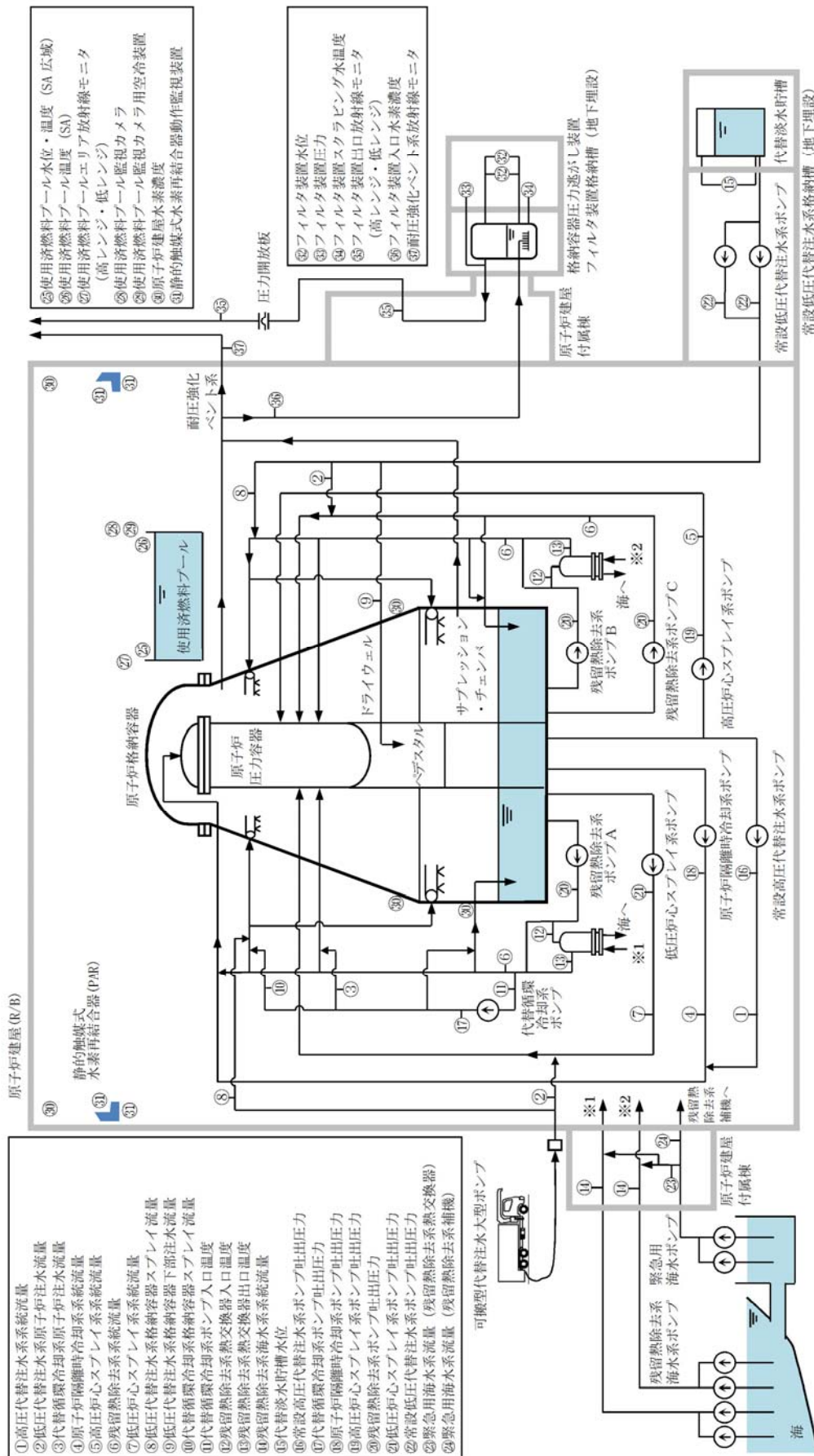
データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置、SPDS データ表示装置については、「3.18 緊急時対策所（設置許可基準規則第 61 条に対する設計方針を示す章）」及び「3.19 通信連絡を行うために必要な設備（設置許可基準規則第 62 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

* 2 : 単線結線図を補足説明資料 58-2 に示す。

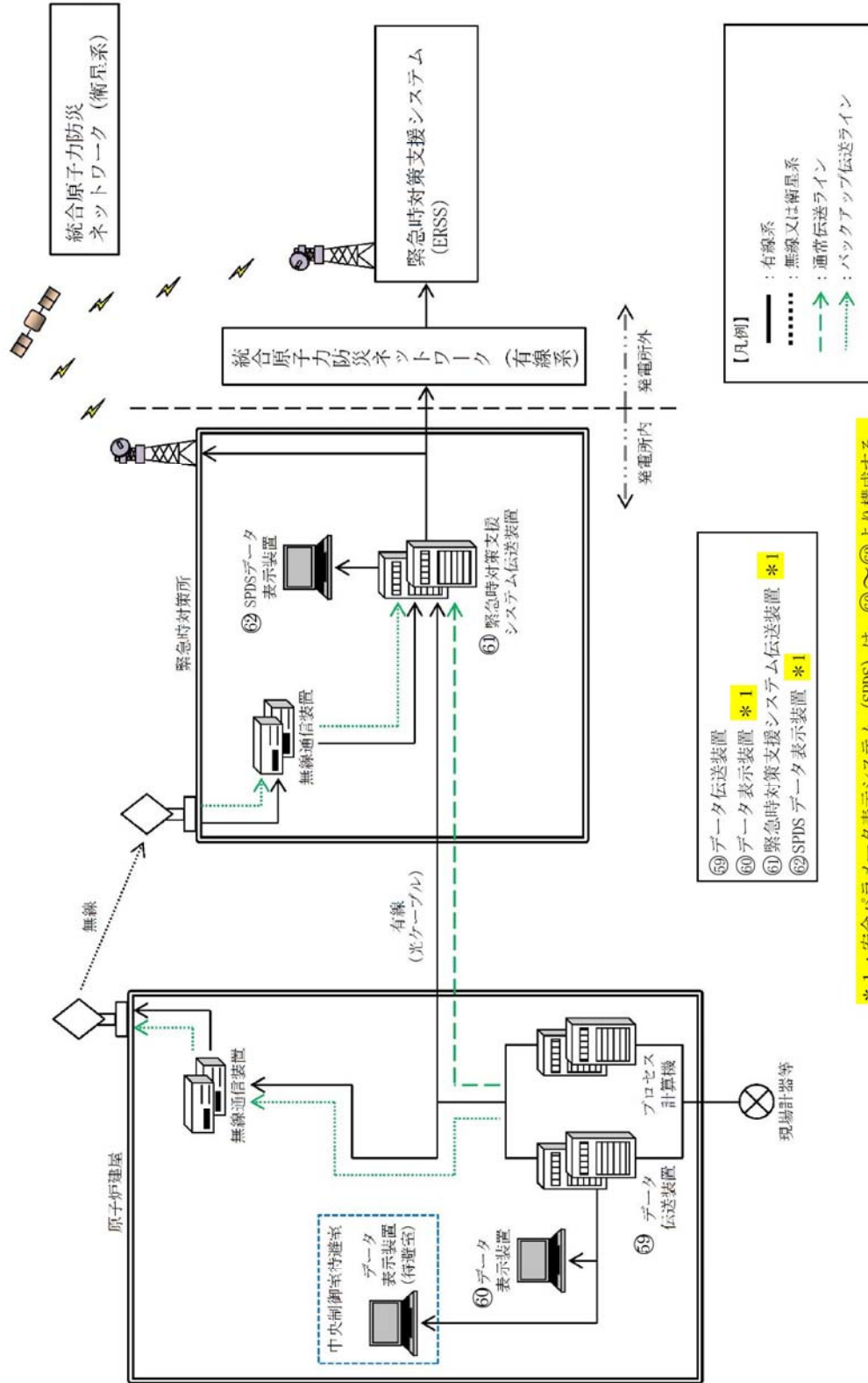
電気設備については、「3.14 電気設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。



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）概略系統図（1）



*1 : 安全パラメータ表示システム (SPDS) は、⑥0～⑥2より構成する。

- ⑤9 データ伝送装置 *1
- ⑥0 データ表示装置 *1
- ⑥1 緊急時対策支援システム伝送装置 *1
- ⑥2 SPDS データ表示装置 *1

第 3.15-4 図 計装設備 (重大事故等対処設備) 概略系統図 (3)
(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上 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	1	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
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

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・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 (ペデスタル床面 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 フィルタ装置格納槽内
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 フィルタ装置格納槽内
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 フィルタ装置格納槽内

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	1	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
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]	1	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) 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

データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS データ表示装置，データ表示装置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（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	原子炉建屋付属棟 4 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 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 2 階

設 備 名	データ表示装置 ^{※1}
個 数	1（予備 1）
保管場所	原子炉建屋付属棟 3 階

緊急時対策所 2 階（予備）

※1：当該機器に関しては兼用する設備はない。

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）
個 数	20（予備 20）
保 管 場 所	原子炉建屋付属棟 3 階 緊急時対策所 2 階（予備）

設 備 名	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）
個 数	18（予備 18）
保 管 場 所	原子炉建屋付属棟 3 階 緊急時対策所 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) 環境条件及び荷重条件（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。

- ・原子炉圧力容器温度
- ・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，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
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の設置場所である原子炉格納容器内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下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。
海水を通水するシステムへの影響	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考慮した上で機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
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（SA）
- ・ 原子炉水位（広帯域）
- ・ 原子炉水位（燃料域）
- ・ 原子炉水位（SA 広帯域）

- ・原子炉水位（SA 燃料域）
- ・ 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
- ・ 低压代替注水系格納容器スプレイ流量
- ・ 低压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（SA）
- ・ 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
- ・ 常設高压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
- ・ 高压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
- ・ 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 (SA)
- ・ 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)
- ・ 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
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下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。
海水を通水するシステムへの影響	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考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風)・竜巻・積雪・火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため, 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
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の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温度，圧力，湿度及び放射線条件下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考慮した上で機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2. 1. 2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・竜巻・積雪・火山の影響	原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置するため，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フィルタ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フィルタ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
フィルタ装置格納層内）

環境条件	対応
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の設置場所である格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下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考慮した上で機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・竜巻・積雪・火山の影響	格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽内に設置するため、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層内）

環境条件	対応
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の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温度、圧力、湿度及び放射線条件下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考慮した上で機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・竜巻・積雪・火山の影響	常設低圧代替注水系格納槽内に設置するため、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 3.15-8 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 3.15-8 表 想定する環境条件（屋外）

環境条件	対応
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の設置場所 ^{※1} である屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下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。
海水を通水するシステムへの影響	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考慮した上で機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・竜巻・積雪・火山の影響	屋外に設置するため、想定される風（台風）及び竜巻の風荷重、積雪、火山の影響による荷重を考慮し、機器が損傷しない設計とする。
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 3.15-9 表に示す設計とする。

- ・使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置

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 3.15-9 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 3.15-9 表に示す設計とする。

第 3.15-9 表 想定する環境条件（原子炉建屋付属棟内）

環境条件	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である原子炉建屋付属棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下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。
海水を通水するシステムへの影響	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考慮した上で機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・竜巻・積雪・火山の影響	原子炉建屋付属棟内に設置するため、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。

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、緊急時対策所内に保管するため、重大事故等時における緊急時対策所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（緊急時対策所内）

環境条件	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置又は保管場所である緊急時対策所内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下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考慮した上で機器が損傷しない設計とする。詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・竜巻・積雪・火山の影響	緊急時対策所内に設置又は保管するため，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。

第 3.15-11 表に操作対象機器を示す。

格納容器内水素濃度 (SA)、格納容器内酸素濃度 (SA) 及び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、中央制御室の SA 監視操作盤から操作が可能な設計とする。SA 監視操作盤を操作するにあたり、運転員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用空冷装置は、中央制御室にて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発生時の環境下においても、確実に操作ができる設計とする。また、スイッチは、機器の名称等を表示した銘板又は操作画面の表示等により、操作者の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

SPDS データ表示装置は、電源、通信ケーブルは接続されており、各パラメータを監視するにあたり、運転員等及び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

同様にスイッチ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。

データ表示装置は、設計基準対処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。データ表示装置は、通常は操作を行わずに常時伝送が可能な設計とする。

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 3.15-11 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
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

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対処設備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（SA 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事故対処設備と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使

用できる設計とする。

- ・ 原子炉压力容器温度
- ・ 原子炉圧力 (SA)
- ・ 原子炉水位 (SA 広帯域)
- ・ 原子炉水位 (SA 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 (SA)
- ・ 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
- ・ 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（SA）
- ・ 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）
- ・ 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）

(58-3-18, 20) (58-8-9)

(3) 試験及び検査（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. 15-12 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、模擬入力による性能の確認ができる設計とする。

(58-5-1～11)

第 3.15-12 表 計装設備の試験及び検査内容 (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 (SA 広帯域)			
	原子炉水位 (SA 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			
	格納容器下部水位	停止中	機能・性能検査	動作確認
	使用済燃料プール水位・温度 (SA 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 (SA)			
	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			
	常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力			
	常設低压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			
	高压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			
	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力			
	流量計			
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				
低压代替注水系格納容器スプレイ流量				
低压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				
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 3.15-12 表 計装設備の試験及び検査内容 (2/3)

計器分類	パラメータ	原子炉の状態	項目	内容
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 (SA 広域)	運転中又は 停止中		
使用済燃料プール温度 (SA)				
水素及び酸素濃度計	格納容器内水素濃度 (SA)	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 (SA)			
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 3.15-12 表 計装設備の試験及び検査内容 (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
データ伝送装置, 緊急時対策支援システム伝送装置, SPDS データ表示装置, 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 データの表示及び 伝送の確認
可搬型計測器		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) 切り替えの容易性 (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つては、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、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。

可搬型計測器の移動及び接続については、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に第 3.15-6 図に示すタイムチャートのとおり速やかに接続操作可能である。

		経過時間 (分)									備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	
手順の項目	要員 (数)	▽ 44 分 接続開始									
		▽ 54 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 測定点あたり, 10 分 (接続, 計測のみ)					

第 3.15-6 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（第 3.15-13 表）は，チャンネル相互を物理的，電氣的に分離し，チャンネル間の独立を図る設計とする。また，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互をヒューズにより電氣的に分離することで，当該計装設備以外の設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して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 3.15-13 表 多重性を有するパラメータ

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 (SA)	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フィルタ装置格納槽内
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

- * 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) 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（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）、フィルタ装置入口水素濃度のサンプリング装置は、原子炉建屋原子炉棟、原子炉建屋付属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 SA 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用空冷装置は、原子炉建屋付属棟 4 階に設置し、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にて空冷装置の弁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 SPDS 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が少ない中央制御室で操作可能な設計とする。

第 3.15-14 表に操作対象機器設置場所を示す。

第 3.15-14 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 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA)〕	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	原子炉建屋付属棟 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	原子炉建屋付属棟 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
SPDS 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) (58-8-8)

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については、第 3.15-16 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発電用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（SA 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 (SA)
- ・原子炉水位 (SA 広帯域)
- ・原子炉水位 (SA 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
- ・サブプレッション・プール水位
- ・格納容器下部水位
- ・格納容器内水素濃度 (SA)
- ・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
- ・ 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（SA）
- ・ 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）
- ・ 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容量を伝送できる設計とする。

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バックアップ用として、自主的に1セットを保管する設計とする。

（58-6-1～78）

(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、二以上の発電用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、二以上の発電用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など多様性を確保し、頑健性を持たせた設計とする。

また、電源については、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備に対して多様性及び位置的分散を考慮した代替電源設備からの供給が可能な設計とする。

(58-2-1～3) (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の表示が可能な設計とする。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を含めて合計2個を中央制御室及び緊急時対策所に分散して保管する。

可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）の計測用として1セット20個（測定時の故障を想定した予備として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バックアップとして20個を含めて合計74個を中央制御室及び緊急時対策所に分散して保管する。

可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）の計測用として1セット18個（測定時の故障を想定した予備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バックアップ用として18個を含めて合計36個を分散して保管する。

(58-3-17, 19) (58-8-1~5)

(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。

データ表示装置の接続ケーブルは、工具を用いない簡便な方法により容易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，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。）に該当しないことから，対象外である。

(58-8-6～9)

(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。

データ表示装置の接続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。

(58-8-6～9)

(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に保管する設計とする。

(58-3-17, 19) (58-8-6～9)

(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，移動に支障をきた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。

(58-3-17, 19) (58-8-6～9)

(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、可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）であり、可搬型重大事故防止設備に該当しないことから、対象外である。

(58-3-17, 19) (58-8-6～9)

第 3.15-15 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>
対応手段等	<p>監視機能の喪失</p> <p>計器故障時のパラメータ推定</p> <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る推定を行う。</p> <p>推定にあたっては、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不確かさを考慮し、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>代替パラメータの優先順位及び推定方法は、第 3.15-17 表に示す。</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、放射線量率、水素濃度及び中性子束）から推定 ・水位を注水源も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 ・流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定 ・除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定 ・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 ・ドライウエル圧力とサプレッション・チェンパ圧力の差圧から原子炉格納容器内の水位を推定 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定 ・あらかじめ評価したパラメータの相関関係により酸素濃度を推定 ・装置の作動状況（差温度）により水素濃度を推定 ・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 <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になった場合に、故障計器以外の他チャンネルの重要計器により計測を行う。</p>
	<p>計器の計測範囲を超えた場合のパラメータ推定</p> <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、発電用原子炉施設の状態を推定するための手段は、以下のとおり。</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、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。 ・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、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より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。

対応手段等	計器電源の喪失	<p>全交流動力電源喪失及び直流電源喪失により計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、パラメータ選定で選定した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を行う手段は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失及び直流電源喪失により計器電源が喪失した場合に、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備から、計器へ給電する。 ・代替電源設備による給電ができない場合には、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計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、可搬型計測器を接続し計測又は監視する。 <p>また、可搬型計測器の計測結果を工学値に換算する換算表を準備する。</p> <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つの適切なパラメータ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>
	記録	<p>重大事故等発生時において、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等、想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果について、以下の方法により計測結果を記録する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・データ伝送装置又は緊急時対策支援システム伝送装置にて電磁的に記録、保存する。 ・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の値、可搬型計測器により計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。

配慮すべき事項	パラメータの選定	<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 1.1～1.15（設置許可基準規則第 44 条～58 条）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より抽出し、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発電用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 <ul style="list-style-type: none"> 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。 ・有効監視パラメータ <ul style="list-style-type: none"> 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>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 <ul style="list-style-type: none"> 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。 ・有効監視パラメータ <ul style="list-style-type: none"> 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>また、抽出パラメータのうち、発電用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等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、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 条への適合状況のうち、(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。</p> <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になった場合に、故障計器以外の他チャンネルの重要計器により計測を行う。</p>
	原子炉施設の状態把握	<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、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、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発電用原子炉施設の状況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>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源が喪失した場合において、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、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備より、計器へ給電する。</p>

※1：重要計器；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

※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3.15-16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）（1/10）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	個数	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	0～500℃	302℃*3	重大事故等時において、炉心損傷の判断基準である300℃を監視可能。	4	Ss機能維持	緊急用直流電源	熱電対	1	㉘
	原子炉圧力	*2								
	原子炉圧力 (SA)	*2								
	原子炉水位 (広帯域)	*2								
	原子炉水位 (燃料域)	*2								
	原子炉水位 (SA 広帯域)	*2								
	原子炉水位 (SA 燃料域)	*2								
② 原子炉圧力容器内の圧力	残留熱除去系熱交換器入口温度	*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	*1	0～10.5MPa [gage]	「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	S	区分Ⅰ,Ⅱ直流電源	弾性圧力検出器	1	㉙
	原子炉圧力 (SA)	*1	8.23MPa [gage]	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 (事故時の判断基準) である10.34MPa [gage] を監視可能。	2	Ss機能維持	緊急用直流電源	弾性圧力検出器		㉚
	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								
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器温度	*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 (広帯域)	*1	-3, 800～1, 400 mm *4	「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。	2	Ss機能維持	区分Ⅰ,Ⅱ直流電源	差圧式水位検出器		㉛
	原子炉水位 (燃料域)	*1	-3, 800～1, 300 mm *5	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) 及び燃料有効長下端付近まで監視可能。	2	S	区分Ⅰ,Ⅱ直流電源	差圧式水位検出器		㉜
	原子炉水位 (SA 広帯域)	*1	-3, 800～1, 500 mm *4		1	Ss機能維持	緊急用直流電源 *22	差圧式水位検出器	1	㉝
	原子炉水位 (SA 燃料域)	*1	-3, 800～1, 300 mm *5		1	Ss機能維持	緊急用直流電源 *22	差圧式水位検出器		㉞
	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								
	高圧炉心スブレイ系系統流量	*2								
残留熱除去系系統流量	*2									
低圧炉心スブレイ系系統流量	*2									

第 3.15-16 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) (2/10)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	個数	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	高圧代替注水系系統流量	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	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	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。	1	Ss 機能維持	区分Ⅰ直流電源	差圧式流量検出器		④	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	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。	1	Ss 機能維持	区分Ⅲ計測用交流電源	差圧式流量検出器		⑤	
	(常設)	低圧代替注水系原子炉注水量	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(470m ³ /h)を監視可能。	1	Ss 機能維持	緊急用直流電源*22	差圧式流量検出器	1	②
			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。	1	Ss 機能維持	緊急用直流電源*22	差圧式流量検出器		
			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可搬型代替注水大型ポンプによる最大流量(268m ³ /h)を監視可能。	1	Ss 機能維持	緊急用直流電源*22	差圧式流量検出器		
			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可搬型代替注水大型ポンプによるミニフロー調整時の最大流量(75m ³ /h)を監視可能。	1	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	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。	1	Ss 機能維持	緊急用直流電源*22	差圧式流量検出器	1	③	
	残留熱除去系系統流量	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。	3	S	区分Ⅰ,Ⅱ計測用交流電源	差圧式流量検出器	1	⑥	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	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。	1	S	区分Ⅰ計測用交流電源	差圧式流量検出器	1	⑦	
	代替淡水貯槽水位	*2									
	サブレーション・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)	*2										

「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。

「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。

「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。

第 3.15-16 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) (3/10)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	個数	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 注水量容器への	低圧代替注水系格納容 器スプレイ流量 (常設)	0~500m ³ /h *7	- *6	低圧代替注水系 (常設) による格納容器スプレ イ時における最大流量 (449m ³ /h) を監視 可能。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22	差圧式流量 検出器	1	⑧	
		0~500m ³ /h *8	- *6	低圧代替注水系 (可搬型) による格納容器ス プレイ時における可搬型代替注水大型ポンプ による最大流量 (349m ³ /h) を監視可能。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22	差圧式流量 検出器			
	低圧代替注水系格納容器下部注水 流量	0~200m ³ /h	- *6	低圧代替注水系 (常設) による格納容器下部 への注水時における最大流量 (168m ³ /h) を 監視可能。	1	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									
⑥ 原子炉格納 温度容器内の	サブレーション・プールの水位	*2									
	格納容器下部水位	*2									
	ドライウエル雰囲気温度		136℃	格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	8	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22, *23	熱電対	1	⑫	
	サブレーション・チェンバ雰囲気 温度	*1	136℃		2	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22	熱電対	1	⑬	
	サブレーション・プール水温度	*1	0~200℃	88℃	格納容器の限界圧力 (620kPa [lgage]) におけ るサブレーション・プールの飽和温度 (約 167℃) を監視可能。	3	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	測温 抵抗体	1	⑭
	格納容器下部水温	(水温計 兼デブリ 落下検知 用)	0~500℃ *10 (ペダスタル 床面 0m *11)	- *6	ペダスタル底部にデブリが落下した際に水温 上昇や高温のデブリが接触し指示値がダウン スケールすることでのデブリ落下を検知可能。	5	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *23	測温 抵抗体	4	⑮
		(水温計 兼デブリ 堆積検知 用)	0~500℃ *10 (ペダスタル 床面 +0.2m *11)	- *6	ペダスタル床面から 0.2m 以上のデブリが堆積 した際に水温上昇や高温のデブリが接触し指 示値がダウンスケールすることでのデブリ堆積 を検知可能。	5	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *23	測温 抵抗体	4	
	ドライウエル圧力	*2									
	サブレーション・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 3.15-16 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) (4/10)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	個数	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]	250kPa [gage]	格納容器的限界圧力 (620kPa [gage]) を監視可能。	1	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 *22	弾性圧力 検出器	1	⑭	
	サブプレッション・チェンバ圧力	*1 0~1MPa [abs]	196kPa [gage]		1	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 *22	弾性圧力 検出器	1	⑮	
	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・プールの水温度	*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	-1~9m*12 (EL. 2, 030~ 12, 030mm)	-0.5~0m (EL. 2, 530~ 3, 030mm)	ウエ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	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22	差圧式水位 検出器	1	⑯	
	格納容器下部水位	(高さ 1m 超検知 用)	+1.05m *11, *13 (EL. 12, 856mm)	- *6	重大事故等時 (原子炉圧力容器破損前) にお いて, 格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要 な水量 (底面から+1.05m) があることを監 視可能。	2	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *23	電極式水位 検出器	1	⑰
		(高さ 0.5m, 1.0 m 未満検 知用)	+0.50m, +0.95m *11, *14 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	- *6	重大事故等時 (原子炉圧力容器破損後のデ ブリ堆積高さ<0.2m の場合) において, 格 納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水量 (底面から+0.50m~+0.95m) があることを 監視可能。	各 2	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)	+2.25m, +2.75m *11, *15 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	- *6	重大事故等時 (原子炉圧力容器破損後のデ ブリ堆積高さ≥0.2m の場合) において, 格 納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水量 (底面から+2.25m~+2.75m) があることを 監視可能。	各 2	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									
	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									
	代替淡水貯槽水位	*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									

「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。

「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。

「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。

「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。

「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 3.15-16 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) (5/10)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	個数	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 (SA)	0 ~ 100vol%	3.3vol%以下	重大事故等時に、格納容器内の水素燃 焼の可能性を把握する上で、水素濃度の可燃 限界 (4vol%) を監視可能。	1	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	1 * 24	㉓
	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									
	サブプレッション・チェンバ圧力									
⑩ 原子炉格納 放射線量率 の	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満 * 16	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損 傷した場合約 10Sv/h) を把握する上で監 視可能 (上記の判断値及び推定値は原子炉停 止後の経過時間とともに低くなる)。	2	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	1 * 24	㉔
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満 * 16	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後に炉心損 傷した場合約 10Sv/h) を把握する上で監 視可能 (上記の判断値及び推定値は原子炉停 止後の経過時間とともに低くなる)。	2	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	1 * 24	㉕
	起動領域計装	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0$ $\times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0 ~ 40% 又は 0 ~ 125% ($1.0 \times 10^8 \sim 1.5$ $\times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)		原子炉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。	8	S	区分 I, II 中性子 モニタ用 直流電源	核分裂 電離箱	1 * 24	㉖
⑪ 未臨界の維持又は確認	平均出力領域計装	0 ~ 125% ($1.0 \times 10^{12} \sim 1.0$ $\times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の 約 19 倍	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、負の反応度フイ ードバック効果により短時間であり、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、125% を一時的に超える計 測範囲を計測する必要はない。また、重大事 故等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。	2 * 17	S	区分 I, II 原子炉 保護系 交流電源	核分裂 電離箱	1 * 24	㉗

「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。

「⑪ 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 3.15-16 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) (6/10)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	個数	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.
<格納容器圧力逃がし装置>										
	フィルタ装置水位	180~5,500mm	-*6		2	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22	差圧式水位 検出器	1	㉔
	フィルタ装置圧力	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]) が監視可能。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22	弾性圧力 検出器	1	㉕
	フィルタ装置スクラビング水温度	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℃) が監視可能。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22	熱電対	1	㉖
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ⁻² ~10 ⁻⁵ Sv/h	-*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。	2	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22	イオン チェンバ	1	㉗
		10 ⁻³ ~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。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22		1	
	フィルタ装置入口水素濃度	0~100vol%	-*6	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、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。	2	Ss 機能 維持	計器, サンプル リ 緊急用 装置: 緊急用 交流電源 *22	熱伝導式 水素検出器	1	㉘
<耐圧強化ベント系>										
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10 ⁻³ ~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。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22	イオン チェンバ	1	㉙
<代替循環冷却系>										
	サブレーション・ブール水温度	*1		「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	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 (77℃) を監視可能。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	熱電対	1	㉚
	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	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	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22	差圧式流量 検出器	1	㉛

㉚ 最終ヒートシンクの確保 (1/2)

第 3.15-16 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) (7/10)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	個数	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	0~300℃	249℃	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。	2	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	0~300℃	249℃	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。	2	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統流量	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	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	
	緊急用海水系統流量 (残留熱除去系熱交換器)	0~800m ³ /h	- * 6	緊急用海水系の運転時における, 緊急用海水系統流量 (残留熱除去系熱交換器) の最大流量 (660m ³ /h) を監視可能。	1	S	区分 II 計測用交流電源	差圧式流量検出器			
	緊急用海水系統流量 (残留熱除去系補機)	0~50m ³ /h	- * 6	緊急用海水系の運転時における, 緊急用海水系統流量 (残留熱除去系補機) の最大流量 (40m ³ /h) を監視可能。	1	Ss 機能維持	緊急用直流電源 * 22	差圧式流量検出器	⑮		
	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。								
	サブレーション・チェンバ雰囲気温度	* 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。								
	ドライウエル圧力	* 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。								
サブレーション・チェンバ圧力	* 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。									
原子炉圧力容器温度	* 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。									
原子炉水位 (広帯域)	* 1	「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。									
原子炉水位 (燃料域)	* 1	「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。									
原子炉水位 (SA 広帯域)	* 1	「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。									
原子炉水位 (SA 燃料域)	* 1	「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。									
原子炉圧力	* 1	「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。									
原子炉圧力 (SA)	* 1	「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	* 1	「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	* 1	「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。									

⑮ 格納容器バイパスの監視

第 3.15-16 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) (8/10)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	個数	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.
	サブレーション・ブール水位			「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	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アーストライン配管下端 (0~19m) を監視可能。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22	差圧式水位 検出器	1	⑮
	高圧代替注水系系統流量	*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								
	高圧炉心スプレイス系系統流量	*2								
	残留熱除去系系統流量	*2								
	低圧炉心スプレイス系系統流量	*2								
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出 圧力	*2	0~10MPa [gage]	高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 (6.90MPa [gage]) を監視可能。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 区分 I	弾性圧力 検出器		⑯
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出 圧力	*2	0~10MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 (5.98MPa [gage]) を監視可能。	1	Ss 機能 維持	直流電源 緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	1	⑰
	高圧炉心スプレイス系ポンプ吐出 圧力	*2	0~10MPa [gage]	高圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力 (7.24MPa [gage]) を監視可能。	1	Ss 機能 維持	区分 III 計測用 交流電源	弾性圧力 検出器		⑱
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	*2	0~5MPa [gage]	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 (3.45MPa [gage]) を監視可能。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器		⑲
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	*2	0~4MPa [gage]	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (2.30MPa [gage]) を監視可能。	3	Ss 機能 維持	区分 I, II 計測用 交流電源	弾性圧力 検出器	1	⑳
	低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出 圧力	*2	0~4MPa [gage]	低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力 (2.53MPa [gage]) を監視可能。	1	Ss 機能 維持	区分 I 計測用 交流電源	弾性圧力 検出器		㉑
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出 圧力	*2	0~5MPa [gage]	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 (3.50MPa [gage]) を監視可能。	2	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *23	弾性圧力 検出器		㉒
	低圧代替注水系原子炉注水流量	*2								
	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								
「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。										

④ 水源の確保

第3.15-16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）（9/10）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	個数	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.
⑮ 原子炉建屋内の酸素濃度	原子炉建屋酸素濃度	0～10vol%	- *6	重大事故等時において、酸素と酸素の可燃限界（酸素濃度：4vol%）を監視可能。	2	Ss 機能維持	緊急用 交流電源	触媒式 酸素検出器	- *24	㉔
	静的触媒式酸素再結合器動作監視装置	0～20vol%			3	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	熱伝導式 酸素検出器	- *24	
	格納容器内酸素濃度 (SA)	0～300℃	- *6	重大事故等時において、静的触媒式酸素再結合器の最高使用温度(300℃)を監視可能。	4 *18	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	熱電対	2	㉕
⑯ 原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	0～25vol%	4.4vol%以下	重大事故等時において、格納容器内の酸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。	1	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	㉖
	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									
	サブプレッション・チェンバ圧力									
「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。										
「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 3.15-16 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) (10/10)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	個数	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.
㊦ 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 (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	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	1 *24	㉔
			66℃	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	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	测温 抵抗体	1	
	使用済燃料プール温度 (SA)	*1 0 ~ 120℃	66℃	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	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	イオン チェンバ	1 *24	㉖
			- *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	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	赤外線 カメラ	1 *24	

*1: 分類のうち, 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータとして使用する。 *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压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) からの高さ

*12: 基準点は通常運転水位 EL. 3, 030mm (サブレーション・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 箇所ずつ設置

*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, 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, 位置的分散を図ることとしており, 電源についての資料 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, 常設代替注水系ポンプ吐出圧力及びドライウエ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 58-10 に整理している。

*24: 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3.15-17表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/15)

【推定ケース】

- ケース1 : 同一物理量 (温度, 圧力, 水位, 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 : 水位を注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 : 流量を注水源の水位変化を監視することにより推定する。
- ケース4 : 除熱状態を温度, 圧力等の傾向監視により推定する。
- 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 : **格納容器内の水位**をドライウエル圧力とサブレッション・チェンバ圧力の差圧より推定する。
- ケース8 : 未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定する。
- ケース9 : あらかじめ評価したパラメータの相関関係により酸素濃度を推定する。
- ケース10 : 装置の作動状況 (差温度) により水素濃度を推定する。
- 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へいが確保されていることを推定する。

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	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 ② 原子炉圧力 (SA) ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA 広帯域) ② 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 残留熱除去系熱交換器入口温度	① 原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合, 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には, 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。	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, 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には, 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。
			ケース6	
			ケース1	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3.15-17表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/15)

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 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA 広帯域) ③原子炉水位 (SA 燃料域) ③原子炉圧力容器温度	ケース 1 ケース 6	①原子炉圧力の 1 チャンネルが故障した場合、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には、原子炉圧力 (SA) 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。
	原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA 広帯域) ③原子炉水位 (SA 燃料域) ③原子炉圧力容器温度	ケース 1 ケース 6	①原子炉圧力 (SA) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合には、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3.15-17表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/15)

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ヤンネル ② 原子炉水位 (SA 広帯域) ② 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 高圧代替注水系統流量 ③ 低圧代替注水系統流量 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 高圧炉心スプレイ系系統流量 ③ 残留熱除去系系統流量 ③ 低圧炉心スプレイ系系統流量	ケース 1 ケース 2	① 原子炉水位 (広帯域・燃料域) の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定する。 ② 原子炉水位 (広帯域・燃料域) の監視が不可能となった場合には、原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域) により推定する。 ③ 高圧代替注水系統流量, 低圧代替注水系統流量, 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。 推定は, 主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。
	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 高圧代替注水系統流量 ② 低圧代替注水系統流量 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 高圧炉心スプレイ系系統流量 ② 残留熱除去系系統流量 ② 低圧炉心スプレイ系系統流量	ケース 1 ケース 2	① 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域) の監視が不可能となった場合には, 原子炉水位 (広帯域・燃料域) により推定する。 ② 高圧代替注水系統流量, 低圧代替注水系統流量, 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。 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・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3.15-17表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/15)

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・プールの水位 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には、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、環境悪化の影響を受けること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 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には、水源である代替淡水貯槽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、環境悪化の影響を受けること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サブプレッション・プールの水位 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には、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代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブプレッション・プール水位を優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①サブプレッション・プールの水位 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には、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、環境悪化の影響を受けることが小さいサブプレッション・プール水位を優先する。
	高圧炉心スプレレイ系系統流量	①サブプレッション・プールの水位 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高圧炉心スプレレイ系系統流量の監視が不可能となった場合には、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レイ系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けること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3.15-17表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/15)

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)	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)	ケース1 ケース3	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には、水源であるサブレーション・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)	ケース3	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には、水源であるサブレーション・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、環境悪化の影響を受けることが小さいサブレーション・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 ② サプレッション・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には、水源である代替淡水貯槽水位の変化により注水量を推定する。 ② 注水先のサブレーション・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、環境悪化の影響を受けること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 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には、水源である代替淡水貯槽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、環境悪化の影響を受けることが小さい代替淡水貯槽水位を優先する。

*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3.15-17表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/15)

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	ドライウエル雰囲気気温度	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気温度の監視が不可能となった場合には、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①と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。
		②ドライウエル圧力	ケース6	
		③サブプレッション・チェンバ圧力		
	サブプレッション・チェンバ雰囲気気温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①サブプレッション・チェンバ雰囲気気温度の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・チェンバ雰囲気気温度の監視が不可能となった場合には、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。
		②サブプレッション・プール水温度	ケース6	
		③サブプレッション・チェンバ圧力		
	サブプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 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には、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。 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・プール水温度を推定する。
		②サブプレッション・チェンバ雰囲気気温度	ケース6	
		③サブプレッション・チェンバ圧力		
	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	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 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。

*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3.15-17表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/15)

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には、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 (常用計器) 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	①サブプレッション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合には、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ブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ圧力を推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力 (常用計器) 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3.15-17表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/15)

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	サブレーション・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 ③ドラウイェル圧力 ③サブレーション・チェンバ圧力 ④ [サブレーション・プール水位] *2	ケース2 ケース7 ケース1	①サブレーション・プール水位の監視が不可能となった場合には、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、サブレーション・プール水位を推定する。 ②水源である代替淡水貯槽水位の変化により、サブレーション・プール水位を推定する。 ③サブレーション・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レーション・プール水位へ移行する場合を想定しており、サブレーション・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、推定した値からペント実施判断基準であるサブレーション・プール通常水位+6.5m (ペントライン下端から-1.64m) の到達確認をもって、ペントを実施する。 ③ドラウイェル圧力とサブレーション・チェンバ圧力の差圧によりサブレーション・プール水位を推定する。 ④監視可能であればサブレーション・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、注水先に近い低圧代替注水系格納容器スプレイ流量を優先する。
	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	ケース1 ケース2 ケース2	①格納容器下部水位の1チャネルが故障した場合は、他チャ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には、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の変化により、格納容器下部水位を推定する。推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	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ドラウイェル圧力 ①サブレーション・チェンバ圧力 ② [格納容器内水素濃度] *2	ケース9 ケース1	①格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合には、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ドラウイェル圧力又はサブレーション・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 (常用計器) により、水素濃度を推定する。 推定は、重要代替計器を優先する。
	原子炉格納容器内の水素濃度			

*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3.15-17表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/15)

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には、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には、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。
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	ケース1 ケース8	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には、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	ケース1 ケース8	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には、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	ケース8	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には、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。

*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 3. 15-17 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/15)

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	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	ケース 1 ケース 4	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チャネルが故障した場合は, 他チャ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, 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には, 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には, フィルタ容器内は飽和状態であるため, スクラビング水温からフィルタ装置圧力を推定する。
	<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 4	フィルタ装置スクラビング水温の監視が不可能となった場合には, 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には, 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) の他チャネルを優先する。
	<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 (サブプレッション・プール水温度) の他チャネル ②ド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 4	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には, 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エットウエルのベントに使用した方を優先する。 ①主要パラメータのうち, サプレッション・プール水温度の1チャネルが故障した場合は, 他チャネルにより推定する。 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には, 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 (サブプレッション・プール水温度) の他チャネルを優先する。

*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 3.15-17 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/15)

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
格納容器バイパスの監視	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 (SA)	① 主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 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	ケース 1 ケース 5	① 主要パラメータのうち, 原子炉水位 (広帯域・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域), 原子炉圧力, 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・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合には, 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・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 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。
	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	ケース 1 ケース 5	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には, 原子炉水位 (広帯域・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA), 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。
	[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	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には, 原子炉水位 (広帯域・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・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, 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 3. 15-17 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/15)

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	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 高圧炉心スプレイス系統流量 ① 残留熱除去系系統流量 ① 低圧炉心スプレイス系統流量 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 高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力 ② 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ② 低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力 ③ [サブプレッション・プール水位] *2	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には、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、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス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、高圧炉心スプレイスポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイス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、ECS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。 ③ 監視可能であればサブプレッション・プール水位（常用計器）により、水位を推定する。 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ス流量 ① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ② 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には、代替淡水貯槽水位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 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 3. 15-17 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/15)

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には、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 / 出口の差温度から水素濃度を推定) 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 10	
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)	ケース 9	① 格納容器内酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合には、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 ドライウエー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 (常用計器) により、酸素濃度を推定する。 推定は、重要代替器を優先する。
		① 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)		
		① ドライウエール圧力		
		① サプレッション・チェンバ圧力	ケース 1	
		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 3. 15-17 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/15)

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 (SA 広域)	①使用済燃料プール温度 (SA) 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 (SA 広域) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール温度 (SA) 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、温度の場合と同じ仕様である使用済燃料プール温度 (SA) 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 (SA)	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 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 (SA) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール水位・温度 (SA 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 (SA 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 (SA 広域) ②使用済燃料プール温度 (SA) 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には、使用済燃料プール水位・温度 (SA 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 (SA) 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 (SA 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 (SA 広域) ①使用済燃料プール温度 (SA) 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使用済燃料プールの監視が不可能となった場合には、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) 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。