

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 技-C-1 改 49
提出年月日	平成 29 年 8 月 24 日

東海第二発電所

「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

平成 29 年 8 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。

1. 重大事故等対策

下線部：今回提出資料

- 1.0 重大事故等対策における共通事項
- 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 1.2 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手順等
- 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 1.4 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手順等
- 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
- 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
- 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
- 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等
- 1.14 電源の確保に関する手順等
- 1.15 事故時の計装に関する手順等
- 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 1.17 監視測定等に関する手順等
- 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 1.19 通信連絡に関する手順等

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの
対応における事項

2.1 可搬型設備等による対応

1.15 事故時の計装に関する手順等

< 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計測
- 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

1.15.2.2 計測に必要な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. 所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電
- b. 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
- c. 可搬型代替直流電源設備からの給電
- d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視
- e. 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

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。

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（以下「原子炉施設」という。）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を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。

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手順ではないため、各々の手順において整理する。

（添付資料 1.15.3）

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。

※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、未臨界の維持又は確認、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。

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，主要パラメータの推定に必要なパラメータ（以下「代替パラメータ」という。）を用いて対応する手段を整備し，重大事故等対処設備を選定する（第 1.15-1 図，第 1.15-2 図）（以下「機能喪失原因対策分析」という。）。

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。

抽出パラメータのうち，原子炉施設の状態を直接監視することはできないが，電源設備の受電状態，重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータ（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。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。

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）

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（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。

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、重大事故等時に原子炉施設の状況を把握するため、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)

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原子炉施設の状況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。

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、原子炉施設の状況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。

(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。

- 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した場合は、原子炉施設の状態を把握するため、多重化された同一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代替パラメータを第 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計器は以下のとおり。

- ・ 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計器は以下のとおり。

- ・ 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、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づける。

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づける。

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。

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づける。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により計測の代替手段として有効である。

- 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

(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，原子炉施設の状態を把握するため，代替パラメータを計測する計器により必要とするパラメータの値を推定する手段及び可搬型の計測器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，原子炉施設の状態を把握するための設備のうち，重要代替計器は重大事故等対処設備として位置づける。

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。

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づける。あわせて，その理由を示す。

- ・ 常用代替計器

耐震性等又は耐環境性はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能なことから，重要代替計器により計測の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。）が喪失し，監視機能が喪失した場合に，蓄電池又は代替電源（交流，直流）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 1.15-4 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。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備

蓄電池又は代替電源（直流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 所内常設直流電源設備
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 可搬型代替直流電源設備

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交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設直流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備及び可搬型計測器は，重大事故等対処設備として位置づける。

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。

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、SPDS データ表示装置により構成される。

また、重大事故等時の有効監視パラメータについても使用できる場合は、パラメータを記録する手段がある。

有効監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計算機
- ・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づける。

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。

以上の重大事故等対処設備により，重要な監視パラメータを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づける。あわせて，その理由を示す。

- ・プロセス計算機

- ・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）により記録する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}及び重大事故等対応要員の対応として「非常時運転手順書（事象ベース）」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、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。

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。

なお、当該パラメータの他の常用計器が監視可能であれ

ば確認に使用する。

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。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方法

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。

計器が故障するまでの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、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等を考慮し、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。

(b) 操作手順

主要パラメータの重要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推定を指示する。

②運転員等は、あらかじめ選定した主要パラメータの重要代替計器の指示値を読み取る。

なお、常用代替計器が使用可能であれば推定に使用する。

③運転員等は、読み取った指示値により、主要パラメータを推定する。

④運転員等は、推定結果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。推定手順を整備するため、速やかに対応できる。

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。具体的な推定方法については、第 1.15-3 表に整理する。

- ・ 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
- ・ 流量を注水先又は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
- ・ 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

- ・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
- ・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
- ・ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉格納容器内の水位を推定するケース
- ・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
- ・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
- ・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
- ・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へいが確保されていることを推定するケース

（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。

- ・ 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，事故等発生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。

(添付資料 1.15.6)

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、当該パラメータ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は、第 1.15-3 表にて定める優先順位にて重要代替計器又は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が、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℃であり、原子炉圧力容器温度が 300℃以上の場合は炉心損傷状態と推定するため、対応は可能である。また、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ことが可能である。

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、原子炉圧力 (SA) 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（SA 広帯域）の計測範囲は、蒸気乾燥器スカート下端を基準として、 $-3,800\text{ mm} \sim 1,500\text{ mm}$ である。また、原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（SA 燃料域）の計測範囲は、燃料有効長頂部を基準として、 $-3,800\text{ mm} \sim 1,300\text{ mm}$ 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付近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、原子炉水位の計測範囲を超える場合があるが、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。

- ・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である。

高圧代替注水系系統流量の計測範囲は， $0\sim 50\text{ L/s}$ として
おり，計測対象である常設高圧代替注水系ポンプの最大流量
は 38 L/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。

低圧代替注水系（常設）による低圧代替注水系原子炉注水
流量の計測範囲は， $0\sim 500\text{ m}^3/\text{h}$ としており，計測対象であ
る低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時
の最大流量は $470\text{ m}^3/\text{h}$ 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）による低圧代替注水系原子炉注水
流量の計測範囲は， $0\sim 300\text{ m}^3/\text{h}$ としており，計測対象であ
る低圧代替注水系（可搬）による原子炉圧力容器への注水時
の最大流量は $268\text{ m}^3/\text{h}$ 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， $0\sim 150\text{ m}^3/\text{h}$
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 $100\text{ m}^3/\text{h}$ 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， $0\sim 50\text{ L/s}$ 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 40 L/s であるため，重大事故等時において計器の計
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、 $0\sim 500\text{ L/s}$ 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 438 L/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。

残留熱除去系系統流量の計測範囲は $0\sim 600\text{ L/s}$ 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 470 L/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。

低圧炉心スプレイ系系統流量の計測範囲は $0\sim 600\text{ L/s}$ 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 456 L/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。

- ・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。

低圧代替注水系（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、 $0\sim 500\text{ m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である低圧代替注水系（常設）による、原子炉格納容器への注水時における最大流量は $449\text{ m}^3/\text{h}$ 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）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、 $0\sim 500\text{ m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である低圧代替注水系（可搬）による、原子炉格納容器へ

の注水時における最大流量は $349\text{m}^3/\text{h}$ 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、 $0\sim 200\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である低圧代替注水系格納容器下部注水による、原子炉格納容器への注水時における最大流量は $168\text{m}^3/\text{h}$ 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。

代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の計測範囲は、 $0\sim 300\text{m}^3/\text{h}$ 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格納容器への注水時の最大流量は $250\text{m}^3/\text{h}$ 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水位を監視するパラメータが計器の計測範囲を超えて、指示値が確認できない場合。

(b) 操作手順

計器の計測範囲を超えたかどうかの判断及び対応手順は以下のとおり。

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推定を指示する。

②運転員等は、原子炉水位の計測範囲を超えた場合、高压代替注水系系統流量、低压代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高压炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低压炉心スプレイ系系統流量のうち、機器動作状態にある流量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。

③運転員等は、推定結果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。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、主要パラメータが計器の計測範囲を超えた場合に、可搬型計測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

重大事故等時に、主要パラメータが計器の計測範囲を超え、指示値が確認できない場合。

(b) 操作手順

可搬型計測器によるパラメータ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 1.15.5 図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に可搬型計測器によるパラメータの計測を依頼する。
- ② 災害対策本部長は、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の使用前点検を行う。また、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、可搬型計測器の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、災害対策本部長へ報告する。

(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、所要時間は約 54 分を想定している。

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 44 分とし、可搬型計測器 1 個の接続に要する時間を 10 分としている。2 測定点以降、連続で接続する場合は追加測定点あたり 10 分が追加時間となる。

円滑に作業ができるように、アクセスルートを確保し、放

射線防護服，照明及び通信連絡設備等を整備する。

(添付資料 1.15.4)

1.15.2.2 計測に必要な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した場合に，蓄電池又は代替電源（交流，直流）から計器へ給電する手順及び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. 所内常設直流電源設備又は常設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た場合に，所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備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。

なお，所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備により計測可能な計器について第 1.15-2 表に示す。

b. 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又は可搬型代替交流電源設備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。

d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

蓄電池及び代替電源（交流，直流）からの給電が困難となり，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。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る場合に，中央制御室でパラメータが監視できなくなるおそれが発生した場合。

(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

e. 重大事故等時の対応手段の選択

全交流動力電源喪失，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には，所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備から計測可能な計器に給電する。

所内常設直流電源から給電されている間に，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器に給電する。なお，常設代替交流電源設備を優先し，計器へ給電する。

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，可搬型代替直流電源設備から計器に給電する。

上述の蓄電池及び代替電源（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。

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ものについて，自主対策設備であるプロセス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の計測結果の記録について整理し、第 1.15-5 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、データ伝送装置は、非常用電源又は代替電源 (常設代替交流電源設備) から給電可能であり、また、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、非常用電源又は代替電源 (緊急時対策所用代替交流電源設備) から給電可能で、14 日間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に、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。

b. 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) b. 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。

c. 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動状態にあれば、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。

(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、安全パラメータ表示システム (SPDS) の記録容量 (14 日間) を超える前に、緊急時対策所にて重大事故等対応要員 1 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。

可搬型計測器の記録は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。

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 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。

第 1.15-1 表 事故時に必要な計装に関する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧

分類	機能喪失を想定する重大事故等対処設備	対応手段	対応設備		手順書
監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器 ※1	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
			主要パラメータの他チャンネルの常用計器 ※1	自主対策設備	
		代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等対処設備	
			常用代替計器	自主対策設備	
	計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等対処設備	
			常用代替計器	自主対策設備	
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器	重大事故等対処設備	
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	蓄電池からの給電	所内常設直流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失」 「全直流電源喪失」 重大事故等対策要領
			常設代替直流電源設備 ※2		
		代替電源(交流)からの給電	常設代替交流電源設備 ※2		
			可搬型代替交流電源設備 ※2		
		代替電源(直流)からの給電	可搬型代替直流電源設備 ※2		
可搬型計測器による計測	可搬型計測器				
—	—	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, SPDS 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
			プロセス計算機(運転記録, 警報記録)	自主対策設備	—
			記録計		

※1: 他チャンネルの計器がある場合。

※2: 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。

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）（1/10）

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	㉞
	原子炉圧力 *2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉圧力 (SA) *2									
	原子炉水位 (広帯域) *2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位 (燃料域) *2									
	原子炉水位 (SA 広帯域) *2									
	原子炉水位 (SA 燃料域) *2									
残留熱除去系熱交換器入口温度 *2	「㉔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 *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。	2	S	区分 I, II 直流電源	弾性圧力 検出器	1	㉞
	原子炉圧力 (SA) *1	0～10.5MPa[gage]	8.23MPa[gage]		2	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器		㉟
	原子炉水位 (広帯域) *2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位 (燃料域) *2									
	原子炉水位 (SA 広帯域) *2									
	原子炉水位 (SA 燃料域) *2									
	原子炉圧力容器温度 *2	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
③ 原子 炉圧 力容 器内 の 水 位	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。	2	Ss 機能 維持	区分 I, II 直流電源	差圧式水位 検出器	1	㉑
	原子炉水位 (燃料域) *1	-3,800～1,300 mm *5	448～1,300 mm *5		2	S	区分 I, II 直流電源	差圧式水位 検出器		㉒
	原子炉水位 (SA 広帯域) *1	-3,800～1,500 mm *4	-3,800～1,400 mm *4		1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22	差圧式水位 検出器		㉓
	原子炉水位 (SA 燃料域) *1	-3,800～1,300 mm *5	448～1,300 mm *5		1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22	差圧式水位 検出器		㉔
	高压代替注水系系統流量 *2	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	低压代替注水系原子炉注水流量 *2									
	代替循環冷却系原子炉注水流量 *2									
	原子炉隔離時冷却系系統流量 *2									
	高压炉心スプレー系系統流量 *2									
	残留熱除去系系統流量 *2									
低压炉心スプレー系系統流量 *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）（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	高压代替注水系系統流量	0～50L/s	－*6	常設高压代替注水系ポンプの最大流量(38L/s)を監視可能。	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 緊急用 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	0～500L/s	438L/s	高压炉心スプレイ系ポンプの最大流量(438L/s)を監視可能。	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	
	低压代替注水系原子炉注水流量	0～500m ³ /h *7	－*6	低压代替注水系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	低压代替注水系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	低压代替注水系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	低压代替注水系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		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		⑥	
	低压炉心スプレイ系系統流量	0～600L/s	456L/s	低压炉心スプレイ系ポンプの最大流量(456L/s)を監視可能。	1	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。									
	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（SA 広帯域） *2											
原子炉水位（SA 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）（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.
注水量 ⑤ 原子炉格納容器への	低圧代替注水系格納容器スプレイ 流量	0～500m ³ /h *7	-*6	低圧代替注水系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	1	⑧
	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	「⑭水源の確保」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。								
温度 ⑥ 原子炉格納容器内の	ドライウエル雰囲気温度	0～300℃	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	⑮
	サブプレッション・チェンバ雰囲気 *1 温度	0～200℃	136℃		2	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *22	熱電対	1	⑯
	サブプレッション・プール水温度 *1	0～200℃	88℃	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。	3	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	测温 抵抗体	1	⑰
	格納容器下部水温	-200～500℃ *10 (ペDESTAL 床面 0m*11)	-*6	ペDESTAL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。	5	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *23	测温 抵抗体	4	⑱
		-200～500℃ *10 (ペDESTAL 床面+0.2m*11)	-*6	ペDESTAL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。	5	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *23	测温 抵抗体	4	
	ドライウエル圧力 *2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
サブプレッション・チェンバ圧力 *2	「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）（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]	格納容器の限界圧力（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	④⑨
	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	⑤⑩
	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									
サブプレッション・プール水温度 *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)	ウェットウエルベント操作可否判断（ベントライン下端高さ-1.64m：通常水位+6.5m）を把握できる範囲を監視可能。	1	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 *22	差圧式水位 検出器	1	⑥⑪
	格納容器下部水位	+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、格納容器下部に熔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	⑥⑫
		+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、格納容器下部に熔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		
		+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、格納容器下部に熔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		
	低圧代替注水系格納容器スプレイ 流量 *2	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	低圧代替注水系格納容器下部注水 流量 *2									
	代替淡水貯槽水位 *2	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	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）（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) *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。	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	- * 24	63									
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) *2	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。																	
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) *2																		
	ドライウェル圧力 *2										「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	サブプレッション・チェンバ圧力 *2																		
⑩ 原子炉 格納容 器内の 放射 線量 率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) *1	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満 * 16	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値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	- * 24	65									
	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 未満 * 16	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値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	- * 24	66									
⑪ 未臨 界の 維持 又は 確認	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% ($1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の 約 19 倍	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	- * 24	67									
	平均出力領域計装 *1	0~125% ($1.0 \times 10^{12} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)		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、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 区分 I, II 直流電源	核分裂 電離箱	- * 24	68									

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）（6/10）

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（1/2）	<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	⑳	
	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	㉑	
	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	㉒	
	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	－＊24	㉓	
		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		－＊24		
	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%）以下であることを監視可能。	2	Ss 機能維持	計器、サンプリング装置： 緊急用 交流電源 ＊22	熱伝導式 水素検出器	－＊24	㉔	
	<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	－＊24	㉕	
	<代替循環冷却系>										
	サプレッション・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	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	㉖	
	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	㉗		

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）（7/10）

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	
					1	S	区分Ⅱ計測用交流電源	差圧式流量検出器		⑭	
	緊急用海水系流量（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	Ss 機能維持	緊急用直流電源 * 22	差圧式流量検出器		⑳	
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	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。	1	Ss 機能維持	緊急用直流電源 * 22	差圧式流量検出器		㉑	
	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。									
	サプレッション・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。									
	サプレッション・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。										
⑬ 格納容器バイパスの監視	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	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。									
	原子炉水位（SA 燃料域） * 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 * 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（SA） * 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。									
	ドライウエル雰囲気温度 * 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。									
	ドライウエル圧力 * 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。									

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）（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.
⑭ 水源の確保	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	0～20m	－＊6	代替淡水貯槽の底部より上の水位計検出点からポンプテストライン配管下端（0～19m）を監視可能。	1	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ＊22	差圧式水位 検出器	1	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」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	0～10MPa [gage]	－＊6	高压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	弾性圧力 検出器	1	⑯
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出 圧力 ＊2	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	Ss 機能維持	区分Ⅰ 直流電源 緊急用 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	0～10MPa [gage]	7.24MPa [gage]	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力（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]	－＊6	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	1	⑳
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ＊2	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。	3	Ss 機能維持	区分Ⅰ,Ⅱ 計測用 交流電源	弾性圧力 検出器		㉑
	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出 圧力 ＊2	0～4MPa [gage]	2.53MPa [gage]	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力（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		㉒
	常設低压代替注水系ポンプ吐出 圧力 ＊2	0～5MPa [gage]	－＊6	常設低压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		
低压代替注水系原子炉注水流量 ＊2	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。									
低压代替注水系格納容器スプレイ 流量 ＊2										
低压代替注水系格納容器下部注水 流量 ＊2										

第 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）（9/10）

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 の 原子 炉 建 屋 内 の 水 素 濃 度	原子炉建屋水素濃度	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。	2	Ss 機能 維持	緊急用 交流電源	触媒式 水素検出器	－＊24	⑩
		0～20vol%			3	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	熱伝導式 水素検出器	－＊24	
	静的触媒式水素再結合器動作監視 装置 ＊2	0～300℃	－＊6	重大事故等時において、静的触媒式水素再 結合器の最高使用温度（300℃）を監視可能。	4 ＊18	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	熱電対	2	⑪
⑯ の 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、格納容器内の水素 燃焼の可能性を把握する上で、酸素濃度の 可燃限界（5vol%）を監視可能。	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	⑬
	格納容器雰囲気放射線モニタ （D/W） ＊2	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器雰囲気放射線モニタ （S/C） ＊2									
	ドライウェル圧力 ＊2 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）（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.
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 *1 広域）	-4,300～+7,200mm *19 (EL. 35,077～46,577mm)	+6,818mm (EL. 46,195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック下端（EL. 35,097mm）までの範囲にわたり水位を監視可能。	1	Ss 機能維持	区分Ⅱ 直流電源 緊急用 直流電源	ガイドパルス式水位検出器	- *24	⑳
		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 *20			測温抵抗体	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 *21	Ss 機能維持	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 *1 モニタ（高レンジ・低レンジ）	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がある放射線量率（3.0mSv/h 以下）を監視可能。	1 1	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	イオン チェンバ	- *24	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態を監視可能。	1	Ss 機能維持	カメラ：緊急用 直流電源 空冷装置：緊急用 交流電源	赤外線 カメラ	- *24	㉓ ㉔	

- *1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ， *2：重要代替監視パラメータ
 *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：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用， *8：可搬型設備による対応時に使用， *9：狭帯域流量
 *10：RPV破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器）， *11：ペダスタル底面（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（サプレッション・チェンバー底部より 7,030mm）， *13：RPV破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計）
 *14：RPV破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2m の場合）（高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計）
 *15：RPV破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2m の場合）（満水管理水位計）
 *16：炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *17：平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
 *18：2 個の静的触媒式水素再結合器に対して，出入口に 1 個ずつ設置
 *19：基準点は使用済燃料ラック上端 EL. 39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
 *20：検出点 2 箇所， *21：検出点 8 箇所
 *22：設置許可基準規則第 47 条，48 条及び 49 条で抽出された計装設備は設計基準事故対処設備に対して，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ることとしており，電源については，非常用所内電気設備と独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。詳細については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料 57-9」参照。なお，各条文に対するパラメータの選定結果は，補足説明資料 58-10 に整理している。
 *23：設置許可基準規則第 51 条で抽出された計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており，低圧代替注水系格納容器下部注水流量及び格納容器下部水位に対して，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力及びドライウェル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電源設備を経由して電源を受電できる設計とするとともに，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：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 (1/15)

【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 : 流量を注水先又は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 : 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から格納容器内の水位を推定する。
- 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	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉圧力容器温度の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には, 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。
		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)	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重要監視パラメータの常用計器 (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 (2/15)

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)	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。
		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	
		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重要監視パラメータの常用計器 (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 (3/15)

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・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・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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③高圧代替注水系系統流量 ③低圧代替注水系原子炉注水流量 ③代替循環冷却系原子炉注水流量 ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心スプレイ系系統流量 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 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	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。 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。
		②高圧代替注水系系統流量 ②低圧代替注水系原子炉注水流量 ②代替循環冷却系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心スプレイ系系統流量 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 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重要監視パラメータの常用計器 (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 (4/15)

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 (1/2)	高圧代替注水系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)	ケース 3	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合には、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。
	高圧炉心スプレイ系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)	ケース 3	①高圧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重要監視パラメータの常用計器 (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 (5/15)

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、水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	低圧炉心スプレイ系系統流量	①サプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)	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、水源であるサプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサプレッション・プール水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	①代替淡水貯槽水位 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注水先のサプレッション・プール水位の変化により低圧代替注水系格納容器スプレイ流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響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重要監視パラメータの常用計器（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 (6/15)

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

*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重要監視パラメータの常用計器（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 (7/15)

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プレッション・チェンバ雰囲気温度及びサプレッション・プール水温度によりサプレッション・チェンバ圧力を推定する。 ③ 監視可能であればサプレッション・チェンバ圧力（常用計器）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 サプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース 6		
		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] *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重要監視パラメータの常用計器（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 (8/15)

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	サブプレッション・プール水位	① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	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には、低圧代替注水系格納容器スプレイ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の変化により、サブプレッション・プール水位を推定する。</p> <p>(上記①、②の推定方法は、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッション・プールへ移行する場合を想定しており、サブプレッション・プール水位の計測目的(ウェットウェルベントの操作可否判断(ベントライン高さ-1.64m: +6.5m)を把握すること)から考えると保守的な評価となることから問題ない。)</p> <p>③ 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サブプレッション・プール水位を推定する。</p> <p>④ 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。</p> <p>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。</p>
		② 代替淡水貯槽水位	ケース 7	
		③ ドライウェル圧力 ③ サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 1	
格納容器下部水位	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	<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> <p>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。</p> <p>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。</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>
		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	ケース 2	
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ① 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ① ドライウェル圧力 ① サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 9	<p>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。</p> <p>① ドライウェル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。</p> <p>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。</p> <p>推定は、重要代替計器を優先する。</p>
		② [格納容器内水素濃度] *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重要監視パラメータの常用計器(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 (9/15)

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 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	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。
		③ [制御棒操作監視系] *2	ケース 8	
	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	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。
		③ [制御棒操作監視系] *2	ケース 8	
[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重要監視パラメータの常用計器 (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 (10/15)

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度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水素濃度	①主要パラメータ (フィルタ装置水位, フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ), フィルタ装置入口水素濃度) の他チャンネル	ケース 1	①主要パラメータのうち, フィルタ装置水位, フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ), フィルタ装置入口水素濃度の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②格納容器圧力逃がし装置による冷却において, フィルタ装置水位, フィルタ装置圧力, フィルタ装置スクラビング水温度, フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ), フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合には, 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。 推定は, 主要パラメータ (フィルタ装置水位, フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ), フィルタ装置入口水素濃度) の他チャンネルを優先する。
		②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ②ドライウエル圧力 ②サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 4	
	<耐圧強化ベント系> 耐圧強化ベント系放射線モニタ	①ドライウエル雰囲気温度 ①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ①ドライウエル圧力 ①サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 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ェットウエルのベントに使用した方を優先する。
	<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) の他チャンネル	ケース 1	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) の他チャンネルを優先する。
		②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース 4	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (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 (11/15)

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 (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	ケース 1	①主要パラメータのうち, 残留熱除去系熱交換器入口温度, 残留熱除去系熱交換器出口温度, 残留熱除去系系統流量, 残留熱除去系海水系系統流量の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②残留熱除去系による冷却において, 残留熱除去系熱交換器入口温度, 残留熱除去系熱交換器出口温度, 残留熱除去系系統流量, 残留熱除去系海水系系統流量, 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器), 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) の監視が不可能となった場合には, 原子炉圧力容器温度, ドライウェル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ雰囲気温度, サプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。 推定は, 主要パラメータ (残留熱除去系熱交換器入口温度, 残留熱除去系熱交換器出口温度, 残留熱除去系系統流量, 残留熱除去系海水系系統流量) の他チャンネルを優先する。
		②原子炉圧力容器温度 ②ドライウェル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ②サプレッション・プール水温度	ケース 4	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (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 (12/15)

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 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重要監視パラメータの常用計器 (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 (13/15)

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 高圧炉心スプレイ系系統流量 ① 残留熱除去系系統流量 ① 低圧炉心スプレイ系系統流量 ② 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ② 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ② 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ② 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ② 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	ケース 2	① サブプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合には、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、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを推定する。 ② サブプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。 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。
		③ [サブプレッション・プール水位] *2	ケース 1	推定は、サブプレッション・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。
	代替淡水貯槽水位	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 ① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ② 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重要監視パラメータの常用計器（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 (14/15)

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) ①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ①ドライウエル圧力 ①サブプレッション・チェンバ圧力	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、重要代替計器を優先する。
		② [格納容器内酸素濃度] *2	ケース 1	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(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 (15/15)

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	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重要監視パラメータの常用計器 (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 1.15-4 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 1L, 2L 電圧	東海原子力線 1L, 2L 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 2C 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 2D 電圧 *1	
	M/C 2E 電圧	
	M/C HPCS 電圧	
	P/C 2C 電圧 *1	
	P/C 2D 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
	直流 125V 主母線盤A 電圧 *1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ
	直流 125V 主母線盤B 電圧 *1	
	直流 125V 充電器A・B 蓄電池電圧	
	直流±24V 充電器A・B 蓄電池電圧	
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧 *1	
	緊急用直流 125V 充電器蓄電池電圧	
	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
	HPCS D/G 周波数	
	D/G 2C・2D 海水系入口圧力	
	HPCS D/G 海水系入口圧力	
	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
	常設代替高圧電源装置発電機周波数	
	常設代替高圧電源装置エンジン回転数	
	常設代替高圧電源装置潤滑油入口温度	
	常設代替高圧電源装置潤滑油入口圧力	
	可搬型代替低圧電源車発電機電圧	
	可搬型代替低圧電源車発電機周波数	
	可搬型整流器電圧	
	常設代替高圧電源装置燃料タンクレベル	燃料の確保状態を確認するパラメータ
	可搬型設備用軽油タンク油面	
各機器油タンクレベル		

*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	
	ほう酸水注入系系統圧力	
	高压代替注水系タービン入口圧力	高压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ
	常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力	
	高压代替注水系タービン排気圧力	
	低压代替注水系流量 (格納容器頂部)	低压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ
	低压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
	高压窒素ガス供給系供給圧力*1	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ
	窒素ガスボンベ出口圧力*1	
	代替逃がし安全弁駆動装置窒素ガスボンベ出口圧力*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	二次隔離弁操作室差圧	二次隔離弁操作室の陽圧化を確認するパラメータ
	空気ボンベユニット 空気供給流量	
	薬液タンク圧力	サブプレション・プール水 pH制御設備の状態を確認するパラメータ
	薬液タンク水位	
	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については、重大事故等対処設備とする。

第 1.15-5 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
(自主対策設備)の監視・記録について (1/5)

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	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 *1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉圧力 (SA) *1	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	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水位	原子炉水位 (広帯域) *1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (燃料域) *1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (SA 広帯域) *1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (SA 燃料域) *1	可	要	—	SPDS	—
	高压代替注水系系統流量 *1	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	低压代替注水系原子炉注水流量 *2					
	代替循環冷却系原子炉注水流量 *2					
	原子炉隔離時冷却系系統流量 *2					
	高压炉心スプレイ系系統流量 *2					
	残留熱除去系系統流量 *2					
	低压炉心スプレイ系系統流量 *2					
原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高压代替注水系系統流量	可	要	—	SPDS	—
	低压代替注水系原子炉注水流量	可	要	—	SPDS	—
	代替循環冷却系原子炉注水流量	可	要	—	SPDS	—
	原子炉隔離時冷却系系統流量	可	要	—	SPDS	—
	高压炉心スプレイ系系統流量	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系系統流量	可	要	—	SPDS	—
	低压炉心スプレイ系系統流量	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系系統流量	可	要	—	SPDS	—
	低压炉心スプレイ系系統流量	可	要	—	SPDS	—

*1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ、 *2：重要代替監視パラメータ
[]：有効監視パラメータ

第 1.15-5 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
(自主対策設備)の監視・記録について (2/5)

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 (2/2)	サブプレッション・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 *2	水源の確保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イ流量	可	要	—	SPDS	—
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	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。				
	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 *1	可	要	—	SPDS	—
	サブプレッション・プール水温度 *1	可	要	—	SPDS	—
	格納容器下部水温	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					
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 *1	可	要	—	SPDS	—
	サブプレッション・チェンバ圧力 *1	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					
	サブプレッション・プール水温度 *2					
	[ドライウエル圧力]	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	—
	[サブプレッション・チェンバ圧力]	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	—
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	可	要	—	SPDS	—
	格納容器下部水位	可	要	—	SPDS	—
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 *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下部注水流量 *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。				
	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					
	[サブプレッション・プール水位]	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	—

*1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ, *2: 重要代替監視パラメータ
[]: 有効監視パラメータ

第 1.15-5 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
(自主対策設備)の監視・記録について (3/5)

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水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) *1	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	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					
	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					
	[格納容器内水素濃度]	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機 記録計	—
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	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) *1	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
未臨界の維持又は確認	起動領域計装 *1	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	SPDS	—
	平均出力領域計装 *1	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	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	—
最終ヒートシンクの確保 (1/2)	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	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
	フィルタ装置入口水素濃度	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	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。				
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	可	要	—	SPDS	—
	代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	可	要	—	SPDS	—
	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	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系系統流量	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	残留熱除去系海水系統流量	可	要	—	SPDS	—

*1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ, *2: 重要代替監視パラメータ
[]: 有効監視パラメータ

第 1.15-5 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
(自主対策設備)の監視・記録について (4/5)

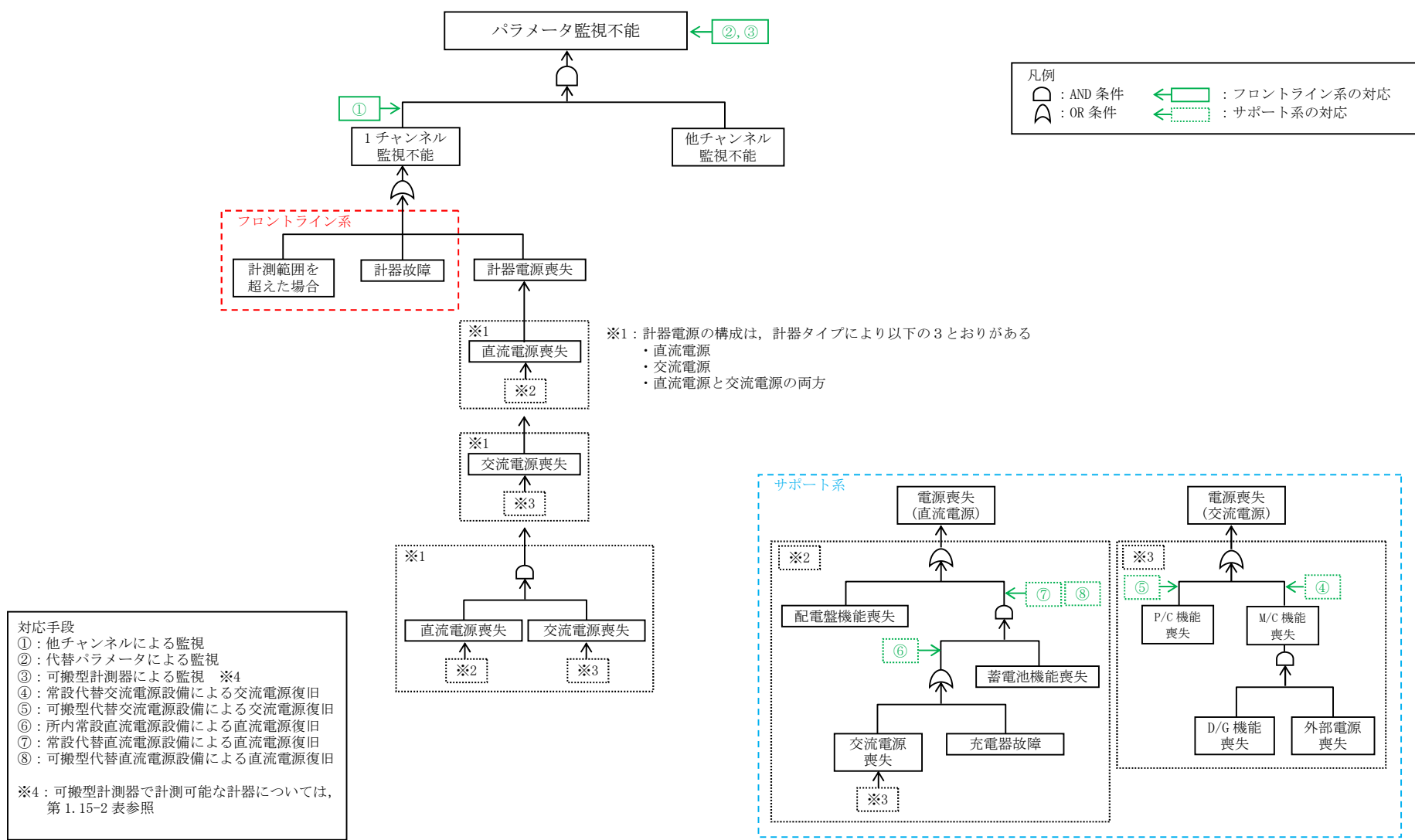
分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録	
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
最終ヒートシンクの確保 (2/2)	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	可	要	—	SPDS	—
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	可	要	—	SPDS	—
	ドライウエル雰囲気温度 *2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 *2					
	ドライウエル圧力 *2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ圧力 *2					
原子炉圧力容器温度 *2	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。					
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) *1	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) *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	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	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	[エリア放射線モニタ]	否	—	可搬型計測器での計測対象外	記録計	—
水源の確保 (1/2)	サブプレッション・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	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及び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	可	要	—	SPDS	—
	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	—

*1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ, *2: 重要代替監視パラメータ
[] : 有効監視パラメータ

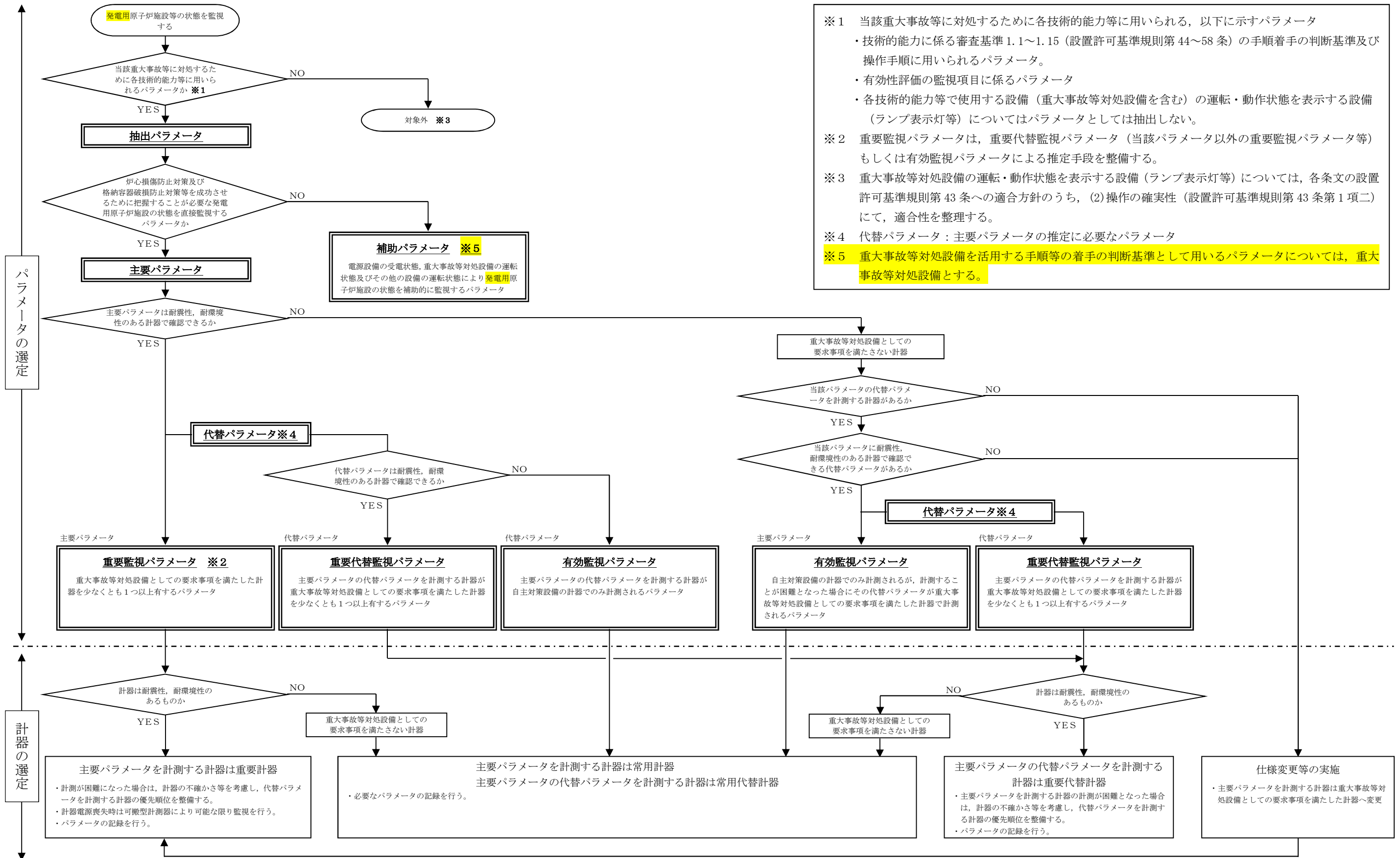
第 1.15-5 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
(自主対策設備)の監視・記録について (5/5)

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 (2/2)	低压代替注水系原子炉注水流量 *2	原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。					
	低压代替注水系格納容器スプレイ流量 *2						
	低压代替注水系格納容器下部注水流量 *2						
	常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 *2	可	要	—	SPDS	—	
	[サブプレッション・プール水位]	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	—	
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置 *2	可		—	SPDS	—	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	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						
	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						
[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	—		
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 (SA 広域) *1	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—	
	使用済燃料プール温度 (SA 広域) *1	可	要	—	SPDS	—	
	使用済燃料プール温度 (SA) *1	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) *1	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—	
	使用済燃料プール監視カメラ *1	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	監視モニタ表示端末	—	

*1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ、 *2：重要代替監視パラメータ
[]：有効監視パラメータ

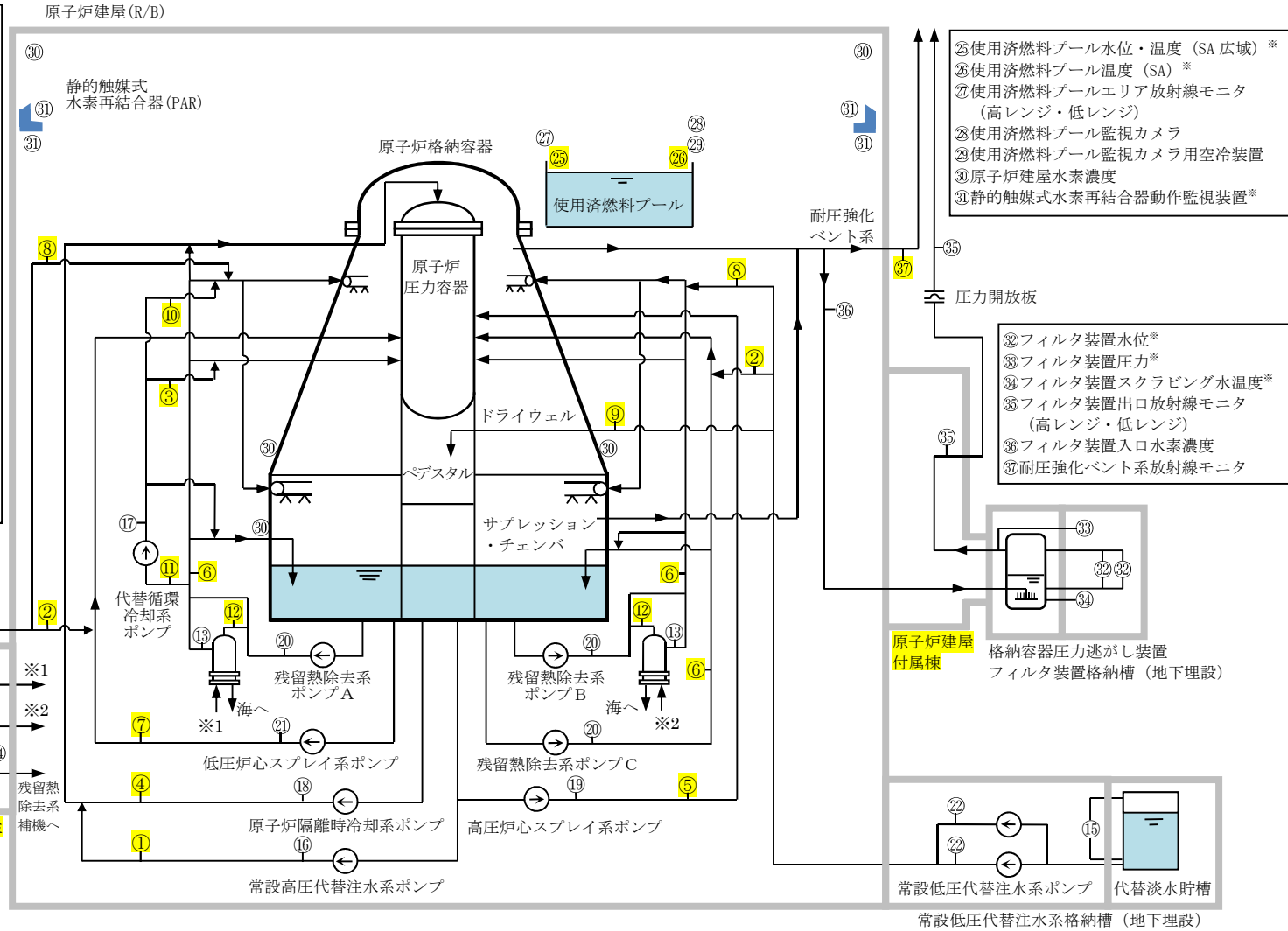


第 1.15-1 図 機能喪失原因対策分析



第 1.15-2 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

- ① 高压代替注水系系統流量*
- ② 低压代替注水系原子炉注水流量*
- 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 高压炉心スプレイ系系統流量*
- ⑥ 残留熱除去系系統流量*
- ⑦ 低压炉心スプレイ系系統流量*
- ⑧ 低压代替注水系格納容器スプレイ流量*
- ⑨ 低压代替注水系格納容器下部注水流量*
- ⑩ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量*
- 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 残留熱除去系熱交換器出口温度*
- ⑭ 残留熱除去系海水系系統流量*
- ⑮ 代替淡水貯槽水位*
- ⑯ 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力*
- ⑰ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力*
- ⑱ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力*
- ⑲ 高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力*
- ⑳ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力*
- ㉑ 低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力*
- ㉒ 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力*
- ㉓ 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) *
- ㉔ 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) *



- ㉕ 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) *
- ㉖ 使用済燃料プール温度 (SA) *
- ㉗ 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)
- ㉘ 使用済燃料プール監視カメラ
- ㉙ 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ㉚ 原子炉建屋水素濃度
- ㉛ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置*

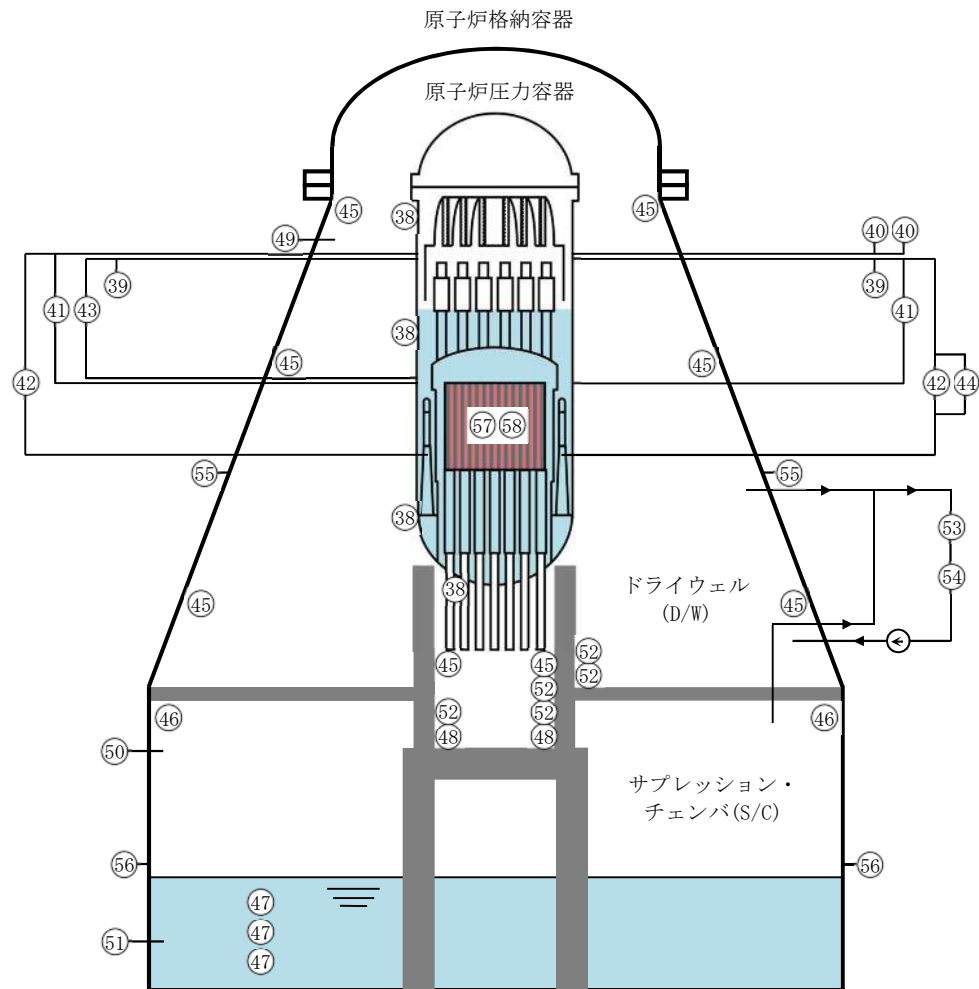
- ㉜ フィルタ装置水位*
- ㉝ フィルタ装置圧力*
- ㉞ フィルタ装置スクラビング水温度*
- ㉟ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㊱ フィルタ装置入口水素濃度
- ㊲ 耐圧強化ベント系放射線モニタ

原子炉建屋
附属棟
格納容器圧力逃がし装置
フィルタ装置格納槽 (地下埋設)

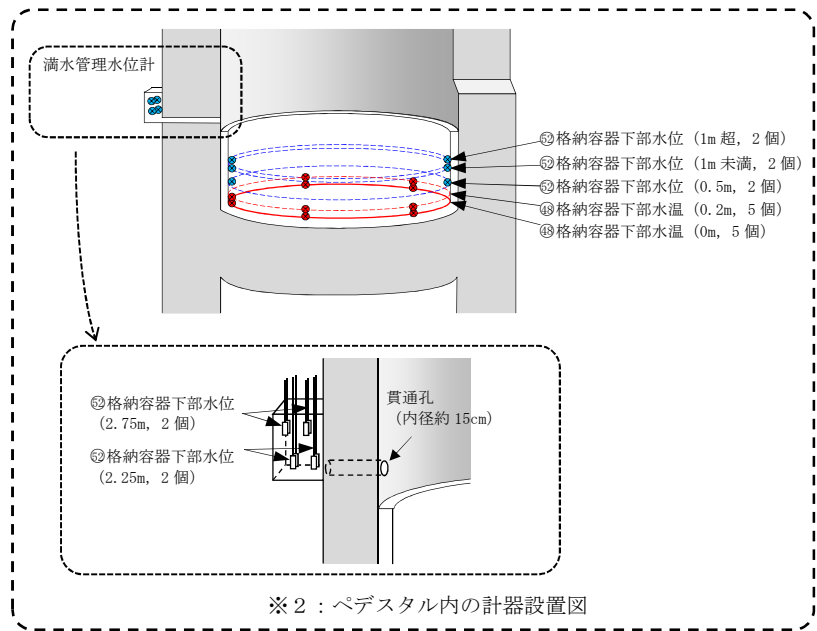
常設高压代替注水系ポンプ
代替淡水貯槽
常設低压代替注水系格納槽 (地下埋設)

※: 直流電源喪失時に可搬型計測器で計測するパラメータ

第 1.15-3 図 計器の概略系統図 (1/3)



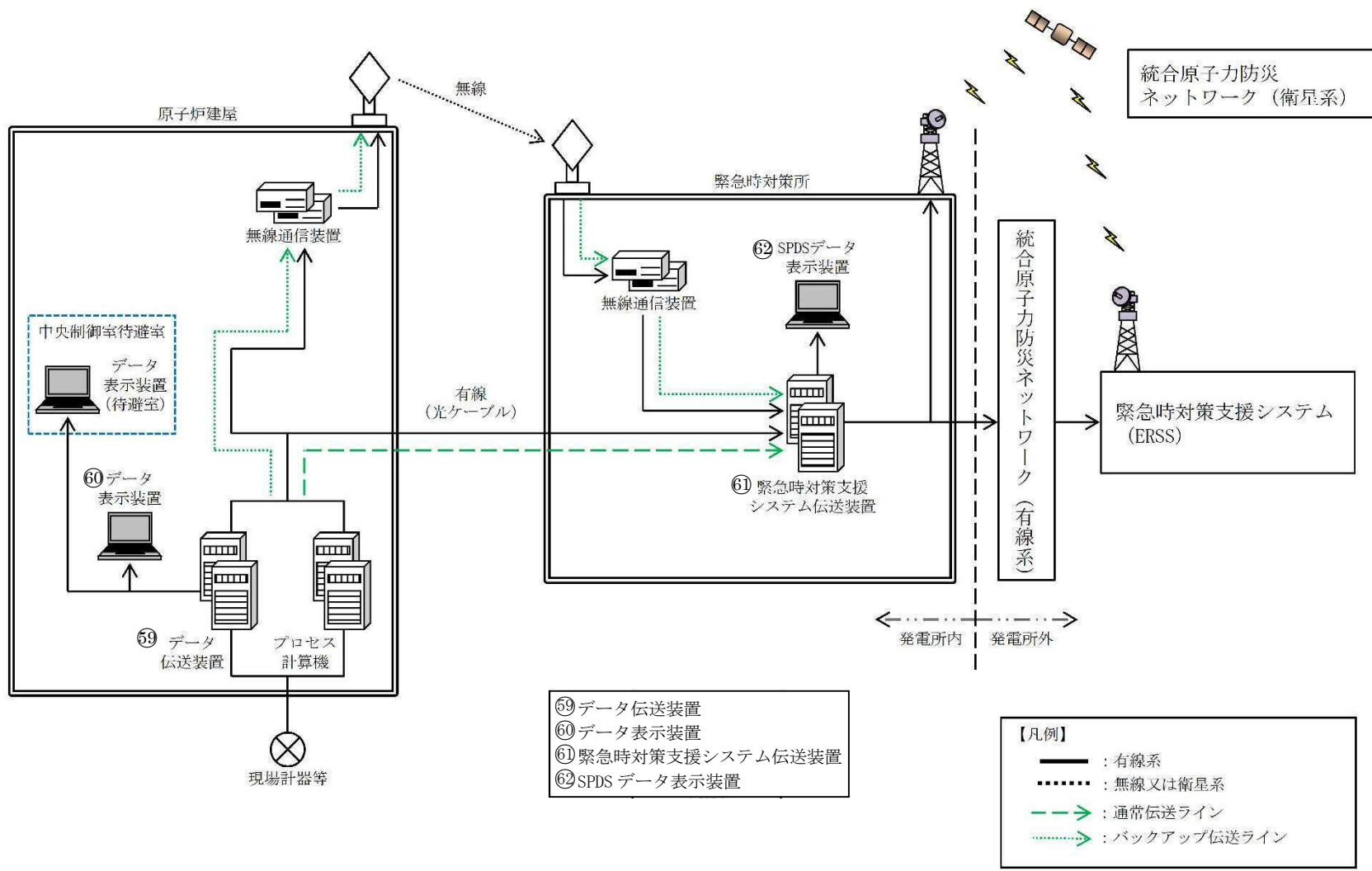
- | | |
|------------------------|------------------------|
| ③⑧ 原子炉圧力容器温度*1 | ④⑨ ドライウェル圧力*1 |
| ③⑨ 原子炉圧力*1 | ⑤⑩ サプレッション・チェンバ圧力*1 |
| ④⑩ 原子炉圧力 (SA) *1 | ⑥⑪ サプレッション・プール水位*1 |
| ④⑪ 原子炉水位 (広帯域) *1 | ⑥⑫ 格納容器下部水位*1 |
| ④⑫ 原子炉水位 (燃料域) *1 | ⑥⑬ 格納容器内水素濃度 (SA) |
| ④⑬ 原子炉水位 (SA 広帯域) *1 | ⑥⑭ 格納容器内酸素濃度 (SA) |
| ④⑭ 原子炉水位 (SA 燃料域) *1 | ⑥⑮ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) |
| ④⑮ ドライウェル雰囲気温度*1 | ⑥⑯ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) |
| ④⑯ サプレッション・チェンバ雰囲気温度*1 | ⑦⑰ 起動領域計装 |
| ④⑰ サプレッション・プール水温度*1 | ⑦⑱ 平均出力領域計装 |
| ④⑱ 格納容器下部水温 | |



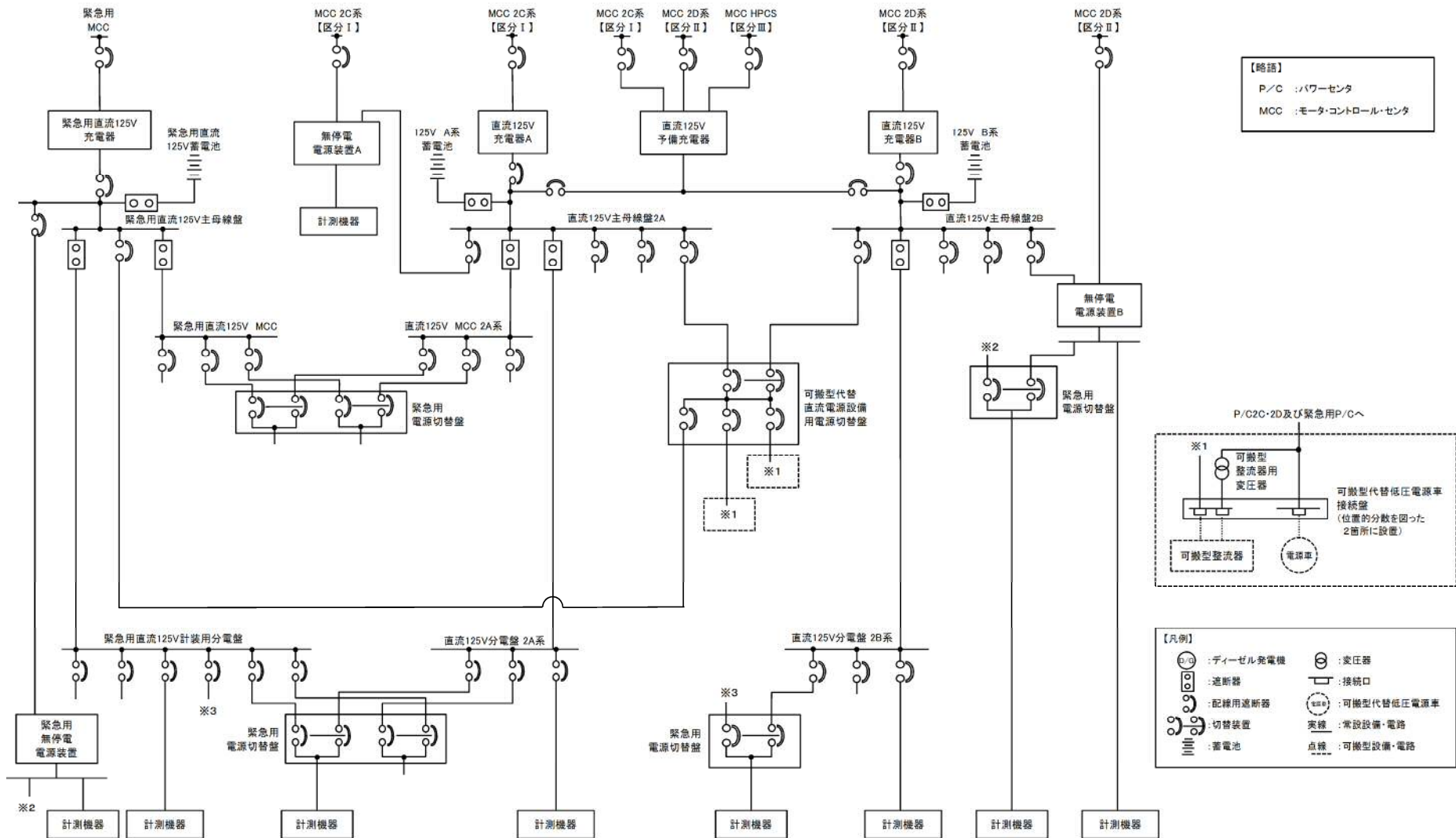
※1：直流電源喪失時に可搬型計測器で計測するパラメータ
 ※2：ペDESTAL内計器の詳細位置を上図に示す。

第 1.15-3 図 計器の概略系統図 (2/3)

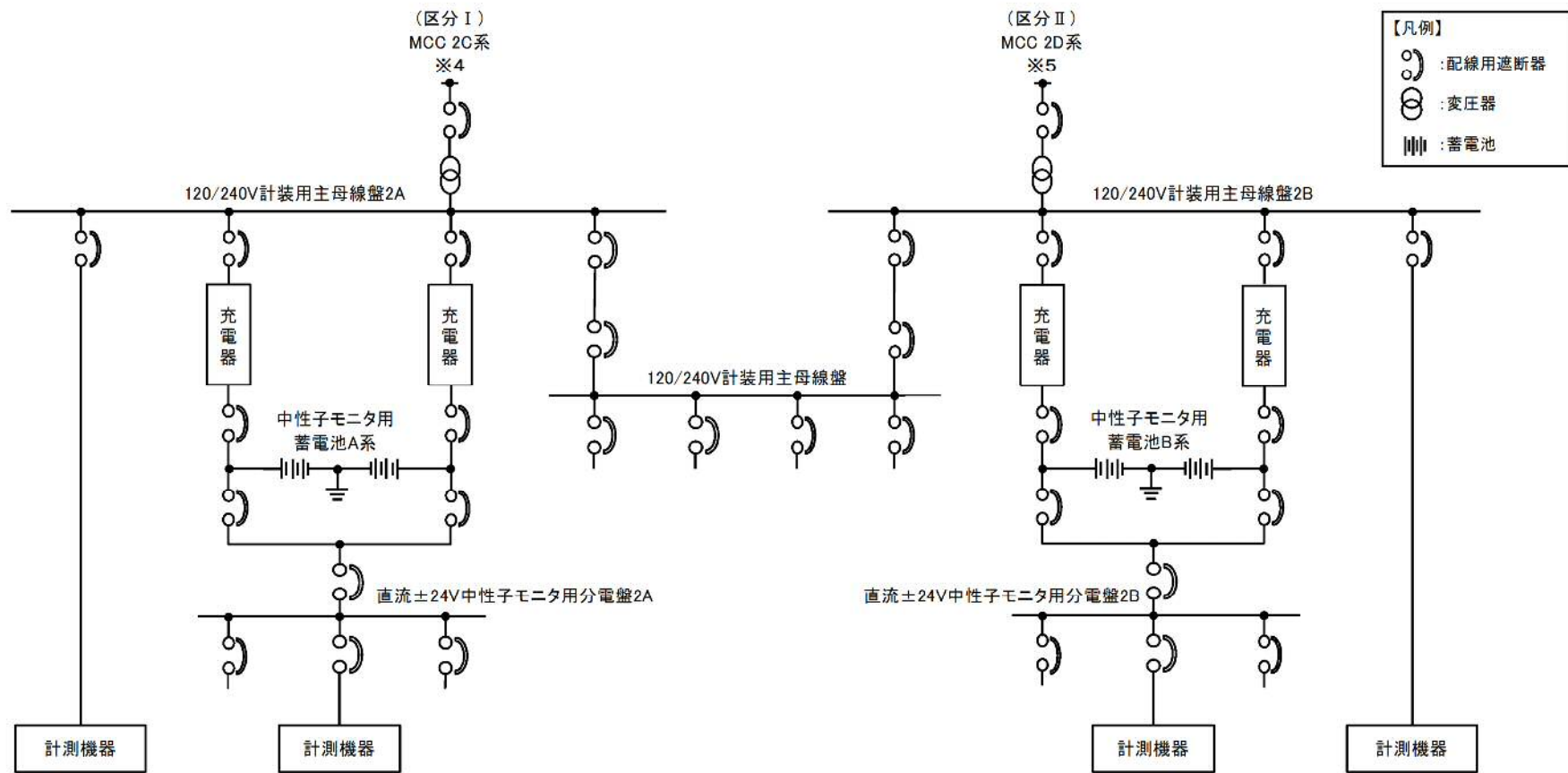
1.15-74



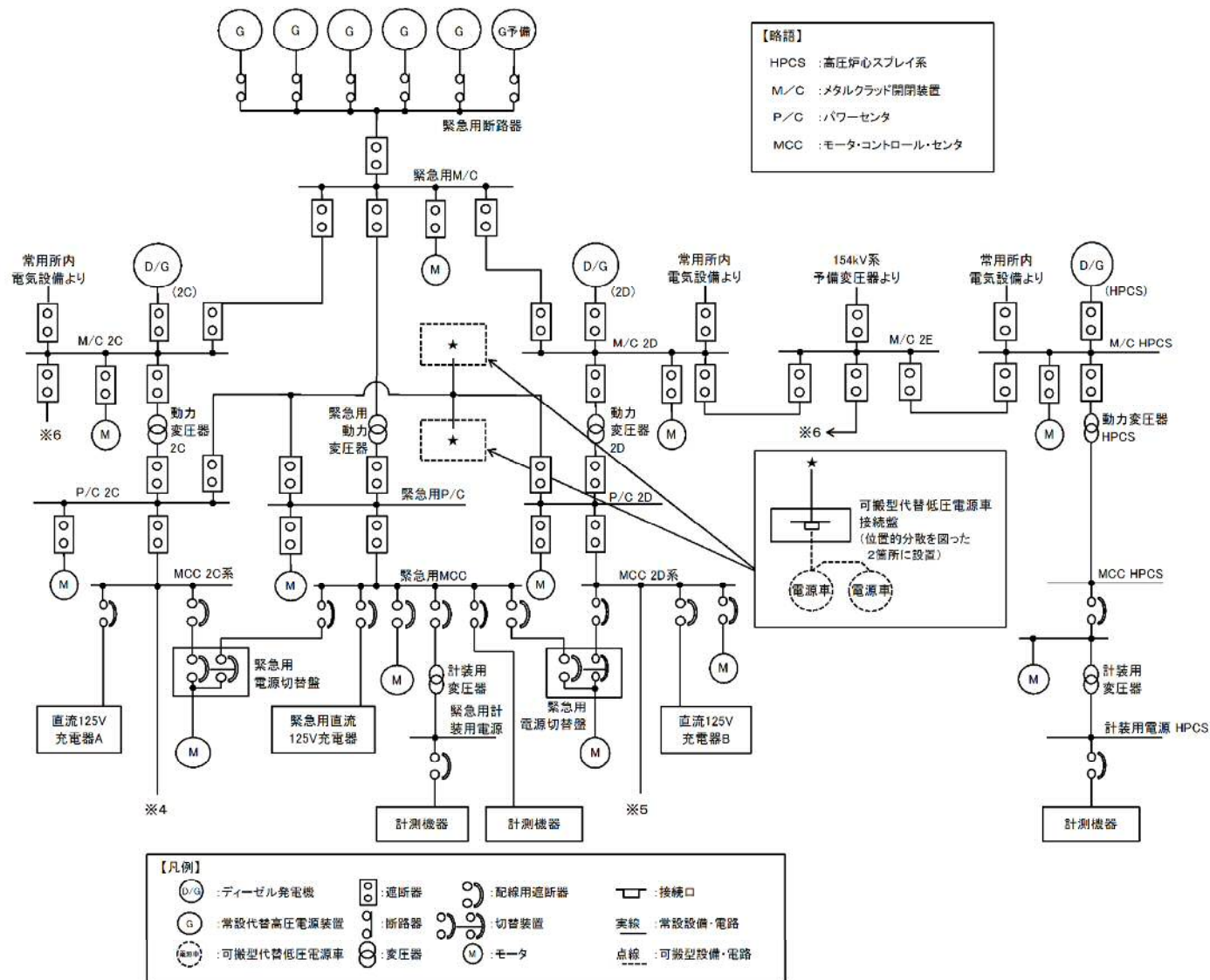
第 1.15-3 図 計器の概略系統図 (3/3)



第 1.15-4 図 計器の電源構成図 (直流) (1/3)



第 1.15-4 図 計器の電源構成図 (直流) (2/3)



第 1.15-4 図 計器の電源構成図 (交流) (3/3)

1.15-78

		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 1.15-5 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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/3）

技術的能力審査基準（1.15）	番号	設置許可基準規則（58条）	技術基準規則（73条）	番号
<p>【本文】 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。</p>	①	<p>【本文】 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。</p>	<p>【本文】 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（設置許可基準規則第十六条第三項第二号に規定するパラメータをいう。以下同じ。）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施設しなければならない。</p>	⑦
<p>【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。</p>	—	<p>【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も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。</p>	<p>【解釈】 1 第73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。</p>	—
<p>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）</p>	②	<p>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）</p>	<p>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）</p>	⑧
<p>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) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。 ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p>	③	<p>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) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii) 原子炉压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。</p>	<p>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) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii) 原子炉压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。</p>	⑨
<p>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。</p>	④	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑩
<p>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。</p>	⑤	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑪
<p>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。</p>	⑥			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/3）

■：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
他チャンネル による計測	■ 主要パラメータの他チャンネルの重要計器	既設 新設	① ② ⑦ ⑧		他チャンネル による計測	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 による推定	■ 重要代替計器	既設 新設	① ② ③ ④ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩		代替パラメータ による推定	常用代替計器
可搬型計測器 による計測	■ 可搬型計測器	新設	① ⑥ ⑦		—	—
蓄電池からの 給電	■ 所内常設直流電源設備	既設	① ⑥ ⑦		—	—
	■ 常設代替直流電源設備	新設				
代替電源（交流） からの給電	■ 常設代替交流電源設備	新設	① ⑥ ⑦		—	—
	■ 可搬型代替交流電源設備	新設				
代替電源（直流） からの給電	■ 可搬型代替直流電源設備	新設	① ⑥ ⑦		—	—
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，SPDS データ表示装置）	新設	① ⑤ ⑦ ⑪		パラメータ記録	プロセス計算機
						記録計

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3/3）

技術的能力審査基準（1.15）	適合方針
<p>【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。</p>	<p>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も、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手段として、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を整備する。</p>
<p>【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。</p>	<p>—</p>
<p>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）</p>	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握するための能力を明確にする。</p>
<p>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。</p>	<p>原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合においても、原子炉施設の状態を推定するための手段を整備する。また、推定するために必要なパラメータの中から確からしさを考慮し優先順位を整備する。</p>
<p>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できること。</p>	<p>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できる手段を整備する。</p>
<p>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。</p>	<p>計器電源喪失時においても、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手段を整備する。</p>

重大事故等の対処に必要なパラメータの選定

1. 選定の考え方

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監視する主要パラメータは、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及び有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータより選定する。

選定した主要パラメータ（パラメータの分類：原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉压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、未臨界の維持又は確認、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）は、以下の通り分類する（図 1 参照）。

なお、重大事故等の対処に必要なパラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを次の 2 項で選定する。また、全ての監視対象パラメータについては添付資料 1. 15. 3 で整理する。

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を、少なくとも 1 つ以上を有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。

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。

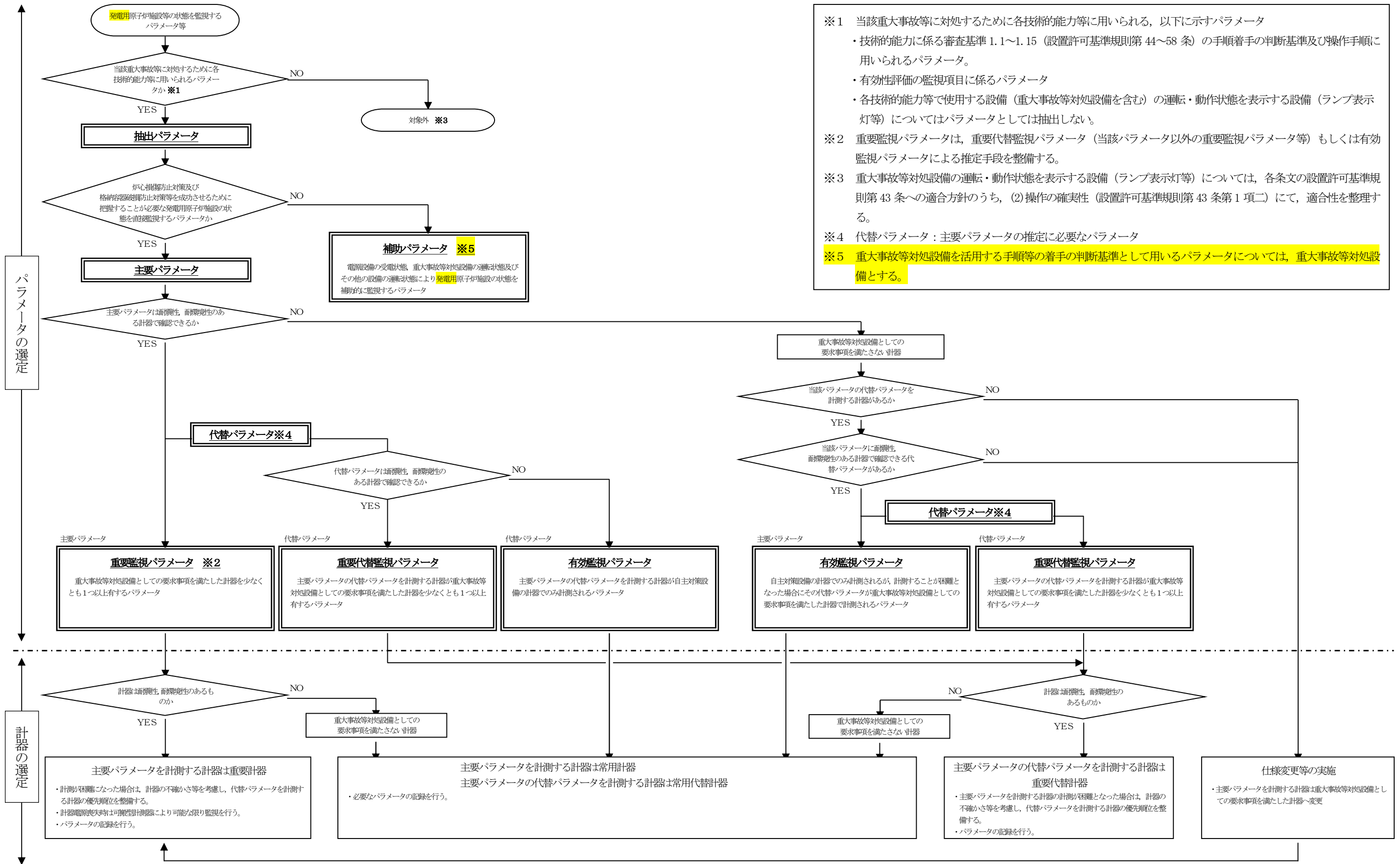
有効監視パラメータ

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でのみ計測されるパラメータをいう。

補助パラメータ

抽出パラメータのうち、主要パラメータ以外の電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により、原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータをいう。

なお、主要パラメータが重大事故等対処設備の計器で計測できず、かつその代替パラメータも重大事故等対処設備の計器で計測できない場合は、重大事故等時に原子炉施設の状況を把握するため、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。



- ※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。
 - ・有効性評価の監視項目に係るパラメータ
 - ・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）もしくは有効監視パラメータによる推定手段を整備する。
- ※3 重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の設置許可基準規則第 43 条への適合方針のうち、(2)操作の確実性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）にて、適合性を整理する。
- ※4 代替パラメータ：主要パラメータの推定に必要なパラメータ
- ※5 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。

図1 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

2. 選定の結果

重大事故等の対処に必要なパラメータとして、技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15 のパラメータ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の中から、炉心損傷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原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを選定した。

選定結果を表 1 に示す。

表 1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (1/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他チャンネル 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) 残留熱除去系熱交換器入口温度
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 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) 原子炉圧力容器温度
	原子炉圧力 (SA)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 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) 原子炉圧力容器温度
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)	主要パラメータの他チャンネル 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

* : [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (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。

表1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (2/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の水位 (2/3)	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高压代替注水系統流量 低压代替注水系統原子炉注水流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系統流量 高压炉心スプレイ系統流量 残留熱除去系統流量 低压炉心スプレイ系統流量
原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系統流量	サブプレッション・プール水位 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)
	低压代替注水系統原子炉注水流量	代替淡水貯槽水位 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)
	代替循環冷却系原子炉注水流量	サブプレッション・プール水位 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)
	原子炉隔離時冷却系統流量	サブプレッション・プール水位 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)
	高压炉心スプレイ系統流量	サブプレッション・プール水位 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)
	残留熱除去系統流量	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・プール水位 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)
	低压炉心スプレイ系統流量	サブプレッション・プール水位 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)

* : [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (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。

表1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (3/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
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	代替淡水貯槽水位 サブプレッション・プール水位
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	代替淡水貯槽水位 格納容器下部水位
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル 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・チェンバ雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・プール水温度 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	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ圧力
	格納容器下部水温	主要パラメータの他チャンネル
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 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	ドライウエル圧力 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 [サブプレッション・チェンバ圧力] *
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 代替淡水貯槽水位 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	主要パラメータの他チャンネル 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位

* : [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（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。

表1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (4/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉格納容器内の 水素濃度	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) ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 [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)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
未臨界の維持又は確認	起動領域計装	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域計装 [制御棒操作監視系] *
	平均出力領域計装	主要パラメータの他チャンネル 起動領域計装 [制御棒操作監視系] *
	[制御棒操作監視系]	起動領域計装 平均出力領域計装

* : [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（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。

表1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (5/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
最終ヒートシンクの確保	<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	主要パラメータの他チャンネル 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
	<耐圧強化ベント系> 耐圧強化ベント系放射線モニタ	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
	<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	主要パラメータの他チャンネル 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
	<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)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力容器温度 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

* : [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (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。

表1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (6/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
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)	主要パラメータの他チャンネル 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] *
	ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力	主要パラメータの他チャンネル 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) [エリア放射線モニタ] *
	[エリア放射線モニタ]	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力
水源の確保	サブプレッション・プール水位	高压代替注水系系統流量 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 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 高压炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低压炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 [サブプレッション・プール水位] *
	代替淡水貯槽水位	低压代替注水系原子炉注水流量 低压代替注水系格納容器スプレー流量 低压代替注水系格納容器下部注水流量 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力

* : [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (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。

表1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (7/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	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 [格納容器内酸素濃度] *
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)	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
	使用済燃料プール温度 (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) 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プール監視カメラ	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)

* : [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (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。

重大事故等対処に係る監視事項

1. はじめに

重大事故等時における運転員の対応操作においては、監視計器を用いてプラント状態を的確に把握する必要がある。また、対応操作の実施にあたって、監視計器を用いて適切な手順を選定し、適切なタイミングで対応操作を行うことが重要である。

重大事故等時に、運転員が確認する監視項目について、主要パラメータに加え主要パラメータが監視できない場合の代替パラメータ及び全交流動力電源が喪失した場合の影響も含めて、「2. 監視項目」に示すパラメータを表1の通り取りまとめた。

2. 監視項目

技術的能力 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について整理した。

- (1) 技術的能力 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【技術的能力における各手段の判断と確認】
- (2) 有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータ【有効性評価の監視項目に係る判断と確認】

3. 重大事故等対処に係る監視事項について

次項以降の「重大事故等対処に係る監視事項」についての解説を以下に示す。

- a 「対応手段」欄は、事故処置中に確認する項目、対応手段を示す。
- b 「項目」欄については、抽出パラメータ又は抽出パラメータの代替パラメータにより判断又は確認する項目を示す。
- c 「抽出パラメータを計測する計器」欄は、判断又は確認で使用する必要なパラメータを計測する計器を示す。
- d 「抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器」欄は、抽出パラメータが監視できない場合に監視するパラメータを計測する計器を示す。
- e 「SBO 影響（直後）」欄は、全交流動力電源喪失発生直後（蓄電池が健全）において、蓄電池からの給電により監視可能な計器数を示す。

- f 「SBO 影響（負荷切離し後）」欄は、負荷を切離し、直流電源を延命した場合に監視可能な計器数を示す。
- g 「パラメータ分類」欄は、抽出パラメータの分類を示し、その結果を①～③にて示す。
- ① 重要監視パラメータ
- ② 有効監視パラメータ
- ③ 補助パラメータ
- h 「補助パラメータ分類理由」欄は、補助パラメータの選定について、その理由を示す。
- i 「評価（計器故障等）」欄は、抽出パラメータが計器故障等で監視できない場合に、判断基準の確認を抽出パラメータの代替パラメータによる推定可否を評価し、監視方法を示す。
- j 「評価（SBO）」欄は、全交流動力電源喪失の影響を考慮した場合に、判断又は確認が可能なパラメータの監視方法を示す。
- ・負荷を切離し、直流電源を延命した場合に監視可能な計器を評価し、監視方法について記載している。

表 1 重大事故等対処に係る監視事項（例）

a 対応手段	b 項目	監視パラメータ												
		分類	c 抽出パラメータを計測する計器					d 抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		g パラメータ 分類	h 補助パラ メータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		i 計器故障等	j SBO
					e 直後	f 負荷切離し後					e 直後	f 負荷切離し後		
原子炉水位低下による原子炉出力抑制	判断基準 / 操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA 広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA 燃料域）	1	1	1		
			高圧代替注水系系統流量	1	1	1	—	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
			低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	—	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
			代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	—	—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	—	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
			高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	—	—	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
			残留熱除去系系統流量	3	0	0	—	—	残留熱除去系系統流量	3	0	0		
低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	—	—	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0					

※ 抽出パラメータを計測する計器の計器名称又は抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器の計器名称の灰色部は、計測されるパラメータが重要監視パラメータ又は重要代替監視パラメータであることを示す。

なお、表 1 について、2 項で設定した監視項目（【技術的能力における各手段の判断と確認】及び【有効性評価の監視項目に係る判断と確認】）について、以下の順に整理する。

1. 技術的能力における各手段の判断と確認

- ・ 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- ・ 1.2 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手順等
- ・ 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- ・ 1.4 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手順等
- ・ 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- ・ 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- ・ 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- ・ 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順書
- ・ 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- ・ 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
- ・ 1.14 電源の確保に関する手順等

2. 有効性評価の監視項目に係る判断と確認

(1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- ・ 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
- ・ 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
- ・ 2.3 全交流動力電源喪失
 - ・ 2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 T B）
 - ・ 2.3.2 全交流動力電源喪失（T B D, T B U）
 - ・ 2.3.3 全交流動力電源喪失（T B P）
- ・ 2.4 崩壊熱除去機能喪失
 - ・ 2.4.1 取水機能が喪失した場合
 - ・ 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
- ・ 2.5 原子炉停止機能喪失
- ・ 2.6 L O C A 時注水機能喪失

- ・ 2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム L O C A)
- ・ 2.8 津波浸水による注水機能喪失

(2) 重大事故

- ・ 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
 - ・ 3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合
 - ・ 3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合
- ・ 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- ・ 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- ・ 3.4 水素燃焼
- ・ 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

(3) 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

- ・ 4.1 想定事故 1
- ・ 4.2 想定事故 2

(4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- ・ 5.1 崩壊熱除去機能喪失
- ・ 5.2 全交流動力電源喪失
- ・ 5.3 原子炉冷却材の流出
- ・ 5.4 反応度の誤投入

重大事故等対策の成立性

1. 可搬型計測器の接続操作

a. 操作概要

重大事故等時に必要な監視パラメータへの給電（交流，直流）が困難な場合に，可搬型計測器を接続し，中央制御室にて計測，監視を行う。

b. 作業場所

中央制御室

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型計測器の接続，可搬型計測器による計測，監視に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：1測定点あたり54分

中央制御室までの移動時間：44分

可搬型計測器1台当たりの時間：10分

（2測定点以降，連続で接続する場合は10分追加）

d. 操作の成立性について

作業環境：中央制御室内は可搬型照明が配備されており，建屋内常用照明消灯時における操作性を確保している。また，ヘッドライト及びLEDライトを携行している。

移動経路：ヘッドライト及びLEDライトを携行し移動する。アクセスルート上に支障となる設備はない。また，放射性物質が放出される可能性があることから，移動は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を必要により装備し，復路用を携行して移動する。

操作性：通常の端子リフト・接続操作であり，容易に実施可能である。

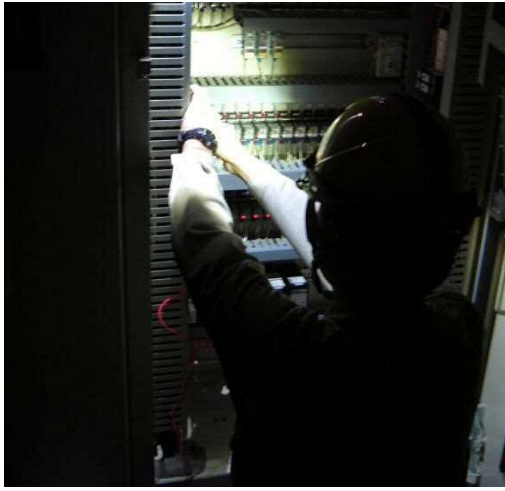
連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。



可搬型計測器



電池容量確認



可搬型計測器接続



計測結果読み取り

可搬型計測器の必要個数整理 (1/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数※1	必要個数※2	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0～500℃	0～1,200℃*1	4	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	0～10.5MPa[gage]	0～10.5MPa[gage]	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉圧力 (SA)	0～10.5MPa[gage]	0～10.5MPa[gage]	2		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器の水位	原子炉水位 (広帯域)	-3,800～1,500 mm*2	-3,800～1,500 mm*2	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉水位 (燃料域)	-3,800～1,300 mm*3	-3,800～1,300 mm*3	2		差圧式水位検出器	中央制御室	
	原子炉水位 (SA広帯域)	-3,800～1,500 mm*2	-3,800～1,500 mm*2	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
	原子炉水位 (SA燃料域)	-3,800～1,300 mm*3	-3,800～1,300 mm*3	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量	0～50L/s	0～50L/s	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50L/s	0～50L/s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	高压炉心スプレイ系系統流量	0～500L/s	0～500L/s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低压代替注水系原子炉注水流量	0～500m ³ /h*4	0～500m ³ /h*4	各1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
		0～80m ³ /h*4,*6	0～80m ³ /h*4,*6			差圧式流量検出器	中央制御室	
		0～300m ³ /h*5	0～300m ³ /h*5	各1		差圧式流量検出器	中央制御室	
		0～80m ³ /h*5,*6	0～80m ³ /h*5,*6			差圧式流量検出器	中央制御室	
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150m ³ /h	0～150m ³ /h	1	差圧式流量検出器	中央制御室		
残留熱除去系系統流量	0～600L/s	0～600L/s	3	差圧式流量検出器	中央制御室			
低压炉心スプレイ系系統流量	0～600L/s	0～600L/s	1	差圧式流量検出器	中央制御室			

※1：監視パラメータの計器数 ※2：可搬型計測器の必要個数

可搬型計測器の必要個数整理 (2/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数※1	必要個数※2	検出器の種類	測定箇所	備考
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	0~500m ³ /h*4	0~500m ³ /h*4	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
		0~500m ³ /h*5	0~500m ³ /h*5	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	0~200m ³ /h	0~200m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	0~300℃	0~350℃*1	8	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	0~200℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブプレッション・プール水温度	0~200℃	-200~500℃*1	3	1	測温抵抗体	中央制御室	
	格納容器下部水温	-200~500℃*7 (ペDESTAL床面0m, +0.2m*8)	-200~500℃*1	各5	8	測温抵抗体	中央制御室	デブリ落下・堆積検知の高さ毎に必要な個数(4個×2高さ分)を設定する。
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	0~1MPa[abs]	0~1MPa[abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブプレッション・チェンバ圧力	0~1MPa[abs]	0~1MPa[abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	
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*9 (EL. 2,030~12,030mm)	-1~9m*9 (EL. 2,030~12,030mm)	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
		+1.05m*8,*10 (EL. 12,856mm)	+1.05m*8,*10 (EL. 12,856mm)	2	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	+0.50m,+0.95m*8,*11 (EL. 12,306mm,12,756mm)	+0.50m,+0.95m*8,*11 (EL. 12,306mm,12,756mm)	各2					
	+2.25m,+2.75m*8,*12 (EL. 14,056mm,14,556mm)	+2.25m,+2.75m*8,*12 (EL. 14,056mm,14,556mm)	各2					
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%	—	1	*19	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
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)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	—	2	*19	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	—	2	*19	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。

※1: 監視パラメータの計器数 ※2: 可搬型計測器の必要個数

可搬型計測器の必要個数整理 (3/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数※1	必要個数※2	検出器の種類	測定箇所	備考
未臨界の維持 又は確認	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% $(1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	—	8	*19	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域計装	0~125% $(1.2 \times 10^{12} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ * 13	—	2*14	*19	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンク の確保	フィルタ装置水位	180~5, 500mm	180~5, 500mm	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置圧力	0~1MPa [gage]	0~1MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置スクラビング水温度	0~300℃	0~350℃*1	1	1	熱電対	中央制御室	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—	2	*19	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
		$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	—	1	*19	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置入口水素濃度	0~100vol%	—	2	*19	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	—	1	*19	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0~100℃	0~350℃*1	1	1	熱電対	中央制御室	—
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0~300m ³ /h	0~400m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系海水系系統流量	0~550L/s	0~550L/s	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)	0~800m ³ /h	0~800m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	1	差圧式流量検出器		中央制御室		

※1: 監視パラメータの計器数 ※2: 可搬型計測器の必要個数

可搬型計測器の必要個数整理 (4/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数※1	必要個数※2	検出器の種類	測定箇所	備考
水源の確保	代替淡水貯槽水位	0~20m	0~20m	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0~10MPa[gage]	0~10MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0~10MPa[gage]	0~10MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	0~10MPa[gage]	0~10MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0~5MPa[gage]	0~5MPa[gage]	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0~5MPa[gage]	0~5MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0~4MPa[gage]	0~4MPa[gage]	3		弾性圧力検出器	中央制御室	
	低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	0~4MPa[gage]	0~4MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0~10vol% 1%	—	2	*19	触媒式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
		0~20vol% 1%	—	3		熱伝導式水素検出器	—	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	0~350℃*1	4*15	2	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度(SA)	0~25vol% 9%	—	1	*19	磁気力式酸素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度(SA広域)	-4,300~+7,200mm *16 (EL. 35,077~46,577mm)	—	1	*19	ガイドパルス式水位検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
		0~120℃	-200~500℃*1	1*17		測温抵抗体	中央制御室	
	使用済燃料プール温度(SA)	0~120℃	0~350℃*1	1*18	1	熱電対	中央制御室	
	使用済燃料エリアプール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	—	1	*19	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
		10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	—	1				
使用済燃料プール監視カメラ	—	—	—	1	*19	赤外線カメラ	—	可搬型計測器での測定対象外。

※1：監視パラメータの計器数 ※2：可搬型計測器の必要個数

配備台数：可搬型計測器を 37 個（計器故障を考慮した 1 個含む）配備する。なお、故障及び点検時の予備として 37 個配備する。
（今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。）

- *1：測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- *2：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）
- *3：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより 915cm）
- *4：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
- *5：可搬型設備による対応時に使用
- *6：狭帯域流量
- *7：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）
- *8：ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面）からの高さ
- *9：基準点は通常運転水位 EL. 3,030mm（サプレッション・チェンバー底部より 7,030mm）
- *10：R P V破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計）
- *11：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）
- *12：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）
- *13：定格出力時の値に対する比率で示す。
- *14：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。
- *15：2 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
- *16：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）
- *17：検出点 2 箇所
- *18：検出点 8 箇所
- *19：全交流動力電源喪失時は、水素・酸素監視装置、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。

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

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）を計測することが困難となった場合に、技術的能力 1.1～1.15 の作業着手の判断基準及び操作手順並びに有効性評価の判断及び確認について、代替パラメータを用いて判断した場合の影響について以下のとおり確認した。

確認結果

- (1) 代替パラメータによる各技術的能力の作業着手の判断基準及び操作手順並びに有効性評価の判断及び確認への影響について検討した結果、判断、操作に影響がないことを確認した。
- (2) 炉心損傷後は、炉心冠水状態、熔融炉心の発生により原子炉格納容器内及び原子炉圧力容器内が過熱状態となることも考えられることから、炉心損傷後においては、関連する複数のパラメータを確認し推定を行なうこととする。

また、これらの判断に使用する重要代替計器は、事故時の耐環境性等を有した重大事故等対象設備であり、他チャンネル計器での確認が期待できるため、判断・操作に対する影響は無いと判断した。

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

以上

代替パラメータによる判断への影響 (1/10)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1	代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響	
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	有	原子炉圧力容器破損確認	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) 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) ②残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度の計測が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より推定可能である。また、スクラム後の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温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。 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監視可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	炉心損傷確認			
		有手	原子炉格納容器下部注水機能確認			
		有手	原子炉除熱機能確認			
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	有手	高圧・低圧注水機能確認	①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原子炉圧力容器温度	原子炉圧力の計測が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力 (SA) により監視可能であり、判断に与える影響はない。 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により原子炉圧力容器内の圧力を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉圧力容器減圧機能確認			
		有手	原子炉圧力容器破損確認			
	原子炉圧力 (SA)	有手	高圧・低圧注水機能確認	①原子炉圧力 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原子炉圧力容器温度	原子炉圧力 (SA) の計測が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力により監視可能であり、判断に与える影響はない。 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により原子炉圧力容器内の圧力を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉圧力容器減圧機能確認			
		有手	原子炉圧力容器破損確認			

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

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

[]は有効監視パラメータを示す。

代替パラメータによる判断への影響 (2/10)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1	代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響				
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域・燃料域)	有手	高压・低压注水機能確認	①原子炉水位 (SA 広帯域) ①原子炉水位 (SA 燃料域) ②高压代替注水系系統流量 ②低压代替注水系原子炉注水流量 ②代替循環冷却系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高压炉心スプレー系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ②低压炉心スプレー系系統流量	原子炉水位 (広帯域・燃料域) の計測が不可能になった場合は、同じ仕様の原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域) により監視可能であり、判断に与える影響はない。 原子炉压力容器への注水量と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压力容器内の水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし			
		有手	原子炉压力容器減圧機能確認						
		有手	原子炉压力容器破損確認						
	原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域)	有手	高压・低压注水機能確認				①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高压代替注水系系統流量 ②低压代替注水系原子炉注水流量 ②代替循環冷却系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高压炉心スプレー系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ②低压炉心スプレー系系統流量	原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域) の計測が不可能になった場合は、同じ仕様の原子炉水位 (広帯域・燃料域) により監視可能であり、判断に与える影響はない。 原子炉压力容器への注水量と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压力容器内の水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉压力容器減圧機能確認						
		有手	原子炉压力容器破損確認						

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

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

[]は有効監視パラメータを示す。

代替パラメータによる判断への影響 (3/10)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1	代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響	
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	有手	高圧注水機能確認	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)	各系統の原子炉圧力容器への注水量が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位又は代替淡水貯槽水位、注水先の原子炉圧力容器の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	低圧代替注水系原子炉注水流量	有手	低圧注水機能確認	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)		なし
	代替循環冷却系原子炉注水流量	有手	低圧注水機能確認	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)		なし
	原子炉隔離時冷却系系統流量	有手	高圧注水機能確認	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)		なし
	高圧炉心スプレイ系系統流量	有手	高圧注水機能確認	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子度水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)		なし
	残留熱除去系系統流量	有手	低圧注水機能確認	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)		なし
	低圧炉心スプレイ系系統流量	有手	低圧注水機能確認	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)		なし

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

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

[]は有効監視パラメータを示す。

代替パラメータによる判断への影響 (4/10)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1	代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	有手 低圧注水機能確認	①代替淡水貯槽水位 ②サブプレッション・プール水位	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の計測が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位、注水先のサブプレッション・プール水位の水位変化により注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	有手 低圧注水機能確認	①代替淡水貯槽水位 ②格納容器下部水位	低圧代替注水系格納容器下部注水流量の計測が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位、注水先の格納容器下部水位の水位変化により注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	有手 原子炉圧力容器破損確認	①ドライウエル圧力 ②サブプレッション・チェンバ圧力	ドライウエル雰囲気温度の計測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、サブプレッション・チェンバ圧力によりドライウエル雰囲気温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手 原子炉格納容器除熱機能確認			
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	手 原子炉格納容器除熱機能確認	①サブプレッション・プール水温度 ②サブプレッション・チェンバ圧力	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の計測が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。 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可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッション・プール水温度	有手 原子炉圧力容器破損確認	①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・チェンバ圧力	サブプレッション・プール水温度の計測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可能であり、判断に与える影響はない。 原子炉格納容器内が飽和状態であればサブプレッション・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可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手 原子炉格納容器除熱機能確認			
手 原子炉圧力容器減圧機能確認					
手 サブプレッション・プール冷却機能確認					
格納容器下部水温	有手 原子炉圧力容器破損確認	①主パラメータの他チャンネル	格納容器下部水温の計測が不可能になった場合は、同じ仕様の原子炉下部水温により監視可能であり、判断に与える影響はない。	なし	

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

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

[]は有効監視パラメータを示す。

代替パラメータによる判断への影響 (5/10)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1		代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の 圧力	ドライウエル圧力	有手	原子炉圧力容器破損確認	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	ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、ドライウエル圧力の計測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可能であり、判断に与える影響はない。 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可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認			
原子炉格納容器内の 圧力	サブプレッション・チェンバ圧力	有手	原子炉圧力容器破損確認	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 ②サブプレッション・プール水温度	ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、サブプレッション・チェンバ圧力の計測が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定可能であり、判断に与える影響はない。 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、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可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認			
原子炉格納容器内の 水位	サブプレッション・プール水位	有	原子炉圧力容器破損確認	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ②代替淡水貯槽水位 ③ドライウエル圧力 ③サブプレッション・チェンバ圧力	サブプレッション・プール水位の計測が不可能となった場合は、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の注水量、水源である代替淡水貯槽の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ドライウエル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・プール水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉冷却材流出確認			
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認			
原子炉格納容器内の 水位	格納容器下部水位	有	原子炉格納容器下部注水機能確認	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	格納容器下部水位の計測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、水源である代替淡水貯槽の水位変化により、格納容器下部水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	手	原子炉圧力容器破損確認	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ①ドライウエル圧力 ①サブプレッション・チェンバ圧力	格納容器内水素濃度 (SA) の計測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) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

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

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

[]は有効監視パラメータを示す。

代替パラメータによる判断への影響 (6/10)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1		代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	有	炉心損傷確認	①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の計測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) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	有	炉心損傷確認	①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) の計測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) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
未臨界の維持又は確認	起動領域計装	有	原子炉スクラム機能確認	①平均出力領域計装 ②[制御棒操作監視系]	起動領域計装の計測が不可能となった場合は、平均出力領域計装より推定可能であり、判断に与える影響はない。 制御棒操作監視系により全制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、未臨界状態を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界確認			
	平均出力領域計装	有	原子炉スクラム機能確認	①起動領域計装 ②[制御棒操作監視系]	平均出力領域計装の計測が不可能となった場合は、起動領域計装より推定可能であり、判断に与える影響はない。 制御棒操作監視系もより全制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、未臨界状態を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界確認			
	[制御棒操作監視系]	有	原子炉スクラム機能確認	①起動領域計装 ②平均出力領域計装	制御棒操作監視系の計測が不可能となった場合は、起動領域計装又は平均出力領域計装より推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界確認			

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

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

[]は有効監視パラメータを示す。

代替パラメータによる判断への影響 (7/10)

分類	主要パラメータ		判断基準 ※1	代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
最終ヒートシンクの確保	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	有 手	格納容器圧力逃がし装置 による格納容器除熱確認	①ドライウエル雰囲気温度 ①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ①ドライウエル圧力 ①サブプレッション・チェンバ圧力	格納容器圧力逃がし装置による冷却において、主要パラメータの計測が不可能となった場合は、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	手	耐圧強化ベント系による 格納容器除熱確認	①ドライウエル雰囲気温度 ①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ①ドライウエル圧力 ①サブプレッション・チェンバ圧力	耐圧強化ベント系による冷却において、主要パラメータの計測が不可能となった場合は、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	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	有	代替循環冷却設備による 原子炉格納容器冷却機能 確認	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	代替循環冷却系による冷却において、主要パラメータの計測が不可能となった場合は、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系熱交換器入口温度 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)	有 手	残留熱除去系による原子 炉格納容器冷却機能確認	①原子炉圧力容器温度 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サブプレッション・プール水温度	残留熱除去系による冷却において、主要パラメータの計測が不可能となった場合は、除熱先の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推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

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

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

[]は有効監視パラメータを示す。

代替パラメータによる判断への影響 (8/10)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1	代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
格納容器バイパスの監視	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)	手 インターフェイスシステム LOCA の判断	①ドライウエル雰囲気温度 ①ドライウエル圧力 ①[エリア放射線モニタ]	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) の計測が不可能となった場合は, ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力, エリア放射線モニタにより格納容器バイパスの発生を推定可能であり, 判断に与える影響はない。	なし
	ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力	手 インターフェイスシステム LOCA の判断	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[エリア放射線モニタ]	ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力の計測が不可能となった場合は, 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により格納容器バイパスの発生を推定可能であり, 判断に与える影響はない。	なし
	[エリア放射線モニタ]	手 インターフェイスシステム LOCA の判断	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	エリア放射線モニタの計測が不可能となった場合は, 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可能であり, 判断に与える影響はない。	なし

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

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

[]は有効監視パラメータを示す。

代替パラメータによる判断への影響 (9/10)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1	代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
水源の確保	サブプレッション・プール水位	有手 高圧・低圧注水機能確認	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	サブプレッション・プール水位の計測が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水位を水源とする各系統の注水量から、サブプレッション・プール水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 サブプレッション・プール水位を水源とする各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可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	代替淡水貯槽水位	有手 低圧注水機能確認	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常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	代替淡水貯槽水位の計測が不可能となった場合は、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可能であり、判断に与える影響はない。 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可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	手 原子炉建屋内水素濃度確認	①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	原子炉建屋水素濃度の計測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／出口の温度差から水度濃度を推定）により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	手 原子炉圧力容器破損確認	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ①ドライウェル圧力 ①サブプレッション・チェンバ圧力	格納容器内酸素濃度 (SA) の計測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) により炉心損傷を判断した後、傾向監視により格納容器内酸素濃度 (SA) 推定可能であり、判断に与える影響はない。 事故後のドライウェル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力を監視することで、格納容器内への空気流入有無を把握し、水素が燃焼を生じる可能性を推定する。	なし

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

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

[]は有効監視パラメータを示す。

代替パラメータによる判断への影響 (10/10)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1		代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	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使用済燃料プール温度 (SA) ②使用済燃料プール監視カメラ	当該の主要パラメータの計測が不可能となった場合は、当該以外の複数の代替パラメータ (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) により, 使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を監視可能であり, 判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料プール温度 (SA)	有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	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		なし
	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)	有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	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		なし
	使用済燃料プール監視カメラ	有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	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)		なし

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

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

[]は有効監視パラメータを示す。

自主対策設備仕様

機器名称	常設／可搬	耐震性	容量	数
プロセス計算機	常設	C	—	1 式
記録計	常設	C	—	1 式

計装設備の全体像について

1. 計装設備の全体像について

第 1.15-2 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」により整理したパラメータと重大事故等対処設備の関係，並びに監視機能喪失時及び計器電源喪失時の対応設備についての関係を，図 1 に示す。

以 上

計装の考え方

分類		計器	代替パラメータ	計器
抽出パラメータ	主要パラメータ	重要計器(必須)	重要代替監視パラメータ (SA計器有り)	重要代替計器
			常用代替監視パラメータ	常用代替計器
		常用計器	重要代替監視パラメータ (SA計器有り)	重要代替計器
			常用代替監視パラメータ	常用代替計器
	有効監視パラメータ (SA計器無し)	常用計器	重要代替監視パラメータ(必須) (SA計器有り)	重要代替計器(必須)
			常用代替監視パラメータ	常用代替計器
補助パラメータ	-	-	-	

- 重大事故等対処設備
- 自主対策設備
- 計測範囲を超えた場合の可搬型計測器による計測
- 計器電源が喪失した場合の可搬型計測器による計測

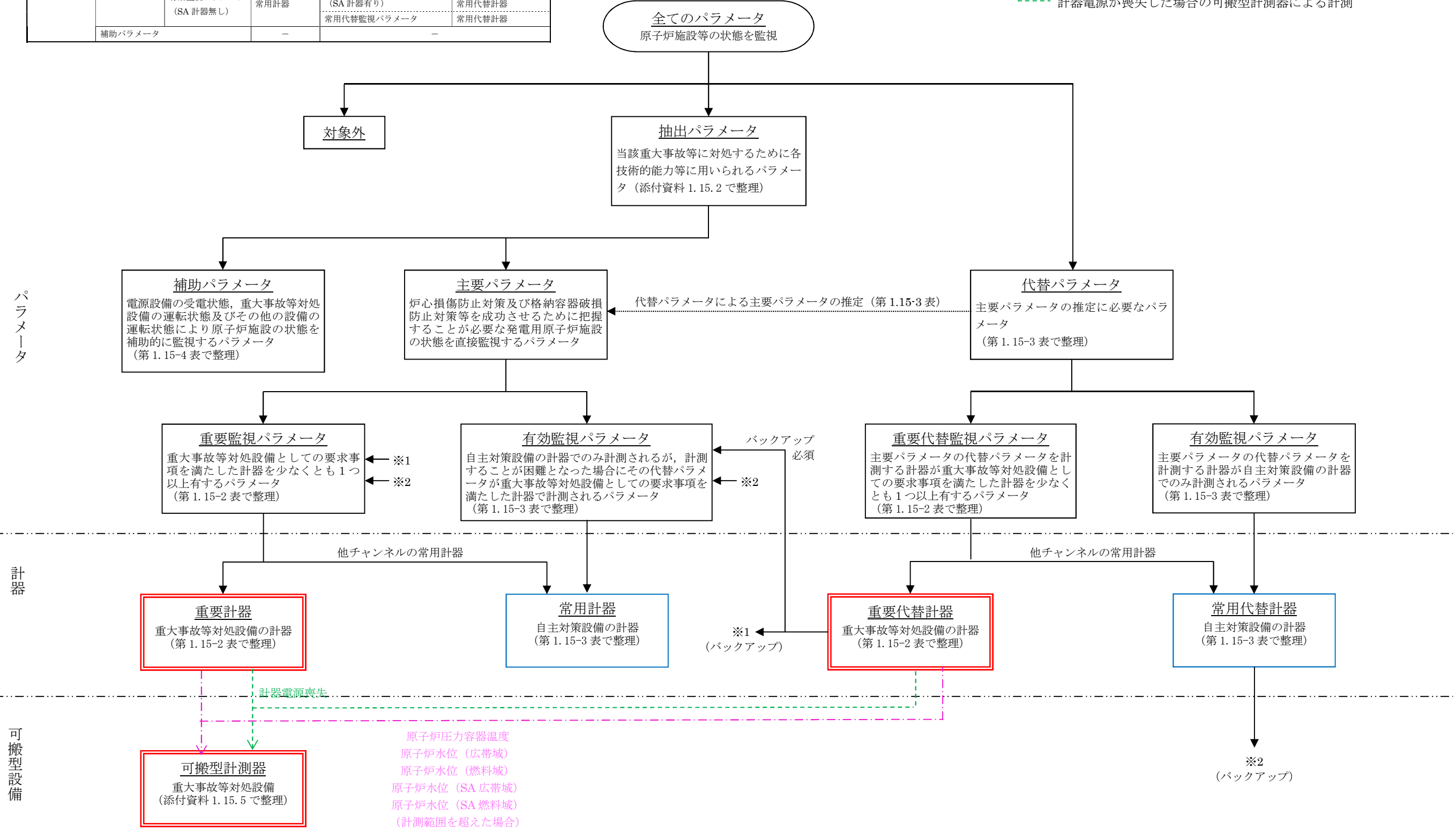


図1 計装設備の全体像

手順のリンク先について

事故時の計装に関する手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.15.2.2 計測に必要な電源が喪失した場合の手順

<リンク先> 1.14.2.1 交流電源喪失時の対応手順

<リンク先> 1.14.2.2 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順

2. 1.15.2.4 その他の手順項目にて考慮する手順

・原子炉格納容器内の水素濃度監視に関する手順

<リンク先> 1.9.2.1(2) a. 格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

<リンク先> 1.9.2.1(2) b. 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

・原子炉建屋内の水素濃度監視に関する手順

<リンク先> 1.10.2.1(1) a. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視

・使用済燃料プールの監視に関する手順

<リンク先> 1.111.2.3(1) 使用済燃料プールの状態監視

・全交流動力電源喪失時の代替電源確保に関する手順

<リンク先> 1.14.2.1 交流電源喪失時の対応手順

<リンク先> 1.14.2.2 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順

以上