

1.15 事故時の計装に関する手順等

2018年3月9日
日本原子力発電株式会社

< 目 次 >

1.15.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

- a. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備
- b. 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値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備
- c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の対応手段及び設備
- d. 重大事故等時のパラメータを記録する対応手段及び設備
- e. 手 順 等

1.15.2 重大事故等時の手順

1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

(1) 計器故障時の手順

- a. 他チャンネルによる計測
- b. 代替パラメータによる推定
- c. 重大事故等時の対応手段の選択

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順

- a. 代替パラメータによる推定
- b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

c. 重大事故等時の対応手段の選択

1.15.2.2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

- a. 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の給電
- b. 可搬型代替直流電源設備からの給電
- c. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視
- d. 重大事故等時の対応手段の選択

1.15.2.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

1.15.2.4 その他の手順項目にて考慮する手順

- 添付資料 1.15.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.15.2 重大事故等の対処に必要なパラメータの選定
- 添付資料 1.15.3 重大事故等対処に係る監視事項
- 添付資料 1.15.4 重大事故等対策の成立性
- 添付資料 1.15.5 可搬型計測器の必要個数整理
- 添付資料 1.15.6 代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の影響について
- 添付資料 1.15.7 自主対策設備仕様
- 添付資料 1.15.8 計装設備の全体像について
- 添付資料 1.15.9 手順リンク先について
- 添付資料 1.15.10 重要計器及び重要代替計器の系統概要図
- 添付資料 1.15.11 主要パラメータと代替パラメータの相関関係による推定について（具体例）
- 添付資料 1.15.12 原子炉水位不明時の対応について
- 添付資料 1.15.13 R P V破損判断について

1.15 事故時の計装に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、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するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「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も当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」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手順等をいう。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化すること。（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を推定すること。
 - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。

- ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。
- iii) 推定するために必要なパラメータについて、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。
- d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。

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、計器の故障（検出器の測定値不良、ケーブルの断線等）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について説明する。

1.15.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等時において、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を実施するため、発電用原子炉施設の状態を把握することが重要である。

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として、技術的能力に係る審査基準（以下「審査基準」という。）1.1～1.15の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータを抽出する。

抽出されたパラメータ（以下「抽出パラメータ」という。）のうち、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直接監視するパラメータ^{※1}（以下「主要パラメータ」という。）及び主要パラメータを計測するための重大事故等対処設備を選定する（第1.15-1図）。

※1 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、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、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保、原子炉建屋内の水素濃度、原子炉格納容器内の酸素濃度、使用済燃料プールの監視

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（以下「補助パラメータ」という。）に分類し、第 1.15-4 表に整理する。また、補助パラメータのうち、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。

なお、重大事故等対処設備の運転・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」第四十三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」第四十三条第一項二）にて、適合性を整理する。

また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合及び計器電源喪失により、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（以下「代替パラメータ」という。）を用いて推定する対応手段及びその他想定する故障に対応する対応手段を整備し、重大事故等対処設備を選定する（以下「機能喪失原因対策分析」という。）。機能喪失原因対策分析の結果を第 1.15-2 図に示す。

さらに、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パラメータの記録手順及びそのために必要となる重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{*2}を選定する。

※2 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により，審査基準だけでなく，「設置許可基準規則」第五十八条及び「技術基準規則」第七十三条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料 1.15.1，1.15.7）

抽出パラメータは，審査基準 1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いる **全ての** パラメータより抽出する。

（添付資料 1.15.3）

なお，審査基準 1.16～1.19 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータについては，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の **直接的な** 手順ではないため，各々の手順において整理する。

主要パラメータは，以下のとおり分類する。

- ・重要監視パラメータ

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（少なくとも 1 つ以上保有）により計測するパラメータをいう。

- ・有効監視パラメータ

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

代替パラメータは，以下のとおり分類する。

- ・重要代替監視パラメータ

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（少なくとも 1 つ以上保有）により計測するパラメータをいう。

- ・常用代替監視パラメータ

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。

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

主要パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要計器

重要監視パラメータを計測する計器のうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備として位置付ける計器をいう。

- ・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位置付ける計器をいう。

- ・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。

重要計器及び重要代替計器の系統概要図を第 1.15-3 図に示す。

(添付資料 1.15.10)

以上の分類により抽出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第 1.15-2 表に示す。あわせて、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能力を明確化するために、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び電源設備からの給電元についても第 1.15-2 表に整理する。

有効監視パラメータを計測する常用計器及び常用代替監視パラメータを計測する常用代替計器の計測範囲、個数及び電源並びに代替パラメータを計測する重要代替計器を第 1.15-5 表に示す。

整理した結果を踏まえ、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

るパラメータの値が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を整備する。

重大事故等の対処に必要なパラメータを計測又は監視し、記録する手順等を整備する。

なお、主要パラメータが重大事故等対処設備で計測できず、かつその代替パラメータも重大事故等対処設備で計測できない場合は、重大事故等時に**発電用**原子炉施設の状態を把握するため、主要パラメータを計測する計器の1つを重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。

(添付資料 1.15.2)

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合を想定する。また、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失による計器電源の喪失を想定する。

監視機能及び計器電源の喪失原因と対応手段の検討及び審査基準、基準規則要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備と自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失の想定、重大事故等対処設備、自主対策設備及び整備する手順についての関係を第 1.15-1 表に示す。

a. パラメータを計測する計器の故障時に**発電用**原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に主要パラメータを計測する計器が故障又は計器の故障が疑われる場合、発電用原子炉施設の状態を把握するため、多重化された計器の他チャンネル^{※3}の計器により計測する手段及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する手段がある。なお、主要パラメータのうち、重要監視パラメータ及び有効監視パラメータを計測する計器が故障した場合に使用する重要代替監視パラメータを第 1.15-3 表に示す。

※3 チャンネル：単一故障を想定しても、パラメータの監視機能が喪失しないように、1つのパラメータを測定原理が同じである複数の計器で監視しており、多重化された監視機能のうち、検出器から指示部までの最小単位をチャンネルと呼ぶ。

他チャンネルによる計測に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 主要パラメータの他チャンネルの重要計器
- ・ 主要パラメータの他チャンネルの常用計器

代替パラメータを計測する設備は以下のとおり。

- ・ 重要代替計器
- ・ 常用代替計器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した主要パラメー

タを計測する計器の故障時に、発電用原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、当該パラメータの他チャンネルの重要計器は、重大事故等対処設備として位置付ける。

代替パラメータによる推定に使用する設備のうち、重要代替計器は、重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1.15.1)

以上の重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・主要パラメータの他チャンネルの常用計器及び常用代替計器

耐震性又は耐環境性はないが、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ことから、重要計器及び重要代替計器を計測する代替手段として有効である。

- b. 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を

把握するための対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲（把握能力）を超えた場合は、**発電用**原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータにより推定する手段及び可搬型の計測器（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。））により計測する手段がある。

代替パラメータによる推定に使用する設備は以下のとおり。

- ・重要代替計器
- ・常用代替計器

可搬型の計測器による計測に使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した主要パラメータの値が計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合に、**発電用**原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、重要代替計器及び可搬型計測器は、重大事故等対処設備として位置**付け**る。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅され

ている。

(添付資料 1.15.1)

以上の重大事故等対処設備により，当該パラメータを把握することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・ 常用代替計器

耐震性又は耐環境性はないが，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ことから，重要代替計器を計測する代替手段として有効である。

c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の対応手段及び設備

(a) 対応手段

監視する計器に供給する電源（以下「計器電源」という。）が喪失するおそれがある場合に，代替電源（交流，直流）として常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から給電し，当該パラメータの計器により計測又は監視する手段がある。

また，計器電源が喪失した場合に，電源（乾電池）を内蔵した可搬型計測器を用いて計測又は監視する手段がある。計器の電源構成図を第 1.15-5 図に示す。

代替電源（交流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替高圧電源装置
- ・ 可搬型代替低圧電源車

代替電源（直流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替低圧電源車
- ・ 可搬型整流器

可搬型の計測器による計測又は監視に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した常設代替高圧電源装置，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器並びに可搬型計測器は，重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1.15.1)

以上の重大事故等対処設備により，主要パラメータを把握することができる。

d. 重大事故等時のパラメータを記録する対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等時において、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を計測又は監視及び記録する手段がある。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視及び記録する設備は以下のとおり。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、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データ表示装置により構成される。

- ・データ表示装置

また、重大事故等時に有効監視パラメータ及び常用代替監視パラメータが使用できる場合は、パラメータを記録する手段がある。

有効監視パラメータ及び常用代替監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計算機

- ・放射線管理計算機

- ・記録計

なお、その他の記録として運転日誌、警報状態及びプラントトリップ状態を記録する手段がある。

その他のパラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計算機

重要監視パラメータは、原則、安全パラメータ表示システム（SPDS）へ記録するが、可搬型計測器によるパラメータの測定の値、複数の計測結果を使用し計算により推定するパラメータの値は、記録用紙に記録する手順を整備する。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備である安全パラメータ表示システム（SPDS）は、重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料 1.15.1）

以上の重大事故等対処設備により、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パラメータを計測又は監視及び記録することができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・プロセス計算機
- ・放射線管理計算機

・記録計

耐震性を有していないが、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要な有効監視パラメータ及び常用代替監視パラメータの記録が可能なことから、安全パラメータ表示システム（SPDS）の代替手段として有効である。

e. 手順等

上記の「a. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備」、「b. 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値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備」、「c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の対応手段及び設備」及び「d. 重大事故等時のパラメータを記録する対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員等^{※4}、重大事故等対応要員及び災害対策要員の対応として「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」、「非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）」、「AM設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.15-1表）。

※4 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

1.15.2 重大事故等時の手順

1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

(1) 計器故障時の手順

主要パラメータを計測する計器が、故障により計測することが困難となった場合又は計器の故障が疑われる場合^{※1}、当該パラメータを推定する手段を整備する。なお、代替パラメータによる主要パラメータの推定方法を第 1.15-3 表に示す。

※1 主要パラメータを計測する計器（重要計器）の指示値に、以下のような変化があった場合

- ・通常時や事故時に想定される値から、大きな変動がある場合

- ・複数ある計器については、それぞれの指示値の差が大きい場合

- ・計器信号の喪失に伴い、指示値が計測範囲外にある場合

- ・計器電源の喪失に伴い、指示値の表示が消滅した場合

a. 他チャンネルによる計測

主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、チャンネル故障により計測することが困難となった場合に、主要パラメータの他チャンネルの重要計器による計測を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

主要パラメータを計測する多重化された重要計器のチャンネル故障が発生した場合。

(b) 操作手順

主要パラメータの他チャンネルの重要計器による計測手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に主要パラメータの他チャンネルの重要計器による計測を指示する。
- ② 運転員等は，主要パラメータの他チャンネルの重要計器の指示値を読み取る。
- ③ 運転員等は，読み取った指示値が計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことを確認する。
- ④ 運転員等は，読み取った指示値を発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の計測は，中央制御室運転員等 1 名で対応が可能である。また，計測手順を整備するため，速やかに対応できる。

b. 代替パラメータによる推定

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又は計器の故障が疑われる場合は，代替パラメータである重要代替計器又は常用代替計器による推定を行う。

計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ，関連するパラメータを複数確認し，得られた情報の中から有効な情報を評価することで，発電用原子炉施設の

状態を把握する。

推定に当たっては、推定に使用する計器が複数ある場合、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類及び使用環境条件を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。

(a) 手順着手の判断基準

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又は計器の故障が疑われる場合。

(b) 操作手順

主要パラメータの重要代替計器又は常用代替計器による推定手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に主要パラメータの重要代替計器による計測を指示する。
- ② 運転員等は、主要パラメータの重要代替計器の指示値を読み取る。
- ③ 運転員等は、読み取った指示値を発電長へ報告する。
- ④ 発電長は、指示値が計測範囲外又はプラント状況により **あらかじめ** 推定される値との間に大きな差異がある場合は、常用代替計器の確認を運転員等に指示する。
- ⑤ 発電長は、 **本部長代理** へ重要代替計器の指示値から主要パラメータの推定を依頼する。
- ⑥ **本部長代理** は、重大事故等対応要員に重要代替計器の値から主要パラメータの推定を指示する。

⑦重大事故等対応要員は、主要パラメータの推定結果を本部長代理へ報告する。

⑧本部長代理は、発電長に主要パラメータの推定結果を報告する。

(c) 操作の成立性

上記の推定は、中央制御室運転員等 1 名で対応が可能である。また、推定手順を整備するため、速やかに対応できる。

具体的な推定方法については、第 1.15-3 表に整理する。なお、代替パラメータによる主要パラメータの推定ケースは以下のとおり。

- ・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
- ・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
- ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定するケース
- ・除熱状態を温度，圧力，流量等の傾向監視により推定するケース
- ・原子炉压力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（S/C）の差圧により原子炉压力容器の満水状態を推定するケース
- ・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
- ・水素燃焼するおそれのある状態であるかを推定するケース

- ・原子炉格納容器内の水位をドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により推定するケース
- ・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
- ・装置の作動状況により水素濃度を推定するケース
- ・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定するケース
- ・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定する。
- ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力より推定する。
- ・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の監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定するケース
- ・デブリの冠水状態を温度により推定するケース

（添付資料 1.15.6）

また、推定に当たっては、以下に示す事項及び計測される値の不確かさを考慮する。

- ・基準配管に水を満たした構造の計器で計測するパラメータについては、急激な原子炉減圧等により基準配管の水が蒸発し、不確かな指示を示すことがある。そのような状態が想定される場合は、関連するパラメータを複数確認し、パラメータを推定する。なお、原子炉水位及び原子炉圧力を

除き、基準配管の水位変動に起因する不確かさを考慮する必要はない。

- ・ 自主対策設備である常用代替計器が監視機能を維持している場合、重大事故等の対処に有効な情報を得ることができる。ただし、常用代替計器で計測されるパラメータの値は、環境条件や不確かさを考慮し、重要計器又は重要代替計器で測定されるパラメータの値との差異を評価し、信頼性を考慮した上で使用する。
- ・ 重大事故等時に最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、炉心損傷及び原子炉圧力容器が破損した状況であるため、原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線量率等が厳しい環境下においても、その監視機能を維持できる重要代替計器を優先して使用する。また、重大事故等時と校正時の状態変化による影響を考慮する。
- ・ 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、水が飽和状態で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象進展状況を踏まえ、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。
- ・ 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。

c. 重大事故等時の対応手段の選択

主要パラメータを計測する計器が故障した場合の、対応手段の優先順位を以下に示す。

主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合に、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、他チャンネルの重要計器により主要パラメータを計測する。

他チャンネルの重要計器の故障により、計測することが困難となった場合は、他チャンネルの常用計器により主要パラメータを計測する。

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又は計器の故障が疑われる場合は、第 1.15-3 表にて定める優先順位にて重要代替計器を優先し、次に常用代替計器により代替パラメータを計測し、主要パラメータを推定する。

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順

計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合に、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代替パラメータにより推定する。また、推定するために必要な代替パラメータについては、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、第 1.15-3 表に優先順位を定める。

これらのパラメータのうち、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り、その他のパラメータは計測範囲を超えない。なお、これらのパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には、可搬型計測器により計測することも可能である。可搬型計測器により計測可能な計器について第 1.15-2 表、第 1.15-6 表に示す。

(添付資料 1.15.5)

- ・ 原子炉圧力容器内の温度

原子炉圧力容器内の温度を計測する原子炉圧力容器温度の計測範囲は、0～500℃である。

重大事故等時において原子炉の冷却機能が喪失し、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以下になった場合、原子炉圧力容器温度は計測範囲を超える場合がある。その場合、重大事故等時における炉心損傷の判断基準は 300℃以上であり、また、損傷炉心の冷却失敗判断及び原子炉圧力容器破損の徴候検知は原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達した場合であり、計測範囲内で判断可能である。

なお、原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。

- ・ 原子炉圧力容器内の圧力

原子炉圧力容器内の圧力を計測する原子炉圧力及び原子炉圧力（S A）の計測範囲は、0～10.5MPa [gage] である。原子炉圧力容器の最高使用圧力（8.62MPa [gage]）の 1.2 倍（10.34MPa [gage]）を監視可能であり、重大事故等時において

て原子炉圧力容器内の圧力は、計器の計測範囲内で計測が可能である。

- ・原子炉圧力容器内の水位

原子炉圧力容器内の水位を計測する原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（S A 広帯域）の計測範囲は、蒸気乾燥器スカート下端を基準に $-3,800\text{ mm} \sim 1,500\text{ mm}$ である。また、原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A 燃料域）の計測範囲については、燃料有効長頂部を基準に $-3,800\text{ mm} \sim 1,300\text{ mm}$ である。

炉心の冷却状態を把握する上で、原子炉水位制御範囲レベル 3～8（蒸気乾燥器スカート下端を基準に $300 \sim 1,400\text{ mm}$ ）及び燃料有効長底部まで監視可能であり、原子炉圧力容器内の水位は、計器の計測範囲内で計測が可能である。

重大事故等時において原子炉の冷却機能が喪失し、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以下になった場合、原子炉水位は計測範囲を超える場合がある。その場合、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から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定することが可能である。

また、発電用原子炉の満水確認は、原子炉圧力又は原子炉圧力（S A）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧により、

原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以上であることは原子炉圧力容器温度により監視可能である。

原子炉冷却材喪失（大破断 L O C A）又は炉心損傷後において原子炉水位不明と判断した場合は、事象進展に応じ、原子炉水位 L 0 までの水位回復判断を原子炉注水流量と必要注水時間により、また、損傷炉心の冷却維持判断を崩壊熱相当以上の原子炉注水流量により、さらに、損傷炉心の冷却失敗判断に原子炉圧力容器温度（下鏡部）を用いて、原子炉水位を推定する。

（添付資料 1.15.12）

・原子炉圧力容器への注水量

原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータは、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、高压炉心スプレー系系統流量、残留熱除去系系統流量、低压炉心スプレー系系統流量である。

高压代替注水系系統流量の計測範囲は、0～50L/s としており、計測対象である常設高压代替注水系ポンプの最大流量は 38L/s であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低压代替注水系（常設）による低压代替注水系原子炉注水流量の計測範囲は、0～500m³/h（狭帯域は 0～80m³/h）としており、計測対象である低压代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時の最大流量は 378m³/h（狭帯域は

75m³/h) であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧代替注水系（可搬型）による低圧代替注水系原子炉注水流量の計測範囲は、0～300m³/h（狭帯域は 0～80m³/h）としており、計測対象である低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水時の最大流量は 110m³/h（狭帯域は 75m³/h）であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

代替循環冷却系原子炉注水流量の計測範囲は、0～150m³/h としており、計測対象である代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時の最大流量は 100m³/h であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

原子炉隔離時冷却系系統流量の計測範囲は、0～50L/s としており、計測対象である原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量は 40L/s であるため、計器の計測範囲での流量測定が可能である。

高圧炉心スプレイ系系統流量の計測範囲は、0～500L/s としており、計測対象である高圧炉心スプレイ系ポンプの最大流量は 438L/s であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

残留熱除去系系統流量の計測範囲は、0～600L/s としており、計測対象である残留熱除去系ポンプの最大流量は 470L/s であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧炉心スプレイ系系統流量の計測範囲は、0～600L/s としており、計測対象である低圧炉心スプレイ系ポンプの最大

流量は 456L/s であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

- ・原子炉格納容器への注水量

原子炉格納容器の注水量を監視するパラメータは、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である。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の計測範囲は、0～500m³/h としており、計測対象である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ時における最大流量は 300m³/h であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の計測範囲は、0～500m³/h としており、計測対象である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ時における最大流量は 130m³/h であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

格納容器下部注水系（常設又は可搬型）による低圧代替注水系格納容器下部注水流量の計測範囲は、0～200m³/h としており、計測対象である格納容器下部注水系（常設又は可搬型）による格納容器下部注水時における最大流量は 80m³/h であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

a. 代替パラメータによる推定

重大事故等時において，原子炉圧力容器内の水位が計器の計測範囲を超えた場合に，重要代替計器を用いた代替パラメータによる推定を行う。また，原子炉水位不明と判断した場合は，あらかじめ設定した判断パラメータにより推定を行う。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時に，原子炉圧力容器内の水位が計器の計測範囲を超えて，指示値が確認できない場合。また，原子炉水位不明と判断した場合。

(b) 操作手順

原子炉圧力容器内の水位が計器の計測範囲を超えた場合の推定手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に主要パラメータの重要代替計器による計測を指示する。
- ② 運転員等は，非常用炉心冷却系等のうち，機器動作状態にある重要代替計器の流量計から指示値を読み取る。
- ③ 運転員等は，読み取った指示値を発電長に報告する。
- ④ 発電長は，本部長代理へ重要代替計器の指示値から主要パラメータの推定を依頼する。
- ⑤ 本部長代理は，重大事故等対応要員に重要代替計器の値から主要パラメータの推定を指示する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は，主要パラメータの推定結果を本部長代理へ報告する。

⑦本部長代理は、発電長に主要パラメータの推定結果を報告する。

原子炉水位不明と判断した場合の推定手順の概要は以下のとおり。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に事象進展に応じて設定した、判断パラメータによる計測を指示する。

②運転員等は、あらかじめ設定した判断パラメータの指示値を読み取る。

③運転員等は、読み取った指示値を発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の推定は、中央制御室運転員等1名で対応が可能である。また、推定手順を整備するため、速やかに対応できる。

b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

重大事故等時において、原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合で、重要代替計器の故障等により代替パラメータによる推定が困難となった場合に、重要監視パラメータ又は重要代替監視パラメータの可搬型計測器による計測を行う手順を整備する。あわせて、可搬型計測器によるパラメータの監視においては、計測範囲、測定場所を明確にするとともに、換算表等を定めた手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時に、原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定が困難となった場合。

(b) 操作手順

可搬型計測器による計測手順の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第 1.15-6 図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、本部長代理に可搬型計測器によるパラメータの計測を依頼する。
- ② 本部長代理は、重大事故等対応要員に可搬型計測器による計測開始を指示する。
- ③ 重大事故等対応要員は、必要な資機材を携帯し、中央制御室まで移動する。移動後、中央制御室保管の可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し、残量が少ない場合は予備の乾電池と交換する。
- ④ 重大事故等対応要員は、可搬型計測器を手順に定められた端子台に接続し、測定を開始する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型計測器に表示された計測値を読み取り、換算表等を用いて工学値に換算し、換算結果を記録用紙に記録する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、計測結果を発電長に報告する。その後、本部長代理へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作対応は1測定点当たり、重大事故等対応要員2名にて実施し、作業開始を判断してから計測するまでの所要時間は63分以内と想定する。

重大事故等対応要員が中央制御室までの移動に要する時間を53分とし、可搬型計測器1測定点当たり10分としている。2測定点以降、連続で接続する場合は10分追加時間となる。

円滑に作業ができるように、アクセスルートを確保するとともに、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料 1.15.4）

c. 重大事故等時の対応手段の選択

原子炉压力容器内の温度及び水位が計器の計測範囲を超えて、監視機能が喪失した場合の対応手段の優先順位を以下に示す。

原子炉压力容器内の温度を監視するパラメータである原子炉压力容器温度が計器の計測範囲を超えた場合は、他チャンネルにより、原子炉压力容器内の温度を計測する。他チャンネルも同様に計測範囲を超えた場合は、代替パラメータにより推定する。

原子炉压力容器温度が計器の計測範囲を超えた場合で、かつ代替パラメータにより推定できない場合は、可搬型計測器により原子炉压力容器温度を計測する。なお、可搬型計測器による計測においては、原子炉压力容器破損の徴候検知及び損傷炉心の冷却失敗を判断する原子炉压力容器温度（下鏡部）を優先する。

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器の計測範囲を超えた場合は、**非常用炉心冷却系等**のうち、機器動作状態にある重要代替計器の流量計から、原子炉水位を推定する。

原子炉水位不明時は、原子炉圧力容器内が満水状態であることを、原子炉圧力又は原子炉圧力（S A）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧により推定する。また、事象進展に応じた判断パラメータにより、原子炉水位を推定する。

1.15.2.2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

全交流動力電源喪失又は直流電源喪失により計器電源が**喪失するおそれがある場合**に、代替電源（交流，直流）から計器へ給電する。さらに、計器電源が喪失した場合に、可搬型計測器により、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

a. 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の給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車からの給電に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

b. 可搬型代替直流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生し、直流電源が枯渇するおそれが

ある場合に、可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器からの給電に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

c. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

代替電源（交流，直流）からの給電が困難となり，計器電源が喪失し，中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち，手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器で計測又は監視を行う手順を整備する。

可搬型計測器による計測対象の選定を行う際，同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は，いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。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。

なお，可搬型計測器により計測可能なパラメータについて第1.15-2表，第1.15-6表に示す。

(添付資料 1.15.5)

(a) 手順着手の判断基準

計器電源が喪失するおそれがあり，中央制御室でのパラメータ監視が困難となる場合。

(b) 操作手順

「1.15.2.1(2) b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」と同様。

(c) 操作の成立性

「1.15.2.1(2) b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」と同様。

d. 重大事故等時の対応手段の選択

全交流動力電源喪失又は直流電源喪失により計器電源が喪失した場合に、計器に給電する対応手段の優先順位を以下に示す。

全交流動力電源喪失が発生した場合は、代替電源（交流）の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計測可能な計器に給電する。なお、常設代替交流電源設備を優先して給電する。

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の給電が困難となった場合で、直流電源が枯渇するおそれがある場合は、代替電源（直流）の可搬型代替直流電源設備から計器に給電する。

代替電源（交流，直流）からの給電が困難となった場合は、可搬型計測器により重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

1.15.2.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により、計測結果を記録する。安全パラメータ表示システム（SPDS）に記録されたパラメータの計測結果を、記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。

ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。

主要パラメータのうち記録可能なパラメータについて、自主対策設備であるプロセス計算機、放射線管理計算機及び記録計により計測結果、警報等を記録する。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果並びに有効監視パラメータ及び常用代替監視パラメータのうち記録可能なパラメータの計測結果の記録について整理し、第 1.15-6 表に示す。

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合。

(2) 操作手順

重大事故等が発生し、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を記録する手順の概要は以下のとおり。

a. 安全パラメータ表示システム（SPDS）による記録

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、非常用所内電源である非常用ディーゼル発電機又は代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電可能で、2週間分（1分周期）の記録容量を持っている。重大事故等時のパラメータの値を継続して確認できるよう、記録された計測結果が記録容量を超える前に定期的にメディア（記

録媒体) に保存する手順の概要は以下のとおり。系統概要図を第 1.15-4 図に示す。

- ① 災害対策要員は、安全パラメータ表示システム (SPDS) に記録されたパラメータの計測結果を、緊急時対策支援システム伝送装置の記録容量を超える前に、緊急時対策所建屋内で定期的にメディア (記録媒体) に保存し、保管する。
- ② 災害対策要員は、メディア (記憶媒体) に保存したのにあわせ、パラメータの計測結果を緊急時対策所で印刷し、記録を保存する。

b. 代替パラメータの記録

重大事故等対応要員は、「1.15.2.1(1) b. 代替パラメータによる推定」又は「1.15.2.2(1) a. 代替パラメータによる推定」で得られた複数の代替パラメータの計測結果を使用し計算により推定したパラメータの値を記録用紙に記録する。

c. 可搬型計測器の記録

重大事故等対応要員は、「1.15.2.1(2) b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」又は「1.15.2.2(1) d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」で得られた可搬型計測器で計測されたパラメータの値を記録用紙に記録する。

d. プロセス計算機の記録

(a) 運転記録

プロセス計算機が稼動状態にあれば、定められたプロセス

の計測結果を定時ごとに自動で記録し，中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

(b) 警報記録

プロセス計算機が稼働状態にあれば，プロセス値の異常な状態による中央制御盤の警報発生時，警報の状態を記録し，中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

また，プラントの過渡変化による重要警報のファーストヒット警報発生時，その発生順序(シーケンス)，トリップ状態，工学的安全施設作動信号及び工学的安全施設の作動状況を記録し，中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

(c) 事故時データ収集記録

プロセス計算機が稼働状態にあれば，事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため，定められたプロセス値のデータを自動で収集，記録し，運転員等は，中央制御室にて事象発生後に手動で帳票印刷する。

e. 放射線管理計算機による記録

放射線管理計算機が稼働状態であれば，定められたプロセスの計測結果を任意で記録し，緊急時対策所にて手動で帳票印刷する。

f. 記録計による記録

記録計が稼働状態であれば，定められたプロセスの計測結果を自動で記録し，中央制御室にてチャート用紙に印字する。

(3) 操作の成立性

安全パラメータ表示システム（SPDS）による記録は、緊急時対策支援システム伝送装置の記録容量（2週間分）を超える前に、緊急時対策所にて災害対策要員 2 名で行う。室内での端末操作であるため、対応が可能である。

代替パラメータ及び可搬型計測器の記録は、中央制御室での記録用紙への記録であり、重大事故等対応要員 2 名にて対応が可能である。

プロセス計算機、放射線管理計算機及び記録計による記録は、自動で帳票印刷されるため、中央制御室にて運転員等 1 名、災害対策要員 1 名で対応が可能である。

1.15.2.4 その他の手順項目にて考慮する手順

審査基準 1.9, 1.10, 1.11, 1.14, 1.18 については、各審査基準において要求事項があるため、以下のとおり各々の手順において整備する。

原子炉格納容器内の水素濃度監視に関する手順は「1.9 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手順等」にて整備する。

原子炉建屋内の水素濃度監視に関する手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

使用済燃料プールの監視に関する手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

全交流動力電源喪失及び直流電源喪失時の代替電源確保に関す

る手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

安全パラメータ表示システム（SPDS）に関する手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

第 1.15-1 表 事故時に必要な計装に関する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/2)

分類	機能喪失を想定する 対応設備※ ¹	対応 手段	対応設備		整備する手順書※ ²
監視機能喪失時	計器故障時	他チャンネルによる計測	重大事故等 対応設備	主要パラメータの他チャンネルの重要計器※ ³	A M 設備別操作 手順書 重大事故等対策 要領
		他チャンネルによる計測	自主対策 設備	主要パラメータの他チャンネルの常用計器※ ³	
		代替パラメータによる推定	重大事故等 対応設備	重要代替計器	A M 設備別操作 手順書 重大事故等対策 要領
		代替パラメータによる推定	自主対策 設備	常用代替計器	
	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	重大事故等 対応設備	重要代替計器	A M 設備別操作 手順書 重大事故等対策 要領
		代替パラメータによる推定	自主対策 設備	常用代替計器	
		可搬型計測器による計測 又は監視	重大事故等 対応設備	可搬型計測器	
	計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	常設代替交流電源設備 又は可搬型代替交流電源設備 からの給電	重大事故等 対応設備	常設代替交流電源設備※ ⁴ ・常設代替高压電源装置
可搬型代替交流電源設備※ ⁴ ・可搬型代替低压電源車					
可搬型代替直流電源設備 からの給電			可搬型代替直流電源設備※ ⁴ ・可搬型代替低压電源車 ・可搬型整流器		
可搬型計測器による計測 又は監視			可搬型計測器		

対応手段，対応設備，手順書一覧 (2/2)

分類	機能喪失を想定する 対処設備※1	対応 手段	対応設備		整備する手順書※2
—	—	重大事故等時の パラメータ記録	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，SPD Sデータ表示装置)	重大事故等 対処設備	重大事故等対策 要領
		重大事故等時の パラメータ記録	プロセス計算機	自主対策 設備	—
			放射線管理計算機		
			記録計		

- ※1 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備は「全交流動力電源喪失」を対象とし，また，重大事故等対処設備は「計器故障時」，「計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合」及び「全交流動力電源喪失及び直流電源喪失」を対象とする。
- ※2 整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。
- ※3 他チャンネルの計器がある場合。
- ※4 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- 自主的に整備する対応手段を示す。

第 1.15-2 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）（1/15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
① 原子炉 圧力 容器 内の 温度	原子炉圧力容器温度 ※1	4	0～500℃	302℃以下※3	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準（300℃）に対して、500℃まで監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源	熱電対	1	㉓
	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（S A） ※2									
	原子炉水位（広帯域） ※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（燃料域） ※2									
	原子炉水位（S A 広帯域） ※2									
	原子炉水位（S A 燃料域） ※2									
残留熱除去系熱交換器入口 温度 ※2	「⑩最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ。									
② 原子炉 圧力 容器 内の 圧力	原子炉圧力	2	0～10.5MPa[gage]	8.62MPa[gage]以下	重大事故等時における原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa[gage]）の1.2倍（10.34MPa[gage]）を監視可能。	S	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源 ※2.2	弾性圧力 検出器	1	㉔
	原子炉圧力（S A）	2	0～10.5MPa[gage]	8.62MPa[gage]以下		— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2.2	弾性圧力 検出器		㉕
	原子炉水位（広帯域） ※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（燃料域） ※2									
	原子炉水位（S A 広帯域） ※2									
	原子炉水位（S A 燃料域） ※2									
	原子炉圧力容器温度 ※2	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								

第 1.15-2 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）（2/15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.	
③ 原子炉圧力容器内の 水位	原子炉水位（広帯域）	2	-3,800~1,500 mm ※4	-3,800~1,400 mm ※4	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲レベル 3~8（300~1,400mm※4）及び燃料有効長底部まで監視可能。	(Ss)	区分 I, II 直流電源 ※2,2	差圧式水位 検出器	1	⑫	
	原子炉水位（燃料域）	2	-3,800~1,300 mm ※5	397~1,300 mm ※5		S	区分 I, II 直流電源 ※2,2	差圧式水位 検出器		⑬	
	原子炉水位（SA広帯域）	1	-3,800~1,500 mm ※4	-3,800~1,400 mm ※4		(Ss)	緊急用 直流電源 ※2,2	差圧式水位 検出器		⑭	
	原子炉水位（SA燃料域）	1	-3,800~1,300 mm ※5	397~1,300 mm ※5		(Ss)	緊急用 直流電源 ※2,2	差圧式水位 検出器		⑮	
	高压代替注水系系統流量	※2	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	低压代替注水系原子炉注水流量 （常設ライン用）	※2									
	低压代替注水系原子炉注水流量 （常設ライン狭帯域用）	※2									
	低压代替注水系原子炉注水流量 （可搬ライン用）	※2									
	低压代替注水系原子炉注水流量 （可搬ライン狭帯域用）	※2									
	代替循環冷却系原子炉注水流量	※2									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※2									
	高压炉心スプレイ系系統流量	※2									
	残留熱除去系系統流量	※2									
低压炉心スプレイ系系統流量	※2										
原子炉圧力	※2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。									
原子炉圧力（SA）	※2										
サブプレッション・チェンバ圧力	※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。									

第 1.15-2 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）（3/15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.	
④原子炉圧力容器への 注水量	高压代替注水系系統流量	※1	1	0~50L/s	—※6	— (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	1	①	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※1	1	0~50L/s	40L/s	— (Ss)	区分Ⅰ 直流電源	差圧式流量 検出器		④	
	高压炉心スプレイ系系統流量	※1	1	0~500L/s	438L/s	— (Ss)	区分Ⅲ 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器		⑤	
	低压代替注水系原子炉注水流量 （常設ライン用）	※1	1	0~500m ³ /h※7	—※6	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2,2	差圧式流量 検出器	1	②	
	低压代替注水系原子炉注水流量 （常設ライン狭帯域用）	※1	1	0~80m ³ /h※7,※9	—※6	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2,2	差圧式流量 検出器			
	低压代替注水系原子炉注水流量 （可搬ライン用）	※1	1	0~300m ³ /h※8	—※6	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2,2	差圧式流量 検出器			
	低压代替注水系原子炉注水流量 （可搬ライン狭帯域用）	※1	1	0~80m ³ /h※8,※9	—※6	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2,2	差圧式流量 検出器			
	代替循環冷却系原子炉注水 流量	※1	2	0~150m ³ /h	—※6	— (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器			③
	残留熱除去系系統流量	※1	3	0~600L/s	470L/s	S	区分Ⅰ,Ⅱ 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器			⑥
	低压炉心スプレイ系系統流量	※1	1	0~600L/s	456L/s	S	区分Ⅰ 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器			⑦
	代替淡水貯槽水位	※2	「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	西側淡水貯水設備水位	※2									
	サブプレッション・プール水位	※2	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位（広帯域）	※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
原子炉水位（燃料域）	※2										
原子炉水位（S A 広帯域）	※2										
原子炉水位（S A 燃料域）	※2										

第 1.15-2 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）（4/15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.	
⑤ 原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレ イ流量（常設ライン用） ※1	1	0～500m ³ /h ※7	— ※6	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ時における最大注水量（300m ³ /h）を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2 2	差圧式流量 検出器	1	⑧	
	低圧代替注水系格納容器スプレ イ流量（可搬ライン用） ※1	1	0～500m ³ /h ※8	— ※6	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ時における最大注水量（130m ³ /h）を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2 2	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 ※1	1	0～200m ³ /h	— ※6	格納容器下部注水系（常設又は可搬型）による格納容器下部注水時における最大注水量（80m ³ /h）を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2 3	差圧式流量 検出器	1	⑨	
	代替淡水貯槽水位 ※2	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。									
	西側淡水貯水設備水位 ※2										
	サブプレッション・プール水位 ※2										
	格納容器下部水位 ※2	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。									
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	8	0～300℃	171℃以下	原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2 2, ※2 3	熱電対	1	⑬	
	サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度	2	0～200℃	171℃以下		— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2 2, ※2 3	熱電対	1	⑭	
	サブプレッション・プール水温度	3	0～200℃	104℃以下	原子炉格納容器の限界圧力（620kPa[gage]）におけるサブプレッション・プール水の飽和温度（約 167℃）を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2 2	测温 抵抗体	1	⑮	
	格納容器下部水温	（水温計 兼デブリ 落下検知 用） ※1	5	0～500℃ ※1 0 （ペダスタル床面 0m） ※1 1	— ※6	ペダスタル底部にデブリが落下した際の温度上昇又は高温のデブリが検出器に接触し指示値がダウンスケールすることを検知することでデブリ落下を検知可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2 3	测温 抵抗体	4	⑯
		（水温計 兼デブリ 堆積検知 用） ※1	5	0～500℃ ※1 0 （ペダスタル床面 +0.2m） ※1 1	— ※6	ペダスタル床面+0.2m 以上のデブリ堆積を温度上昇又は高温のデブリと検出器の接触による指示値ダウンスケールにより検知可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2 3	测温 抵抗体	4	
	ドライウェル圧力 ※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。									
	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2										

第 1.15-2 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）（5/15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.		
⑦ 原子炉格納容器内の 圧力	ドライウエル圧力	1	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下	原子炉格納容器の限界圧力（620kPa [gage]）を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2.2	弾性圧力 検出器	1	㊦		
	サブプレッション・チェンバ圧力	1	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下		— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2.2	弾性圧力 検出器	1	㊦		
	ドライウエル雰囲気温度	※2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。									
	サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度	※2										
⑧ 原子炉格納容器内の 水位	サブプレッション・プール水位	※1	1	-1～9m ^{※1.2} (EL. 2, 030～ 12, 030mm)	-0.5～0m (EL. 2, 530～ 3, 030mm)	ウェットウエルベント操作可否判断（ベント ライン下端高さ-1.64m：通常水位+6.5m）を 把握できる範囲を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2.2	差圧式水位 検出器	1	㊦	
	格納容器下部水位	(高さ 1m 超検知用)	※1	2	+1.05m ^{※1.1, ※1.3} (EL. 12, 856mm)	- ^{※6}	炉心損傷後、原子炉圧力容器破損までの間に、 ペDESTAL床面から+1m を超える高さまで の事前注水されたことの検知が可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2.3	電極式水位 検出器	1	㊦
		(高さ 0.5m, 1.0m 未満検知 用)	※1	各 2	+0.50m, +0.95m ^{※1.1, ※1.4} (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	- ^{※6}	デブリ落下後、ペDESTAL床面+0.2m 以上 のデブリ堆積までの間、ペDESTAL床面から +0.5m～+1m の範囲に水位が維持されてい ることの確認が可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2.3	電極式水位 検出器		
		(満水管理 用)	※1	各 2	+2.25m, +2.75m ^{※1.1, ※1.5} (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	- ^{※6}	ペDESTAL床面+0.2m 以上のデブリ堆積 後、ペDESTAL満水近傍のペDESTAL床面か ら+2.25m～+2.75m の範囲に水位が維持さ れていることの確認が可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2.3	電極式水位 検出器		
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	※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 (常設ライン狭帯域用)	※2										
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	※2										
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	※2										
	低圧代替注水系格納容器スプレ イ流量 (常設ライン用)	※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スプレ イ流量 (可搬ライン用)	※2										
低圧代替注水系格納容器 下部注水流量	※2											

第 1.15-2 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）（6/15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
⑧ 原子炉格納容器内の 水位	代替淡水貯槽水位 ※2	1	0~100vol%	約 3.3vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度 が変動する可能性のある範囲(0~56.6vol%) を監視可能。	-	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	- ※2,4	⑤④
	西側淡水貯水設備水位 ※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									
⑨ 原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器内水素濃度（S/A） ※1	2	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	90Sv/h 未満 ※1,6	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 90Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	-	区分 I, II 直流電源 緊急用 直流電源	イオン チェンバ	- ※2,4	⑥⑦
	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									
	ドライウエル圧力 ※2									
	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2									
⑩ 原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	2	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	90Sv/h 未満 ※1,6	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 90Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	-	区分 I, II 直流電源 緊急用 直流電源	イオン チェンバ	- ※2,4	⑥⑦
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）									

第 1.15-2 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）（7/15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
①未臨界の維持又は監視	起動領域計装	8	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 0~40%又は0~125% $(1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の 約 19 倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。	S	区分 I, II 中性子 モニター用 直流電源	核分裂 電離箱	—**24	⑤9
	平均出力領域計装	2**17	0~125% $(1.0 \times 10^{12} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また、緊急停止失敗時においても再循環系ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	S	区分 I, II 原子炉 保護系 交流電源 区分 I, II 直流電源	核分裂 電離箱	—**24	⑤9

1.15-2 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）（8/15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第1.15-3 図 No.
⑫最終ヒートシンクの確保 (1/3) 代替循環冷却系	サブプレッション・プール水温度		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。							
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	2	0～100℃	—※6	代替循環冷却時における代替循環冷却系ポンプの最高使用温度（80℃）を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源	熱電対	1	⑪
	代替循環冷却系格納容器スプレ イ流量	2	0～300m ³ /h	—※6	代替循環冷却系による格納容器スプレイ時に おける最大注水量（250m ³ /h）を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	1	⑩
	代替循環冷却系原子炉注水流量	※2	「④原子炉压力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。							
	残留熱除去系熱交換器出口温度	※2	「⑫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。							
	ドライウェル雰囲気温度	※2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。							
	サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度	※2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。							

第 1.15-2 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）（9/15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.			
⑫ 最終ヒートシンクの確保 (2/3)	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	2	180～5,500mm	-※6		(Ss)	緊急用 直流電源 ※2,3	差圧式水位 検出器	1	⑳		
		フィルタ装置圧力	※1	1	0～1MPa [gage]	-※6		(Ss)	緊急用 直流電源 ※2,3	弾性圧力 検出器	1	㉑	
		フィルタ装置スクラビング水 温度	※1	1	0～300℃	-※6		(Ss)	緊急用 直流電源 ※2,3	熱電対	1	㉒	
		フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	-※6	格納容器ベント実施時（炉心損傷している場 合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大 放射線量率（約 5×10^1 Sv/h）を監視可能。	(Ss)	緊急用 直流電源 ※2,3	イオン チェンバ	-※2,4	㉓		
			1	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	-※6	格納容器ベント実施時（炉心損傷していない 場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大 放射線量率（約 7×10^0 mSv/h）を監視可能。	(Ss)	緊急用 直流電源 ※2,3		-※2,4			
		フィルタ装置入口水素濃度	2	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。	(Ss)	計器、サンプ リング装置： 緊急用 交流電源 ※2,3	熱伝導式 水素検出器	-※2,4	㉔	
		ドライウエル圧力	※2	「㉑原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。									
		サブプレッション・チェンバ圧力	※2	「㉑原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。									
		耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	※1	1	$10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h	-※6	耐圧強化ベント系による格納容器ベント実施 時に、想定される排気ラインの最大放射線量 率（約 9×10^4 mSv/h）を監視可能。	(Ss)	緊急用 直流電源 ※2,3	イオン チェンバ	-※2,4	㉕
			ドライウエル雰囲気温度	※2	「㉑原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度	※2		「㉑原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。										
ドライウエル圧力	※2		「㉑原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。										
サブプレッション・チェンバ圧力	※2		「㉑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 1.15-2 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）（10/15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
⑫最終ヒートシンクの確保 （3/3） 残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0～300℃	249℃以下	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統水の最高使用温度（249℃）を監視可能。	— (Ss)	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 ※1	2	0～300℃	249℃以下	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統水の最高使用温度（249℃）を監視可能。	— (Ss)	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 ※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。								
	残留熱除去系海水系系統流量 ※1	1	0～550L/s	493L/s	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系海水系ポンプの最大注水量（493L/s）を監視可能。	— (Ss)	区分Ⅰ 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	1	⑭
		1				S	区分Ⅱ 計測用 交流電源			差圧式流量 検出器
	緊急用海水系流量 （残留熱除去系熱交換器） ※2	1	0～800m ³ /h	— ※6	緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の最大注水量（650m ³ /h）を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2.2	差圧式流量 検出器		⑳
	緊急用海水系流量 （残留熱除去系補機） ※2	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）の最大注水量（40m ³ /h）を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※2.2	差圧式流量 検出器		㉑
	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。								
	サブプレッション・プール水温度 ※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。								
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ※2	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（11/15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.	
⑬ 格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域）			「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）									
		原子炉水位（S A 広帯域）									
		原子炉水位（S A 燃料域）									
	原子炉圧力	原子炉圧力			「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（S A）									
	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。						
	原子炉格納容器内の状態	ドライウエル雰囲気温度				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
		ドライウエル圧力			「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
		サブプレッション・チェンバ圧力	※2								
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出 圧力	※1		「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。						
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出 圧力	※2								
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	※3								
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出 圧力	※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（S A）		※2									

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（12/15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.	
⑭ 水源の確保 (1/2)	サブプレッション・プール水位		「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	代替淡水貯槽水位	※1	1	0～20m	—※6	代替淡水貯槽の底部より上の水位計検出点からポンプテストライン配管下端（0～19m）を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※22,※23	差圧式水位 検出器	1	⑮
	西側淡水貯水設備水位	※1	1	0～6.5m	—※6	西側淡水貯水設備の水槽底部+1mから+5m（水槽上端）まで（事故収束に必要な貯水量）を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※22,※23	電波式水位 検出器	1	⑯
	高压代替注水系系統流量	※2	「④原子炉压力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	代替循環冷却系原子炉注水流量	※2									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※2									
	高压炉心スプレイ系系統流量	※2									
	残留熱除去系系統流量	※2									
	低压炉心スプレイ系系統流量	※2									
	常設高压代替注水系ポンプ吐出 圧力	※2	1	0～10MPa [gage]	—※6	常設高压代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa [gage]）を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	1	⑰
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出 圧力	※2	1	0～10MPa [gage]	8.96MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa [gage]）を監視可能。	— (Ss)	区分Ⅰ 直流電源	弾性圧力 検出器		⑰
	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出 圧力	※2	1	0～10MPa [gage]	8.01MPa [gage]	高压炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（8.01MPa [gage]）を監視可能。	— (Ss)	区分Ⅲ 計測用 交流電源	弾性圧力 検出器		⑳
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	※2	2	0～5MPa [gage]	—※6	代替循環冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa [gage]）を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	1	⑱
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	※2	3	0～4MPa [gage]	3.45MPa [gage]	残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa [gage]）を監視可能。	— (Ss)	区分Ⅰ,Ⅱ 計測用 交流電源	弾性圧力 検出器		㉑
低压炉心スプレイ系ポンプ吐出 圧力	※2	1	0～4MPa [gage]	3.79MPa [gage]	低压炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（3.79MPa [gage]）を監視可能。	— (Ss)	区分Ⅰ 計測用 交流電源	弾性圧力 検出器	㉒		
常設低压代替注水系ポンプ吐出 圧力	※2	2	0～5MPa [gage]	—※6	常設低压代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（3.14MPa [gage]）を監視可能。	— (Ss)	緊急用 直流電源 ※22,※23	弾性圧力 検出器	㉓		

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（13/15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
⑭ 水源の確保（2/2）	低压代替注水系原子炉注水流量 （常設ライン用）※2	※2			「④原子炉压力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。					
	低压代替注水系原子炉注水流量 （常設ライン狭帯域用）※2									
	低压代替注水系原子炉注水流量 （可搬ライン用）※2									
	低压代替注水系原子炉注水流量 （可搬ライン狭帯域用）※2									
	低压代替注水系格納容器スプレ イ流量（常設ライン用）※2									
	低压代替注水系格納容器スプレ イ流量（可搬ライン用）※2									
	低压代替注水系格納容器 下部注水流量 ※2									
	原子炉水位（広帯域） ※2	※2			「③原子炉压力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位（燃料域） ※2									
	原子炉水位（S A 広帯域） ※2									
	原子炉水位（S A 燃料域） ※2									

第 1.15-2 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）（14/15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
⑮ 原子炉建屋内の 水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ※1	2	0~10vol%	-※6	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能（なお、静的触媒式水素再結合器にて、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に低減する）。	(Ss)	緊急用 交流電源	触媒式 水素検出器	-※2,4	⑳
		3	0~20vol%			(Ss)	緊急用 直流電源	熱伝導式 水素検出器	-※2,4	
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 ※2	4※1,8	0~300℃	-※6	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器の作動時に想定される温度を監視可能。	(Ss)	緊急用 直流電源	熱電対	2	㉑
⑯ 原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器内酸素濃度（S A） ※1	1	0~25vol%	約 4.4vol%	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0~約 4.4vol%）を監視可能。	(Ss)	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	-※2,4	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									
	ドライウエル圧力 ※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2									

第 1.15-2 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）（15/15）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
⑩使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 （SA広域）	1	-4,300～+7,200mm ※19 (EL. 35,077～ 46,577mm)	+6,818mm (EL. 46,195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック下端 (EL. 35,097mm) までの範囲にわたり水位を監視可能。	C (Ss)	区分Ⅱ 直流電源 緊急用 直流電源	ガイドパルス式水位検出器	-※24	⑳
		1※20	0～120℃	66℃以下	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。			测温抵抗体	1	
	使用済燃料プール温度（SA）	1※21	0～120℃	-※6	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	熱電対		㉑
	使用済燃料プールエリア 放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	1	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	-※6	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲 ($1 \times 10^{-2} \sim 2.4 \times 10^6$ mSv/h) を監視可能。	- (Ss)	緊急用 直流電源	イオン チェンバ	-※24	㉒
		1	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h							
使用済燃料プール監視カメラ	1	-	-※6	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状態を監視可能。	- (Ss)	カメラ：緊急 用直流電源 空冷装置：緊急 用交流電源	赤外線 カメラ	-※24	㉓ ㉔	

- ※1 分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。
- ※2 分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
- ※3 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
- ※4 基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより 1,340cm）。
- ※5 基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより 920cm）。
- ※6 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
- ※7 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用。
- ※8 可搬型設備による対応時に使用。
- ※9 狭帯域流量。
- ※10 R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ 0m、0.2m 位置水温計兼デブリ検知器）。
- ※11 ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面：EL. 11,806mm）からの高さ。
- ※12 基準点は通常運転水位 EL. 3,030mm（サブプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）。
- ※13 R P V破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計）。
- ※14 R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ < 0.2m の場合）（高さ 0.5m、1.0m 未満水位計）。
- ※15 R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ ≥ 0.2m の場合）（満水管理水位計）。
- ※16 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv/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 基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置。

- ※19 基準点は使用済燃料ラック上端 EL. 39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）。
- ※20 検出点 2 箇所。
- ※21 検出点 8 箇所。
- ※22 「設置許可基準規則」第 47 条、48 条及び 49 条で抽出された計装設備は設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることとしており、電源については、非常用所内電気設備と独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。詳細については、「3.14 電源設備（「設置許可基準規則」第 57 条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料 57-9」参照。なお、各条文に対するパラメータの選定結果は、補足説明資料 58-10 に整理している。
- ※23 「設置許可基準規則」第 51 条で抽出された計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており、低圧代替注水系格納容器下部注水流量及び格納容器下部水位に対して常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力及びドライウェル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電源設備を経由して電源を受電できる設計とするとともに、可搬型計測器による計測が可能な設計としており、多様性を有している。詳細については、「3.14 電源設備（「設置許可基準規則」第 57 条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料 57-9」参照。なお、各条文に対するパラメータの選定結果は、補足説明資料 58-10 に整理している。
- ※24 可搬型計測器で計測できるパラメータでない場合を「-」で示す。全交流動力電源喪失時は、水素・酸素濃度監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置（水位・温度（SA広域）、監視カメラ）に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には、監視計器は使用可能である。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/19)

【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）により推定する。
- 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により推定する。
- ケース 3 : 流量を注水源又は注水先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、流量等の傾向監視により推定する。
- ケース 5 : 原子炉压力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（S/C）の差圧により原子炉压力容器の満水状態を推定する。
- ケース 6 : 圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定する。
- ケース 7 : 水素燃焼するおそれのある状態であるかを推定する。
- ケース 8 : 原子炉格納容器内の水位をドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により推定する。
- ケース 9 : 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 10 : 水素濃度を装置の作動状況により推定する。
- ケース 11 : エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定する。
- ケース 12 : 酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定する。
- ケース 13 : 原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力より推定する。
- ケース 14 : 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の監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。
- ケース 15 : デブリの冠水状態を温度により推定する。

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※1}	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉压力容器温度の 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原子炉压力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉压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压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压力容器内の温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②原子炉圧力 ②原子炉圧力（S A） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（S A 広帯域） ②原子炉水位（S A 燃料域）	ケース 6	
		③残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース 1	

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/19)

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

※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 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/19)

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 (1/2)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	ケース 1	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。
		③高圧代替注水系系統流量 ③低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ③低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) ③低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ③低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	ケース 2	③高圧代替注水系系統流量, 低圧代替注水系原子炉注水流量, 代替循環冷却系原子炉注水流量, 原子炉隔離時冷却系系統流量, 高圧炉心スプレイ系系統流量, 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。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。
		④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④サプレッション・チェンバ圧力	ケース 5	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 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/19)

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 (2/2)	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	ケース 1	<p>①原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。</p> <p>②高圧代替注水系系統流量, 低圧代替注水系原子炉注水流量, 代替循環冷却系原子炉注水流量, 原子炉隔離時冷却系系統流量, 高圧炉心スプレー系系統流量, 残留熱除去系系統流量, 低圧炉心スプレー系系統流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。</p> <p>③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。</p> <p>推定は, 原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位 (広帯域) 又は原子炉水位 (燃料域) を優先する。</p>
		②高圧代替注水系系統流量 ②低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ②低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) ②低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ②低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	ケース 2	
		②代替循環冷却系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心スプレー系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ②低圧炉心スプレー系系統流量		
		③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サプレッション・チェンバ圧力	ケース 5	

※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 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/19)

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 (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)	ケース 3	① 高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサプレッション・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、水源であるサプレッション・プール水位を優先する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	① 代替淡水貯槽水位 ① 西側淡水貯水設備水位 ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA 広帯域) ② 原子炉水位 (SA 燃料域)	ケース 3	① 低圧代替注水系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉注水流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。
	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)	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、水源であるサプレッション・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)	ケース 3	① 原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサプレッション・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、水源であるサプレッション・プール水位を優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※1}	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	高圧炉心スプレイス系系統流量	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 (S A 広帯域) ② 原子炉水位 (S A 燃料域)	ケース 3	① 高圧炉心スプレイス系系統流量の監視が不可能となった場合 ^は , 水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイス系系統流量を推定する。 推定は, 水源であるサプレッション・プール水位 を優先する。
	残留熱除去系系統流量	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 (S A 広帯域) ② 原子炉水位 (S A 燃料域)	ケース 3	① 残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合 ^は , 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残留熱除去系系統流量を推定する。 推定は, 水源であるサプレッション・プール水位 を優先する。
	低圧炉心スプレイス系系統流量	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 (S A 広帯域) ② 原子炉水位 (S A 燃料域)	ケース 3	① 低圧炉心スプレイス系系統流量の監視が不可能となった場合 ^は , 水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイス系系統流量を推定する。 推定は, 水源であるサプレッション・プール水位 を優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/19)

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

※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 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/19)

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

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※1}	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	ケース 2	<p>① サブプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により、サブプレッション・プール水位を推定する。</p> <p>② 水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により、サブプレッション・プール水位を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。</p> <p><ベント判断基準></p> <p>サブプレッション・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッション・プールへ移行する場合は想定しており、サブプレッション・プール水位の計測目的から考えると保守的な評価となり問題ないことから、推定した値からベント実施判断基準であるサブプレッション・プール通常水位+6.5m (ベントライン下端から-1.64m) の到達確認をもって、ベントを実施する。</p> <p>③ ドライウエル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧によりサブプレッション・プール水位を推定する。</p>
		③ 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)		
	③ 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	ケース 8	<p>推定は、注水先に近い低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量を優先する。</p>	
	③ 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)			
	① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	ケース 1	<p>① 格納容器下部水位の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</p>	
	① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)			
① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量	ケース 2	<p>② 格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により、格納容器下部水位を推定する。</p>		
② 代替淡水貯槽水位				
② 西側淡水貯水設備水位	ケース 15	<p>③ 水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。</p> <p>④ デブリの少量落下時 (デブリ堆積高さ<0.2m)、デブリが冠水されていることを格納容器下部雰囲気温度により推定する。</p> <p>推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。</p>		
③ ドライウエル圧力				
③ サブプレッション・チェンバ圧力				
格納容器下部水位	① 主要パラメータの他チャンネル	ケース 1		
	② 低圧代替注水系格納容器下部注水流量	ケース 2		
	③ 代替淡水貯槽水位			
	③ 西側淡水貯水設備水位			
	④ [格納容器下部雰囲気温度] ^{※2}	ケース 15		

※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 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※1}	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ①ドライウエル圧力 ①サプレッション・チェンバ圧力	ケース 7	①格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器内水素濃度 (SA) を推定する。
		② [格納容器内水素濃度] ^{※2}	ケース 1	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水素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、水素濃度を推定する。 推定は、重要代替計器である格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)、ドライウエル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力を優先する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	ケース 1	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	ケース 1	①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/19)

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

※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 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/19)

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	代替循環冷却系	サブプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース 1	①サブプレッション・プール水温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサブプレッション・プール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		代替循環冷却系ポンプ入口温度	①残留熱除去系熱交換器出口温度	ケース 1	①代替循環冷却系ポンプ入口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器出口温度により代替循環冷却系ポンプ入口温度を推定する。
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	①代替循環冷却系原子炉注水流量	ケース 3	①代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、ポンプ容量と原子炉注水流量から格納容器スプレイ流量を推定する。 ②代替循環冷却系による冷却において、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度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、代替循環冷却系原子炉注水流量を優先する。
			②サブプレッション・プール水温度 ②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース 4	
	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①フィルタ装置水位の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置圧力	①ドライウエル圧力 ①サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 1	①フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定する。
			②フィルタ装置スクラビング水温度	ケース 6	
		フィルタ装置スクラビング水温度	①フィルタ装置圧力	ケース 6	①飽和温度/圧力の関係を利用してフィルタ装置圧力によりフィルタ装置スクラビング水温度を推定する。
		フィルタ装置出口放射線モニタ	①主要パラメータ (フィルタ装置出口放射線モニタ) の他チャンネル	ケース 1	①フィルタ装置出口放射線モニタの 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置入口水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	ケース 1	①フィルタ装置入口水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。 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 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※1}	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保 (2/2)	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	ケース 4	①耐圧強化ベント系放射線モニタの監視が不可能となった場合は、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 ②監視可能であれば、非常用ガス処理系出口放射線モニタ(有効監視パラメータ)の指示値を用いて、耐圧強化ベント系放出ラインの放射線量率を推定する。 推定は、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、ドライウエル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力を優先する。
		②[非常用ガス処理系出口放射線モニタ] ^{※2}	ケース 1	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サプレッション・プール水温度	ケース 1	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
		残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系海水系系統流量 ②緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器) ②緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	ケース 1 ケース 4
残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	ケース 4	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。	

※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 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/19)

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 (1/2) 原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	ケース 1	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	ケース 1	①原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。
	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)	ケース 1	①原子炉圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (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。
		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 6	
	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	ケース 1	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。
		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 6	

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/19)

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 (2/2)	原子炉格納容器内の状態	① 主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	① ドライウエル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		② ドライウエル圧力	ケース 6	
	ドライウエル圧力	① サプレッション・チェンバ圧力	ケース 1	① ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、サプレッション・チェンバ圧力により推定する。 ② 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③ 監視可能であればドライウエル圧力(常用代替監視パラメータ)により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるサプレッション・チェンバ圧力を優先する。
		② ドライウエル雰囲気温度	ケース 6	
		③ [ドライウエル圧力] ※2	ケース 1	
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	① 原子炉圧力 ① 原子炉圧力 (S A)	ケース 1
② [エリア放射線モニタ] ※2			ケース 11	
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力		① 原子炉圧力 ① 原子炉圧力 (S A)	ケース 1	① 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、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、原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) を優先する。
		② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース 11	
残留熱除去系ポンプ吐出圧力		① 原子炉圧力 ① 原子炉圧力 (S A)	ケース 1	① 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ② 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、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、原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) を優先する。
		② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース 11	
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	① 原子炉圧力 ① 原子炉圧力 (S A)	ケース 1	① 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ② 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、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、原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) を優先する。	
	② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース 11		

※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 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (16/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※1}	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保 (1/3)	サブプレッション・プール水位	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) ① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) ① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) ① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) ① 高圧代替注水系系統流量 ① 代替循環冷却系原子炉注水流量 ① 原子炉隔離時冷却系系統流量 ① 高圧炉心スプレイ系系統流量 ① 残留熱除去系系統流量 ① 低圧炉心スプレイ系系統流量 ② 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ② 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ② 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ② 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ② 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	ケース 2	① サプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、原子炉格納容器へ注水する低圧代替注水系の流量と経過時間より算出した注水量から推定する。また、サブプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、サブプレッション・プールから原子炉压力容器へ注水する系統の流量と経過時間かより算出した注水量から推定する。 ② サプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。 <ポンプ停止基準> サプレッション・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。原子炉压力容器への注水中に、ECCS系の配管破断などによりサブプレッション・プール水が流出し、ポンプの必要NPSHが得られず、吐出圧力の異常(圧力低下、ハンチングなど)が確認された場合に、ポンプを停止する。 推定は、サブプレッション・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。

※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 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (17/19)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保 (2/3)	代替淡水貯槽水位	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) ① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) ① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) ① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) ① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (S A 広帯域) ② 原子炉水位 (S A 燃料域) ② サプレッション・プール水位 ③ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	ケース 2	① 代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合は、代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる各注水先への流量から、代替淡水貯槽水位を推定する。 ② 注水先の原子炉水位及びサプレッション・プール水位の水位変化により代替淡水貯槽水位を推定する。なお、代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ③ 常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から、ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、代替淡水貯槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
水源の確保 (3/3)	西側淡水貯水設備水位	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) ① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) ① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (S A 広帯域) ② 原子炉水位 (S A 燃料域) ② サプレッション・プール水位	ケース 2	① 西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は、西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプによる各注水先への流量から、西側淡水貯水設備水位を推定する。 ② 注水先の原子炉水位及びサプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。

※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 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (18/19)

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は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置（静的触媒式水素再結合器入口／出口の差温度により水素濃度を推定）により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		② 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	ケース 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 12	① 格納容器内酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) により原子炉格納容器内の酸素濃度を推定する。 ① ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ② 監視可能であれば格納容器内酸素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、酸素濃度を推定する。 推定は、重要代替計器である格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)、ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力を優先する。
		① 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)		
		① ドライウェル圧力 ① サプレッション・チェンバ圧力	ケース 13	
		② [格納容器内酸素濃度] ※2	ケース 1	

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (19/19)

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 14	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。 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) にて、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) ③使用済燃料プール監視カメラ	ケース 14	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) により、使用済燃料プールの状態を監視する。 ③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 14	①使用済燃料プールエリア放射線モニタの監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) にて、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 14	①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位・温度 (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況を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-4 表 補助パラメータ (1/3)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
電源関係	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ
	154kV 原子力 1 号線電圧	原子力 1 号線の受電状態を確認するパラメータ
	M/C 2 C 電圧 ^{※1}	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
	M/C 2 D 電圧 ^{※1}	
	M/C HPCS 電圧 ^{※1}	
	M/C 2 E 電圧	
	P/C 2 C 電圧 ^{※1}	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ
	P/C 2 D 電圧 ^{※1}	
	緊急用 M/C 電圧 ^{※1}	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
	緊急用 P/C 電圧 ^{※1}	緊急用 P/C の受電状態を確認するパラメータ
	125V 系蓄電池 A 系電圧 ^{※1}	直流電源の受電状態を確認するパラメータ
	125V 系蓄電池 B 系電圧 ^{※1}	
	125V 系蓄電池 HPCS 系電圧 ^{※1}	
	中性子モニタ用蓄電池 A 系電圧 ^{※1}	
	中性子モニタ用蓄電池 B 系電圧 ^{※1}	
	緊急用 125V 系蓄電池電圧 ^{※1}	
	HPCS D/G 電圧	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ
	2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機機関入口圧力	
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機機関入口圧力	
	常設代替高圧電源装置発電機電圧	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ
	可搬型代替低圧電源車発電機電圧	
	可搬型整流器電圧	
	2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンクレベル	燃料の確保状態を確認するパラメータ
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンクレベル	
	燃料油サービスタンクレベル (常設代替高圧電源装置)	
	可搬型設備用軽油タンク油面	
	軽油貯蔵タンクレベル	

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

第 1.15-4 表 補助パラメータ (2/3)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
補機関係	ほう酸水貯蔵タンク液位	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力※1	
	局所出力領域計装	
	常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ
	高圧代替注水系タービン入口圧力	
	高圧代替注水系タービン排気圧力	
	低圧代替注水系流量 (格納容器頂部)	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ
	低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール)	
	非常用ガス処理系出口放射線モニタ	耐圧強化ベント系による運転状態を確認するパラメータ
	計器用空気系系統圧力	
	緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器)	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ
代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度		
その他	制御棒駆動水圧系駆動水ヘッド差圧	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ
	制御棒駆動水圧系系統流量	
	制御棒駆動系冷却水ライン流量	
	原子炉水位 (狭帯域)	原子炉の水位を確認するパラメータ
	非常用窒素供給系供給圧力※1	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ
	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力※1	
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力※1	
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力※1	
	主蒸気流量	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ
	給水流量	給復水系の運転状態を確認するパラメータ
	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力	
	復水器真空度	
	タービン駆動給水ポンプ吐出圧力	
	電動駆動給水ポンプ吐出圧力	
	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	消火系の運転状態を確認するパラメータ
	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	補給水系の運転状態を確認するパラメータ
	純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	

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

第 1.15-4 表 補助パラメータ (3/3)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
その他	原子炉冷却材浄化系系統流量	原子炉冷却材浄化系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度	
	原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器出口温度	
	代替循環冷却系ポンプ出口流量	代替循環冷却系の運転状態を確認するパラメータ
	第二弁操作室差圧	第二弁操作室の陽圧化を確認するパラメータ
	空気ポンプユニット空気供給流量	
	薬液タンク圧力	サプレッション・プール水 pH 制御設備の状態を確認するパラメータ
	薬液タンク液位	
	制御棒位置指示	溶融炉心の徴候を検知するパラメータ
	可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ
	可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス流量	
	可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス圧力	
	可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度	
	可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度	
	非常用ガス再循環系空気流量	原子炉建屋ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ
	非常用ガス処理系空気流量	
	使用済燃料プール温度	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ
	スキマサージタンク水位	
	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	
	原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	
	原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	
	原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ
	モニタリング・ポスト	原子炉建屋周辺の放射線量率を確認するパラメータ
	高所淡水池	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ
	北側淡水池	
	復水貯蔵タンク水位	
	ろ過水貯蔵タンク水位	
純水貯蔵タンク水位		
多目的タンク水位		
原水タンク水位		

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

第 1.15-5 表 有効監視パラメータを計測する常用計器及び常用代替監視パラメータを計測する常用代替計器（自主対策設備）

分類	有効監視パラメータ 常用代替監視パラメータ	重要代替計器	計測範囲	個数	電源
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 ※2	—	0~500kPa[abs]	1	区分Ⅰ,Ⅱ計装用交流電源
				1	所内バイタル交流電源
	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2	—	0~500kPa[abs]	1	区分Ⅰ,Ⅱ計装用交流電源
				1	所内バイタル交流電源
原子炉格納容器内の水位	格納容器下部雰囲気温度 ※2	—	0~500℃	2	緊急用直流電源
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 ※2	—	0~20vol%/ 0~100vol%	2	区分Ⅰ,Ⅱ計装用交流電源
未臨界の維持又は監視	制御棒操作監視系 ※1	起動領域計装	00~48 (制御棒位置指示)	185	所内バイタル交流電源
		平均出力領域計装			
格納容器バイパスの監視	エリア放射線モニタ ※1	原子炉水位（広帯域）	10 ⁻⁴ ~10 ⁰ mSv/h 10 ⁻³ ~10 ¹ mSv/h 10 ⁻² ~10 ² mSv/h 10 ⁰ ~10 ⁴ mSv/h	13	区分Ⅰ,Ⅱ計装用交流電源
		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		6	
		原子炉圧力（SA）		1	
		ドライウェル雰囲気温度		1	
		ドライウェル圧力			
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 ※2	—	0~10vol%/ 0~30vol%	2	区分Ⅰ,Ⅱ計装用交流電源

※1 分類のうち、有効監視パラメータとしてのみ使用する。

※2 分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

第 1.15-6 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (1/7)

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		記録		
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ※1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉圧力 ※2	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力 (SA) ※2					
	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	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	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。					
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	可	要	—	SPDS	—
	原子炉圧力 (SA)	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	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	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (燃料域)	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (SA広帯域)	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (SA燃料域)	可	要	—	SPDS	—
	高圧代替注水系系統流量 ※2	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量 (常設ライン用) ※2					
	低圧代替注水系原子炉注水量 (常設ライン狭帯域用) ※2					
	低圧代替注水系原子炉注水量 (可搬ライン用) ※2					
	低圧代替注水系原子炉注水量 (常設ライン狭帯域用) ※2					
	代替循環冷却系原子炉注水量 ※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					
	原子炉圧力 ※2	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	原子炉圧力 (SA) ※2					
	サブプレシジョン・チェンノ圧力 ※2	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、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※2 分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

[] 有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。また、それに対する監視性について、「要否理由」欄へ記載する。

第 1.15-6 表 重要監視パラメータ，重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (2/7)

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		記録		
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ※1	可	要	—	SPDS	—
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) ※1	可	要	—	SPDS	—
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ※1	可	要	—	SPDS	—
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) ※1	可	要	—	SPDS	—
	代替循環冷却系原子炉注水流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	高圧炉心スプレー系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	低圧炉心スプレー系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	サブプレッション・プール水位 ※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	代替淡水貯槽水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。				
	西側淡水貯水設備水位 ※2					
	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
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						
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレー流量 (常設ライン用) ※1	可	要	—	SPDS	—
	低圧代替注水系格納容器スプレー流量 (可搬ライン用) ※1	可	要	—	SPDS	—
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	代替淡水貯槽水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。				
	西側淡水貯水設備水位 ※2					
	サブプレッション・プール水位 ※2	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					
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	可	要	—	SPDS	—
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	可	要	—	SPDS	—
	サブプレッション・プール水温度	可	要	—	SPDS	—
	格納容器下部水温 ※1	可	要	—	SPDS	—
	ドライウエル圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2					

※1 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。

※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。

[] 有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

□ 可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。また，それに対する監視性について，「要否理由」欄へ記載する。

第 1.15-6 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (3/7)

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		記録		
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	可	要	—	SPDS	—
	サブプレッション・チェンバ 圧力	可	要	—	SPDS	—
	ドライウエル雰囲気温度 ※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度 ※2					
	[ドライウエル圧力]	可	否	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機 記録計	プロセス計算機にて 警報を記録する。
	[サブプレッション・チェン バ圧力]	可	否	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機 記録計	プロセス計算機にて 警報を記録する。
原子炉格納容の水位	サブプレッション・プール水 位 ※1	可	要	—	SPDS	—
	格納容器下部水位 ※1	可	要	—	SPDS	—
	低圧代替注水系原子炉注水流 量(常設ライン用) ※2	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(常設ライン狭帯域用) ※2					
	低圧代替注水系原子炉注水流 量(可搬ライン用) ※2					
	低圧代替注水系原子炉注水流 量(常設ライン狭帯域用) ※2					
	低圧代替注水系格納容器ス プレイ流量(常設ライン用) ※2	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	低圧代替注水系格納容器ス プレイ流量(可搬ライン用) ※2					
	低圧代替注水系格納容器下 部注水量 ※2					
	代替淡水貯槽水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。				
	西側淡水貯水設備水位 ※2					
	ドライウエル圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ 圧力 ※2					
	[格納容器下部雰囲気温度]					
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1	否	—	原子炉格納容器内圧力挙動と事 象進展解析結果からの濃度によ り推定可能。(保守的な条件で評 価した事象進展解析の水素・酸 素濃度変化と実測の格納容器内 圧力挙動から推定)	SPDS	—
	格納容器雰囲気放射線モニ タ(D/W) ※2	原子炉格納容器内の放射線量を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器雰囲気放射線モニ タ(S/C) ※2					
	ドライウエル圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ 圧力 ※2					
	[格納容器内水素濃度]					
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)	否	—	原子炉圧力容器温度による炉心 損傷を推定可能。	SPDS	—
	格納容器雰囲気放射線モニ タ(S/C)	否	—	原子炉圧力容器温度による炉心 損傷を推定可能。	SPDS	—

※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。

[] 有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。また、それに対する監視性について、「要否理由」欄へ記載する。

第 1.15-6 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (4/7)

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		要否理由	記録		
		計測			記録先	備考	
		可否	要否				
未臨界の維持 又は監視	起動領域計装	否	—	代替パラメータである平均出力領域計装, 制御棒操作監視系にて未臨界状態を推定可能。	SPDS	—	
	平均出力領域計装	否	—	代替パラメータである起動領域計装, 制御棒操作監視系にて未臨界状態を推定可能。	SPDS	—	
	[制御棒操作監視系]	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機	—	
代替循環冷却系	代替循環冷却系ポンプ入口温度 ※1	可	要	—	SPDS	—	
	代替循環冷却系格納容器スプレィ流量 ※1	可	要	—	SPDS	—	
	サブプレッション・プール水温度 ※1	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。					
	残留熱除去系熱交換器出口温度 ※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。					
	代替循環冷却系原子炉注水流量 ※2	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。					
	サブプレッション・プール水温度 ※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。					
	ドライウェル雰囲気温度 ※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・チェンバ雰囲気温度 ※2						
	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	可	要	—	SPDS	—
フィルタ装置圧力		可	要	—	SPDS	—	
フィルタ装置スクラビング水温度		可	要	—	SPDS	—	
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		否	—	当該パラメータの監視が必要になるのは, 事象発生 19 時間後 (炉心損傷している場合) のベント時であり, それまでに可搬型代替直流電源設備 (250 分以内) より給電されれば監視可能。	SPDS	—	
フィルタ装置入口水素濃度		否	—	当該パラメータの監視が必要になるのは, ベント後, 事故収束以降のため, それまでに常設代替交流電源設備 (92 分以内) 又は可搬型代替交流電源設備 (180 分以内) より給電されれば監視可能。	SPDS	—	
ドライウェル圧力 ※2		原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。					
サブプレッション・チェンバ圧力 ※2							
耐圧強化ベント系		耐圧強化ベント系放射線モニタ	否	—	当該パラメータの監視が必要になるのは, 事象発生 28 時間後 (炉心損傷していない場合) のベント時であり, それまでに可搬型代替直流電源設備 (250 分以内) より給電されれば監視可能。	SPDS	—
		ドライウェル雰囲気温度 ※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
		サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ※2					
	ドライウェル圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。					
	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2						

※1 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。

※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。

[] 有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

□ 可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。また, それに対する監視性について, 「要否理由」欄へ記載する。

第 1.15-6 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (5/7)

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		記録		
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系熱交換器出口温度 ※1	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系海水系系統流量 ※2	可	要	—	SPDS	—
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ※2	可	要	—	SPDS	—
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) ※2	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系系統流量 ※1	原子炉压力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉压力容器温度 ※2	原子炉压力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・プール水温度 ※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。					
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域)	原子炉压力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (燃料域)					
	原子炉水位 (SA広帯域)					
	原子炉水位 (SA燃料域)					
	原子炉圧力	原子炉压力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力 (SA)					
	原子炉压力容器温度 ※2	原子炉压力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉格納容器内の状態	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウエル雰囲気温度					
	ドライウエル圧力					
	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2	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]					
	原子炉建屋内の状態	水源の確保を監視するパラメータと同じ。				
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※1					
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ※1						
残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ※1						
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※1						
原子炉圧力 ※2	原子炉压力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。					
原子炉圧力 (SA) ※2						
[エリア放射線モニタ]	否	—	可搬型計測器での計測対象外	放射線管理計算機記録計	—	

※1 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。

※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。

[] 有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。また、それに対する監視性について、「要否理由」欄へ記載する。

第 1.15-6 表 重要監視パラメータ，重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (6/7)

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		記録		
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
水源の確保	サプレッション・プール水位	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	代替淡水貯槽水位 ※1	可	要	—	SPDS	—
	西側淡水貯水設備水位 ※1	可	要	—	SPDS	—
	高压代替注水系系統流量 ※2	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。				
	代替循環冷却系原子炉注水流量 ※2					
	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※2					
	高压炉心スプレイ系系統流量 ※2					
	残留熱除去系系統流量 ※2					
	低压炉心スプレイ系系統流量 ※2					
	常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 ※2					
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	—	SPDS	—
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	—	SPDS	—
	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	—	SPDS	—
	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	—	SPDS	—
	低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ※2	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) ※2					
	低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ※2					
	低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) ※2					
	低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) ※2	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) ※2					
	低压代替注水系格納容器下部注水流量 ※2					
	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉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					
	常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 ※2	可	要	—	SPDS	—

※1 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。

※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。

[] 有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。また，それに対する監視性について，「要否理由」欄へ記載する。

第 1.15-6 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
又は常用代替監視パラメータの監視・記録について (7/7)

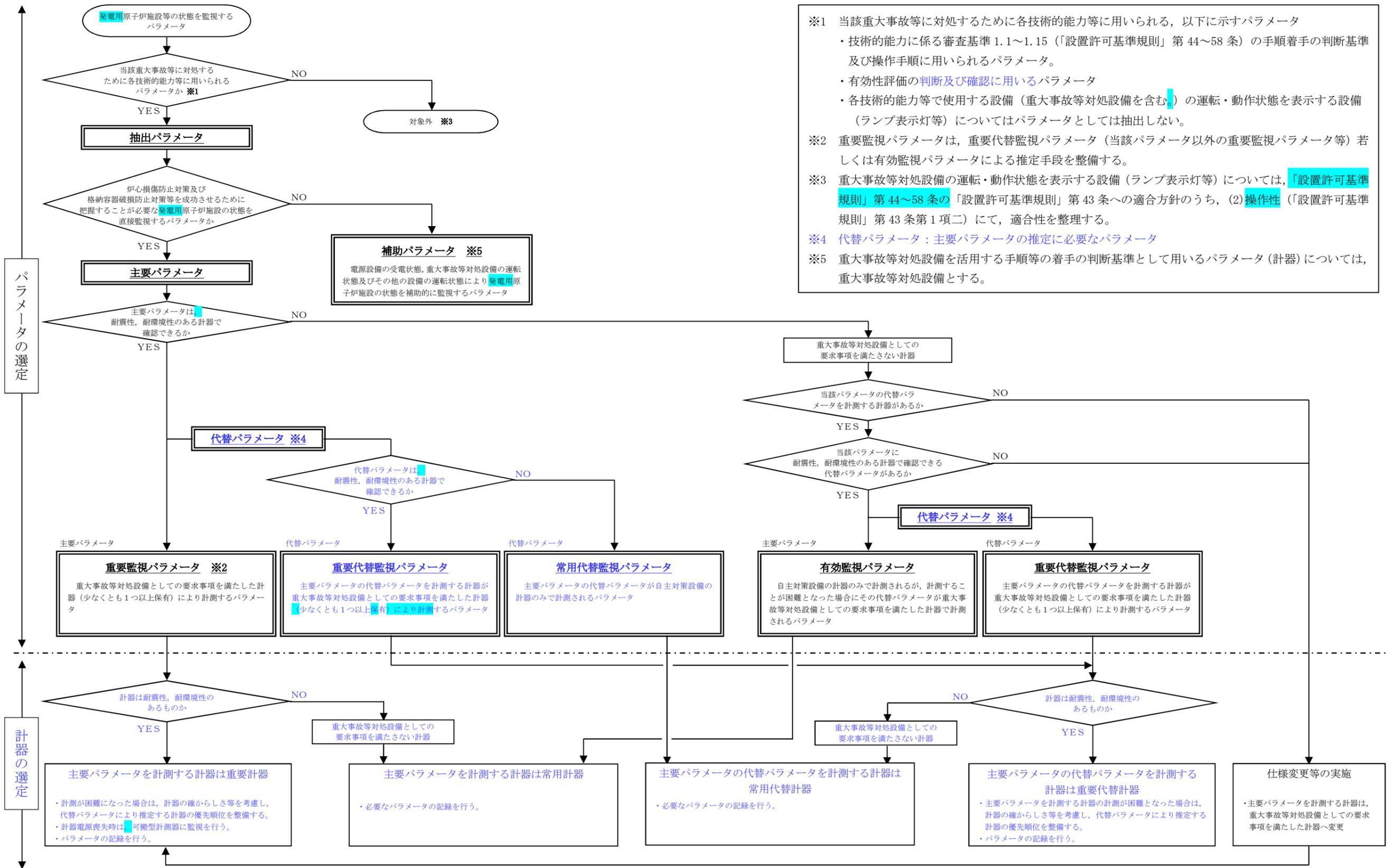
分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		要否理由	記録	
		計測			記録先	備考
		可否	要否			
原子炉建屋内の 水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ※1	否	—	代替パラメータである静的触媒式水素再結合器動作監視装置にて原子炉建屋水素濃度を推定可能。	SPDS	—
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ※2	可	要	—	SPDS	—
原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※1	否	—	原子炉格納容器内圧力挙動と事象進展解析結果からの濃度により推定可能。(保守的な条件で評価した事象進展解析の水素・酸素濃度変化と実測の格納容器内圧力挙動から推定)	SPDS	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※2	原子炉格納容器内の放射線量率を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※2	原子炉格納容器内の放射線量率を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウェル圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	サプレッション・チェンバ圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	[格納容器内酸素濃度]	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	プロセス計算機にて警報を記録する。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 (SA広域)	否	—	代替パラメータである使用済燃料プール温度 (SA) にて使用済燃料プール水位を推定可能。	SPDS	—
	使用済燃料プール温度 (SA広域)	可	要	—	SPDS	—
	使用済燃料プール温度 (SA)	可	要	—	SPDS	—
	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)	否	—	代替パラメータである使用済燃料プール温度 (SA) にて使用済燃料プール水位を推定可能。	SPDS	—
	使用済燃料プール監視カメラ	否	—	代替パラメータである使用済燃料プール温度 (SA) にて使用済燃料プール水位を推定可能。	監視モニタ表示端末	—

※1 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。

※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。

[] 有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

可搬型計測器による計測が不可のパラメータを示す。また、それに対する監視性について、「要否理由」欄へ記載する。



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

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

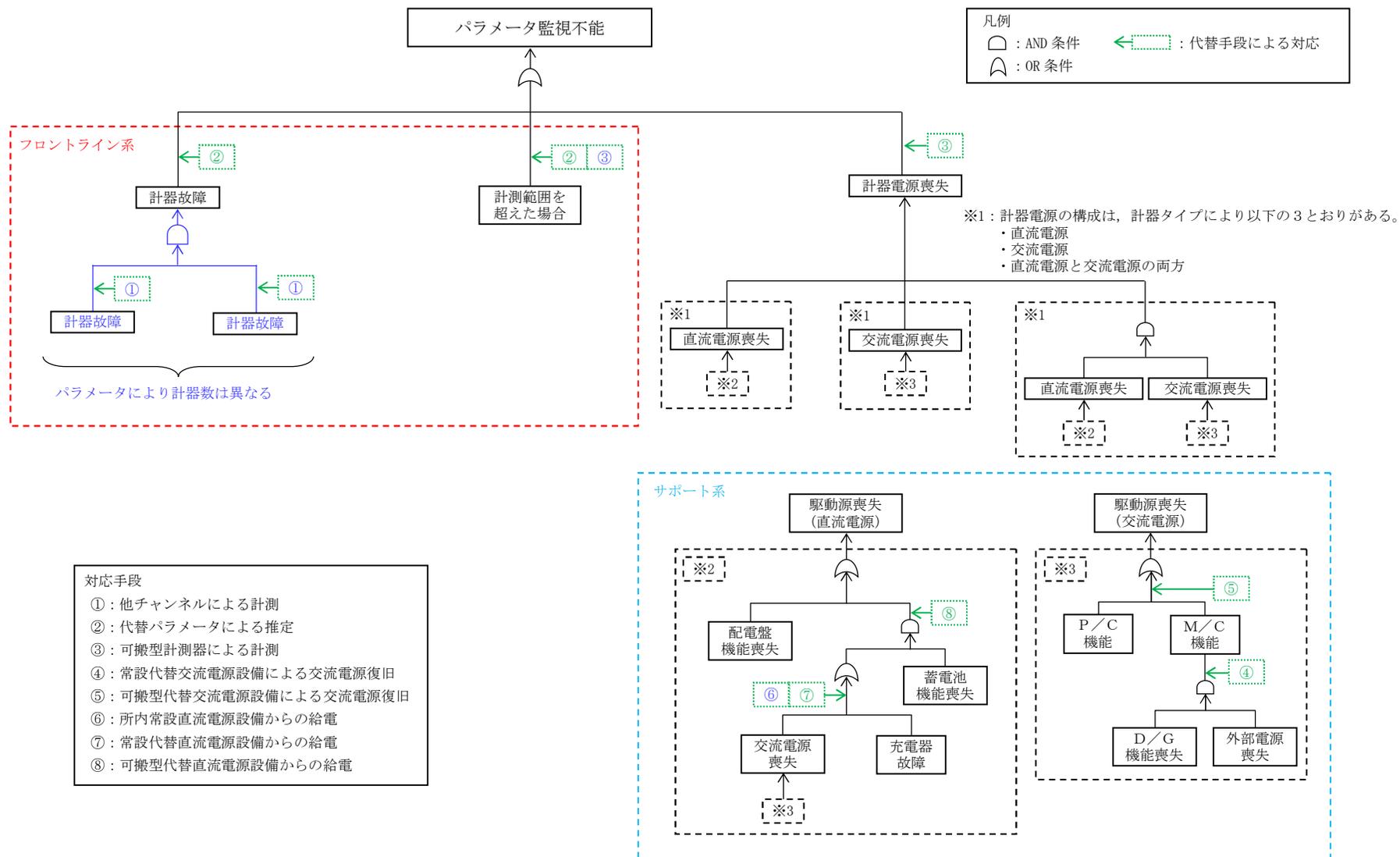
※2 重要監視パラメータは、重要代替監視パラメータ (当該パラメータ以外の重要監視パラメータ等) 若しくは有効監視パラメータによる推定手段を整備する。

※3 重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備 (ランプ表示灯等) については、「設置許可基準規則」第 44～58 条の「設置許可基準規則」第 43 条への適合方針のうち、(2) 操作性 (「設置許可基準規則」第 43 条第 1 項二) にて、適合性を整理する。

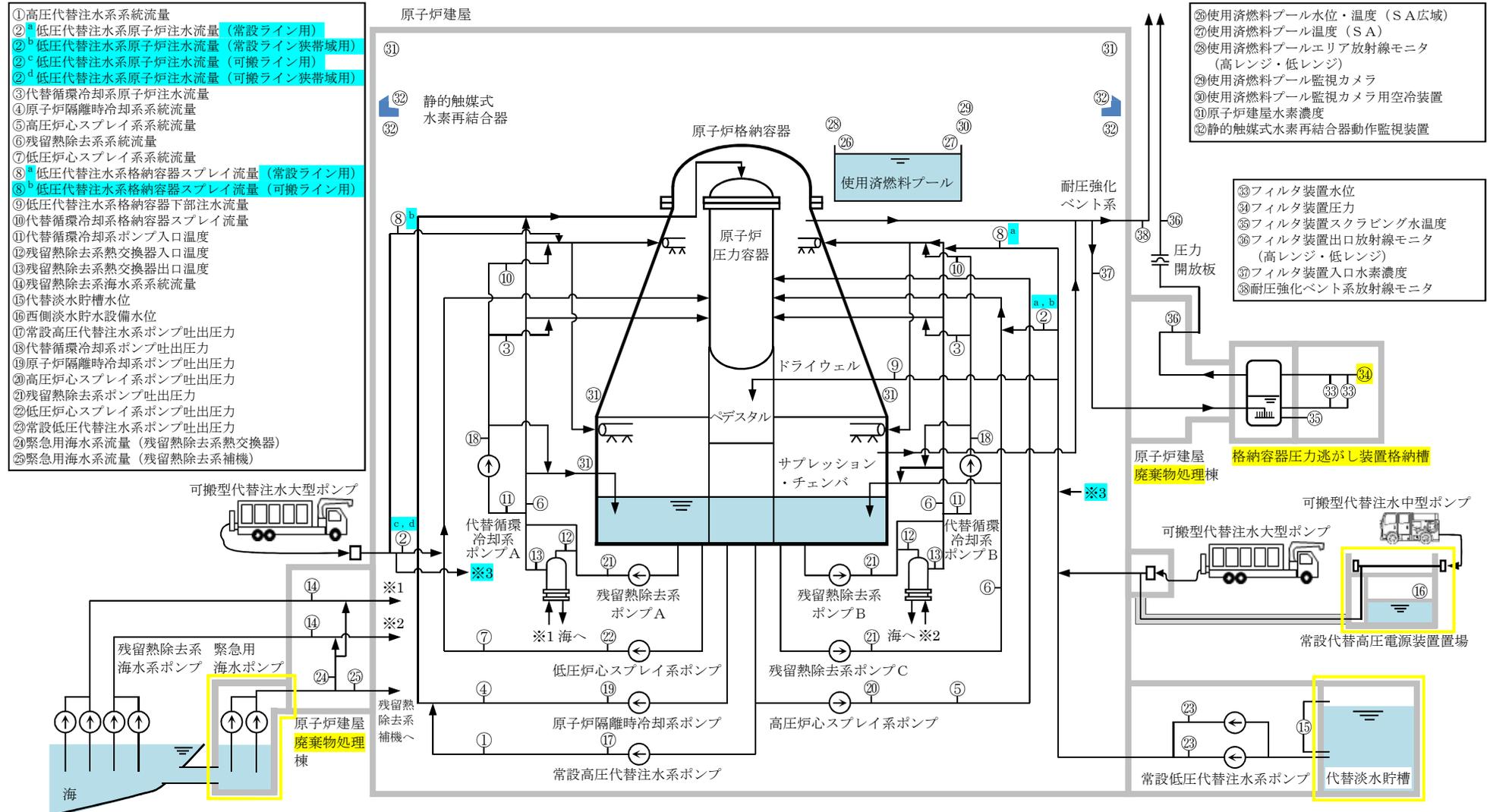
※4 代替パラメータ：主要パラメータの推定に必要なパラメータ

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

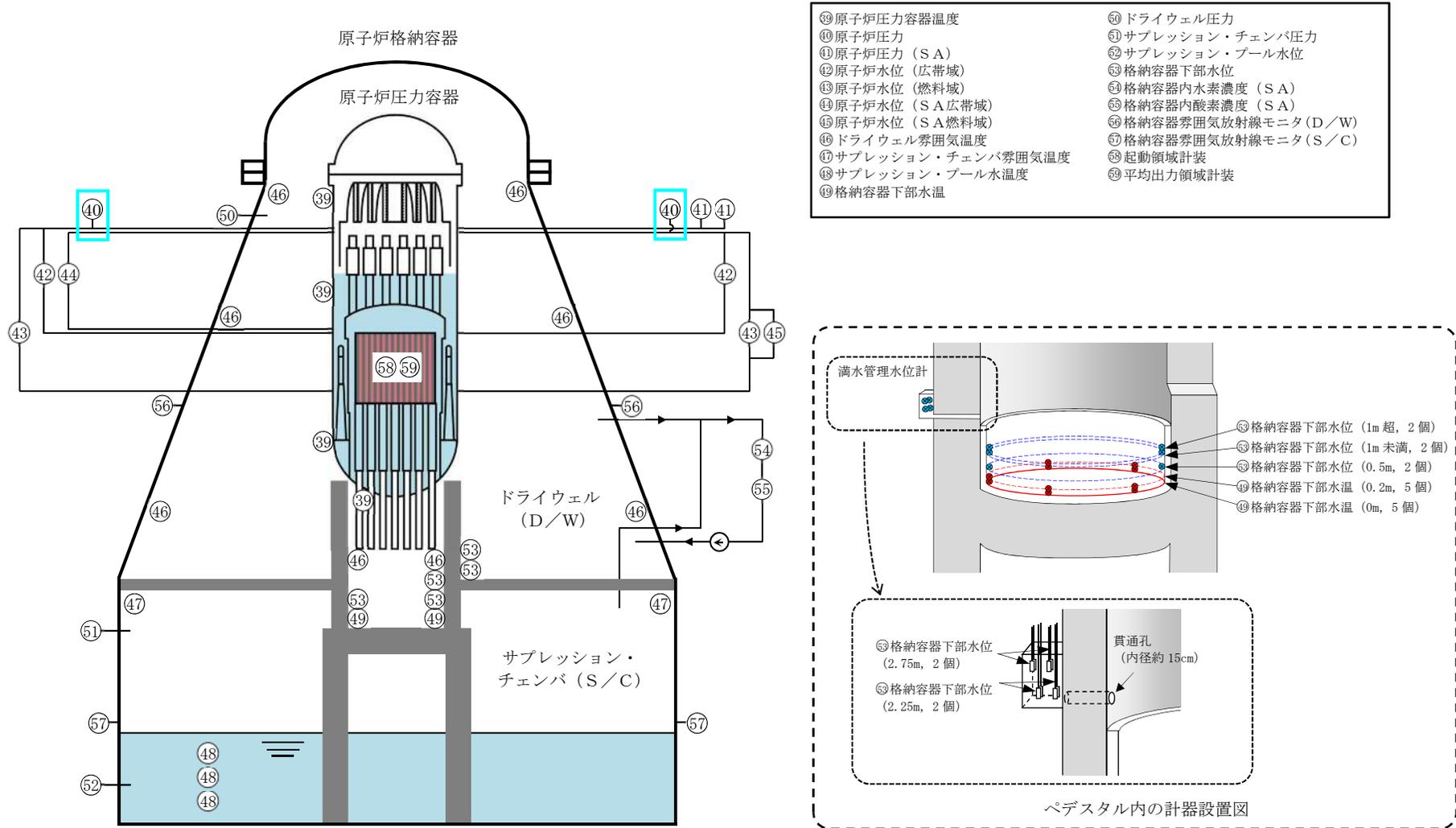
第 1.15-1 図 重大事故等時に必要なパラメータ及び計器の選定フロー



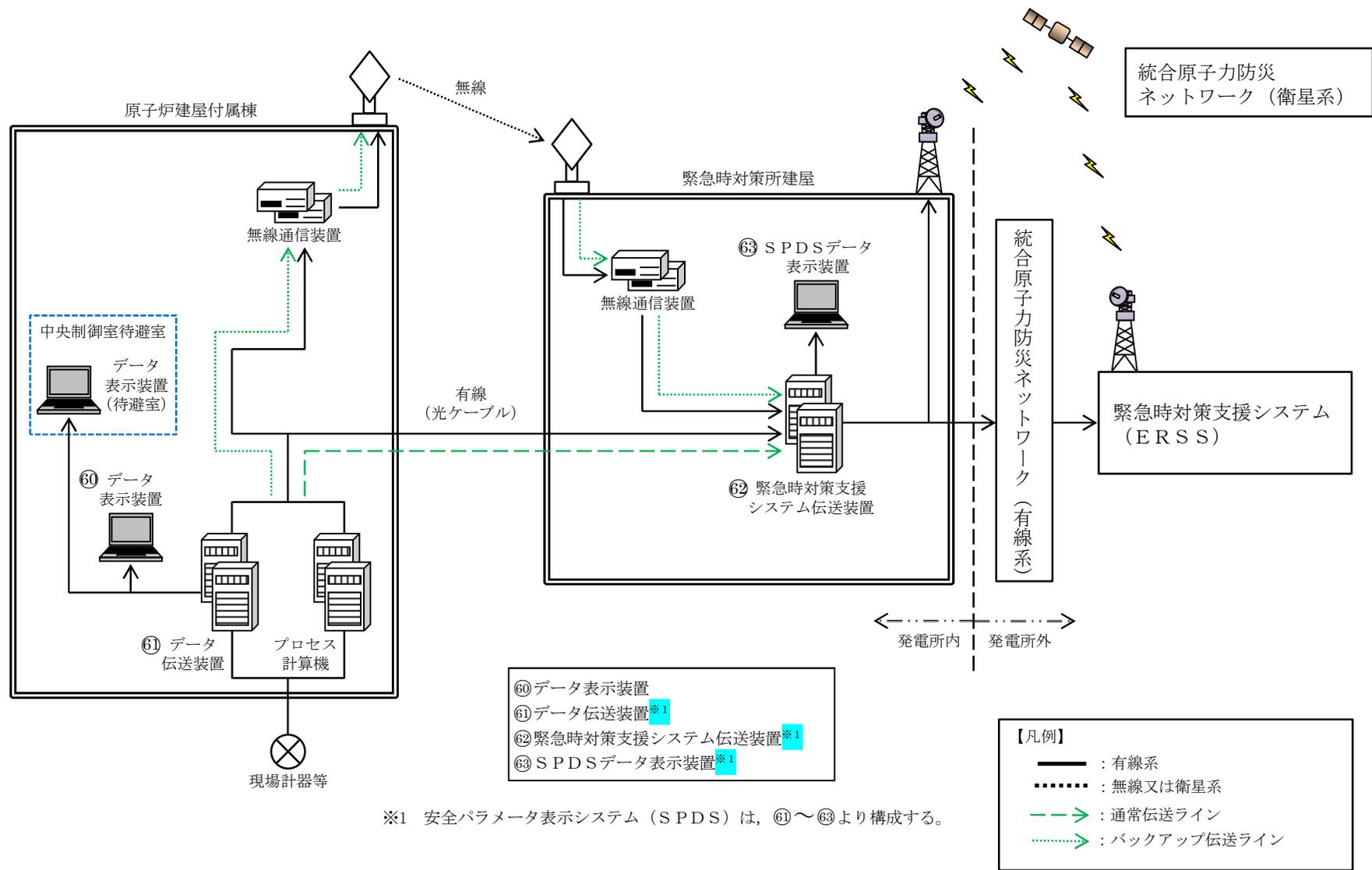
第 1.15-2 図 機能喪失原因対策分析



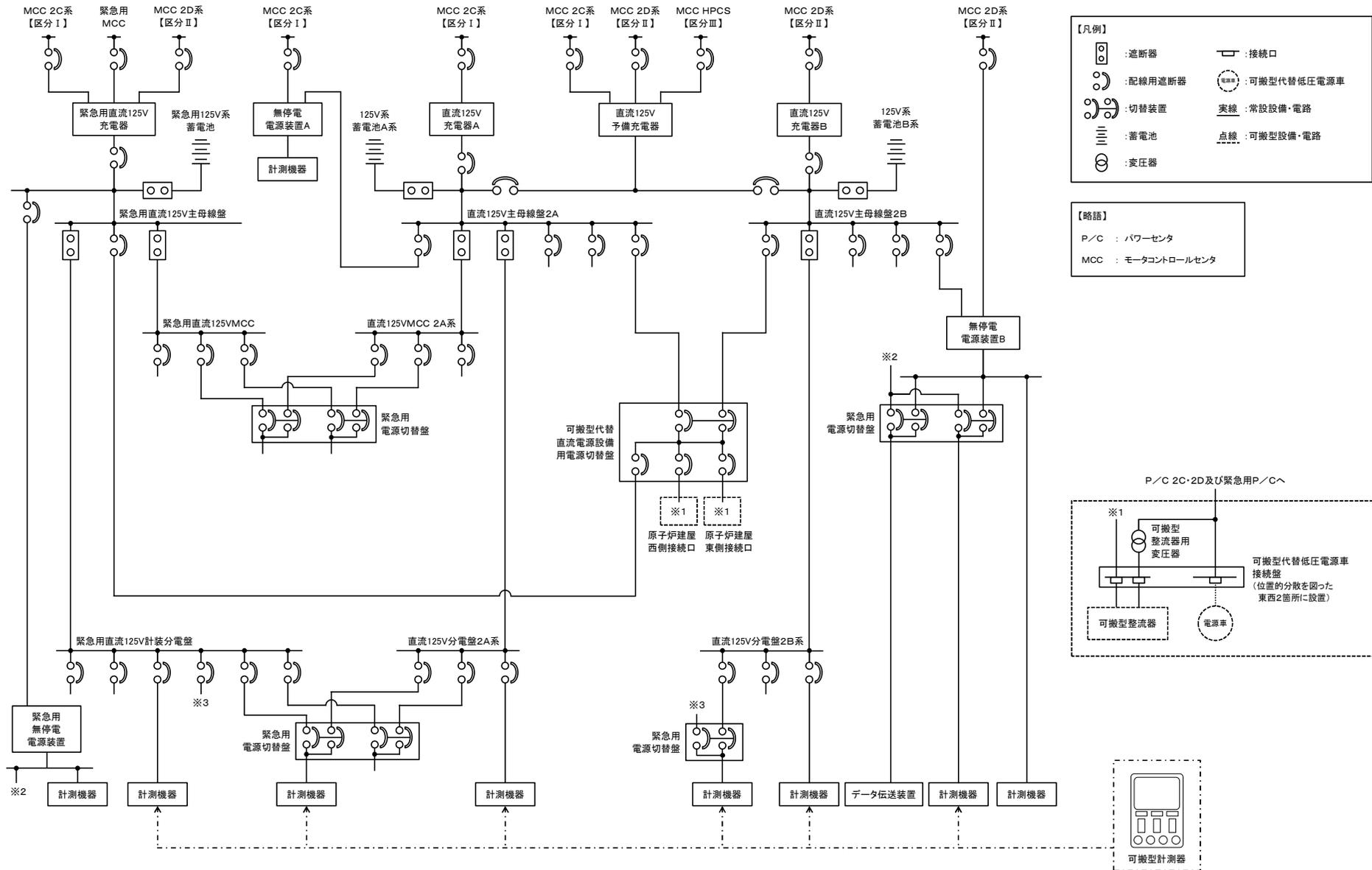
第 1.15-3 図 重要計器及び重要代替計器 (重大事故等対処設備) の系統概要図 (1/2)



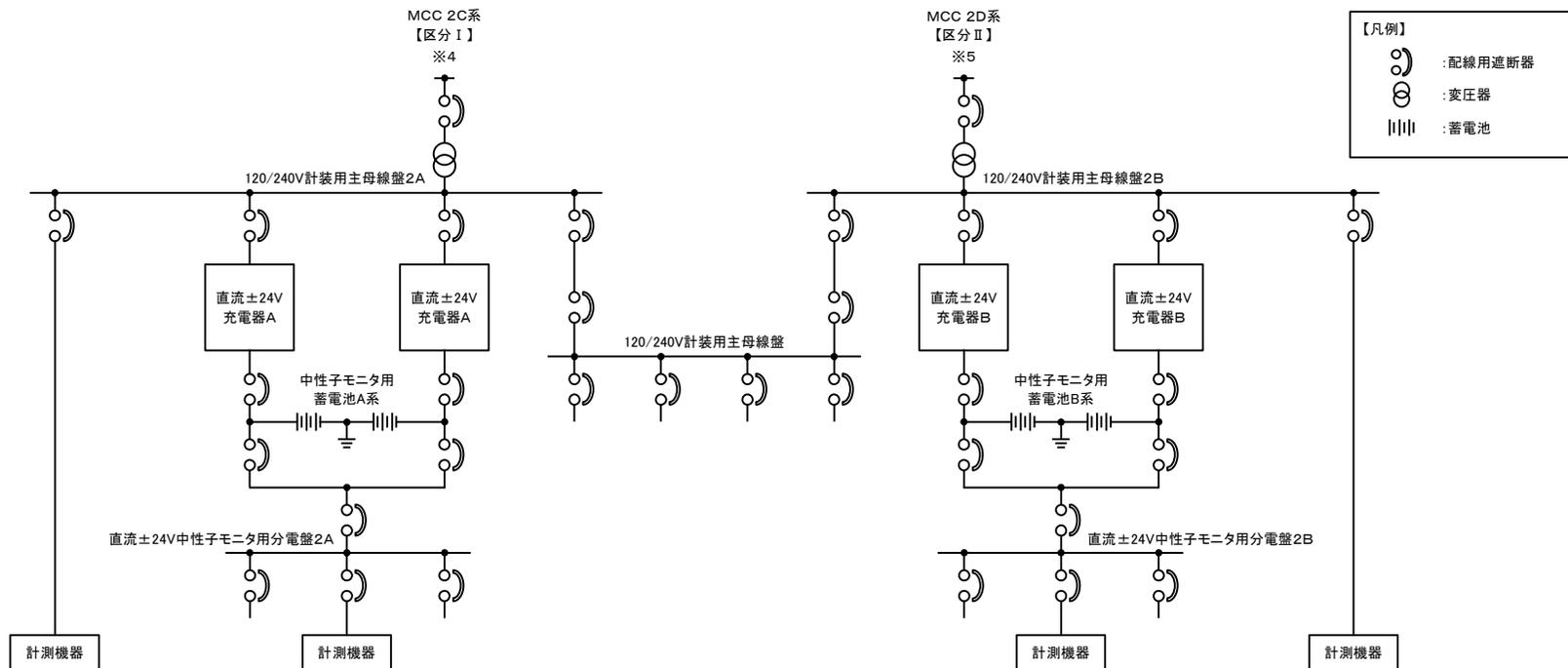
第 1.15-3 図 重要計器及び重要代替計器 (重大事故等対処設備) の系統概要図 (2/2)



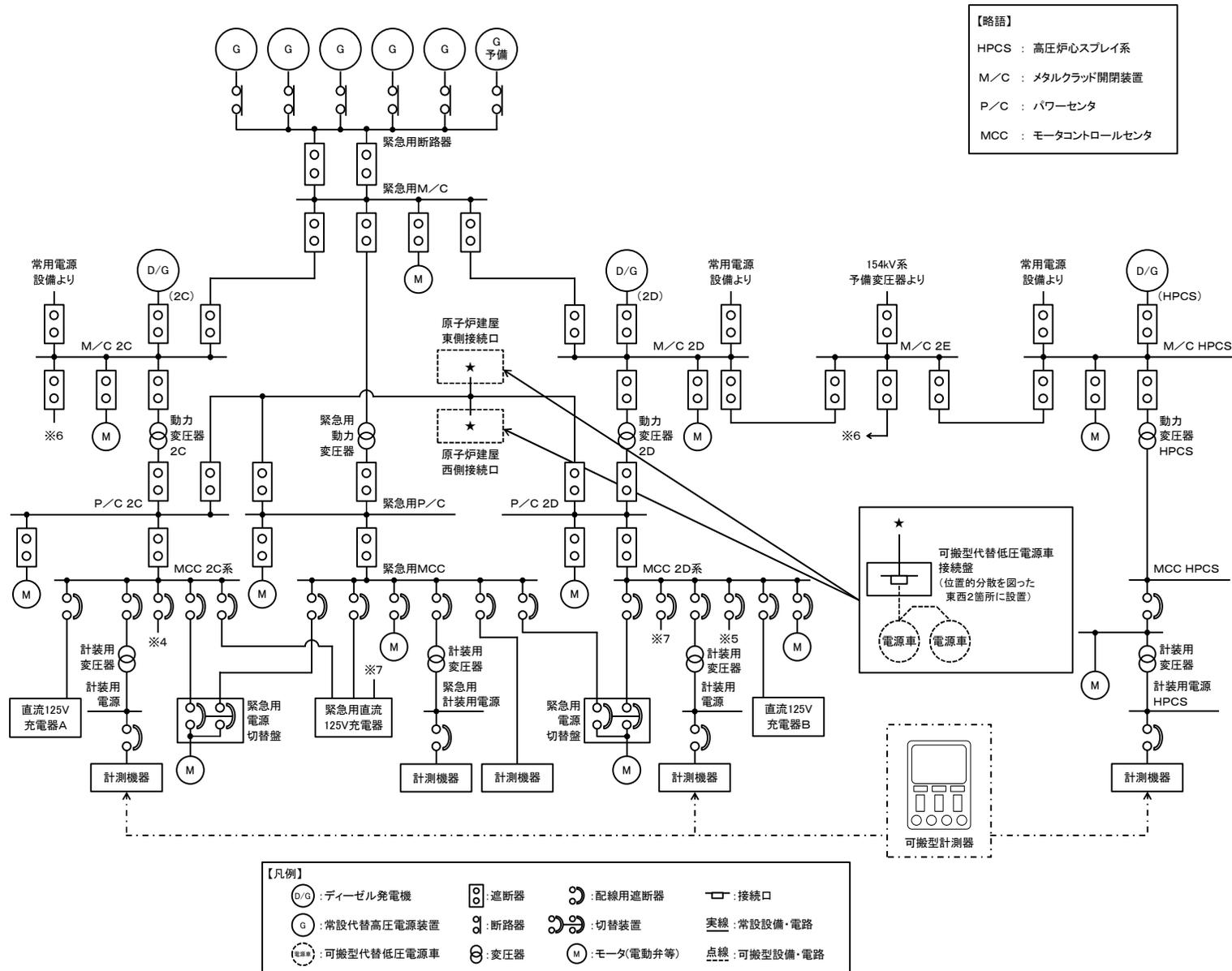
第 1.15-4 図 データ表示装置及び安全パラメータ表示システム (SPDS) の系統概要図



第 1.15-5 図 計器の電源構成図 (直流電源) (1/3)



第 1.15-5 図 計器の電源構成図 (直流電源) (2/3)



第 1.15-5 図 計器の電源構成図 (交流電源) (3/3)

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

第 1.15-6 図 可搬型計測器による監視パラメータ計測タイムチャート