

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 技-C-1 改 111
提出年月日	平成 30 年 2 月 28 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 30 年 2 月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

1. 重大事故等対策

- 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となる水の供給手順等
- 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原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備
- c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の対応手段及び設備
- d. 重大事故等時のパラメータを記録する対応手段及び設備
- e. 手 順 等

1.15.2 重大事故等時の手順

1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

(1) 計器故障時の手順

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

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順

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

c. 重大事故等時の対応手段の選択

1.15.2.2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

a. 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電

b. 可搬型代替直流電源設備からの給電

c. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

d. 重大事故等時の対応手段の選択

1.15.2.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

1.15.2.4 その他の手順項目にて考慮する手順

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

1.15 事故時の計装に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。
 - a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）
 - b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。
 - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。

- ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。
- iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。
- c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。
- d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等について説明する。

1.15.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等時において、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を実施するため、発電用原子炉施設（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として、技術的能力に係る審査基準（以下「審査基準」という。）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータを抽出する。

抽出されたパラメータ（以下「抽出パラメータ」という。）のうち、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ^{※1}（以下「主要パラメータ」という。）及び主要パラメータを計測するための重大事故等対処設備を選定する（第 1.15-1 図）。

※1：原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率、未臨界の維持又は確認、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

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。また，補助パラメータのうち，重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては，重大事故等対処設備とする。

なお，重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については，各条文の「設置許可基準規則」第四十三條への適合方針のうち，(2)操作の確実性（「設置許可基準規則」第四十三條第一項二）にて，適合性を整理する。

また，計器の故障，計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合及び計器電源喪失により，主要パラメータを計測することが困難となった場合において，主要パラメータを推定するために必要なパラメータ（以下「代替パラメータ」という。）を用いて推定する対応手段及びその他想定する故障に対応する対応手段を整備し，重大事故等対処設備を選定する（以下「機能喪失原因対策分析」という。）。機能喪失原因対策分析の結果を第 1.15-2 図に示す。

さらに，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び放射線量率等，想定される重大事故等の対応に必要なパラメータの記録手順及びそのために必要となる重大事故等対処設備を選定する。

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

※2 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用するこ

とは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

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

（添付資料 1.15.1, 1.15.7）

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

（添付資料 1.15.3）

なお、審査基準 1.16～1.19 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータについては、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるための直接的な手順ではないため、各々の手順において整理する。

主要パラメータは、以下のとおり分類する。

- ・重要監視パラメータ

主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器（少なくとも 1 つ以上保有）により計測するパラメータをいう。

- ・有効監視パラメータ

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

代替パラメータは，以下のとおり分類する。

- ・重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器（少なくとも1つ以上保有）により計測するパラメータをいう。

- ・常用代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

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

主要パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要計器

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

重要計器及び重要代替計器の系統概要図を第 1.15-3 図に示す。

(添付資料 1.15.10)

以上の分類により抽出した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第 1.15-2 表に示す。あわせて，設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力を明確化するために，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲，個数，耐震性及び電源設備からの給電元についても第 1.15-2 表に整理する。

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

整理した結果を踏まえ，原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計測範囲を超えた場合，原子炉施設の状態を推定するための手段を整備する。

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

なお，主要パラメータが重大事故等対処設備で計測できず，かつその代替パラメータも重大事故等対処設備で計測できない場合は，重大事故等時に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)

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

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

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

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に主要パラメータを計測する計器が故障又は計器の故障が疑われる場合，原子炉施設の状況を把握

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重要代替監視パラメータを第 1.15-3 表に示す。

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

他チャンネルによる計測に使用する設備は以下のとおり。

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

代替パラメータを計測する設備は以下のとおり。

- ・ 重要代替計器
- ・ 常用代替計器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した主要パラメータを計測する計器の故障時に、原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、当該パラメータの他チャンネルの重要計

器は、重大事故等対処設備として位置付ける。

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

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

(添付資料 1.15.1)

以上の重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができる。

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

- ・ 主要パラメータの他チャンネルの常用計器及び常用代替計器

耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能なことから、重要計器及び重要代替計器を計測する代替手段として有効である。

- b. 原子炉圧力容器内の温度、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、代替パラメータにより推定する手段及び可搬型の計測器（可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）及び可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（以下「可搬型計測器」という。））により計測する手段がある。

代替パラメータによる推定に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 重要代替計器
- ・ 常用代替計器

可搬型の計測器による計測に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

（添付資料 1. 15. 1）

以上の重大事故等対処設備により，当該パラメータを把握することができる。

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

- ・ 常用代替計器

耐震性又は耐環境性はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能なことから，重要代替計器を計測する代替手段として有効である。

c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の対応手段及び設備

(a) 対応手段

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

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

代替電源（交流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替高圧電源装置

- ・可搬型代替低圧電源車

代替電源（直流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替低圧電源車
- ・可搬型整流器

可搬型の計測器による計測又は監視に使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

(添付資料 1.15.1)

以上の重大事故等対処設備により，主要パラメータを把握することができる。

d. 重大事故等時のパラメータを記録する対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等時において、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等、想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視及び記録する手段がある。

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

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置により構成される。

- ・データ表示装置

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

有効監視パラメータ及び常用代替監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計算機
- ・放射線管理計算機
- ・記録計

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

その他のパラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計算機

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

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

（添付資料 1.15.1）

以上の重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等、想定される重大事故等の対応に必要なパラメータを計測又は監視及び記録することができる。

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

- ・プロセス計算機
- ・放射線管理計算機
- ・記録計

耐震性を有していないが、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要な有効監視パラメータ及び常

用代替監視パラメータの記録が可能なことから、安全パラメータ表示システム（SPDS）の代替手段として有効である。

e. 手順等

上記の「a. パラメータを計測する計器の故障時に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. 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備」、「c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の対応手段及び設備」及び「d. 重大事故等時のパラメータを記録する対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

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

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

1.15.2 重大事故等時の手順

1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

(1) 計器故障時の手順

主要パラメータを計測する計器が、故障により計測することが困難となった場合又は計器の故障が疑われる場合、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。

- ③運転員等は、読み取った指示値が計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことを確認する。
- ④運転員等は、読み取った指示値を発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

b. 代替パラメータによる推定

主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合又は計器の故障が疑われる場合は、代替パラメータである重要代替計器又は常用代替計器による推定を行う。

計器が故障するまでの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を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。

(a) 手順着手の判断基準

主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合又は計器の故障が疑われる場合。

(b) 操作手順

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

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に主要パラメータの重要代替計器による計測を指示する。
- ②運転員等は、主要パラメータの重要代替計器の指示値を読み取る。
- ③運転員等は、読み取った指示値を発電長へ報告する。
- ④発電長は、指示値が計測範囲外又はプラント状況により **あらかじめ** 推定される値との間に大きな差異がある場合は、常用代替計器の確認を運転員等に指示する。
- ⑤発電長は、災害対策本部長へ重要代替計器の指示値から主要パラメータの推定を依頼する。
- ⑥災害対策本部長は、重大事故等対応要員に重要代替計器の値から主要パラメータの推定を指示する。
- ⑦重大事故等対応要員は、主要パラメータの推定結果を災害対策本部長へ報告する。
- ⑧災害対策本部長は、発電長に主要パラメータの推定結果を報告する。

(c) 操作の成立性

上記の推定は、中央制御室運転員等 1 名で対応が可能であ

る。また、推定手順を整備するため、速やかに対応できる。

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

- ・同一物理量（温度，圧力，水位，流量，放射線量率，水素濃度及び中性子束）から推定するケース
- ・水位を水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定するケース
- ・流量を注水先又は水源の水位変化を監視することにより推定するケース
- ・圧力から原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の水位を推定するケース
- ・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
- ・水素燃焼するおそれのある状態であるかを推定するケース
- ・装置の作動状況により水素濃度を推定するケース
- ・制御棒の位置指示により未臨界を推定するケース
- ・プラントの状態により最終ヒートシンクの確保を推定するケース
- ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度），あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により，使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定するケース

・ デブリの冠水状態を温度により推定するケース

(添付資料 1.15.6)

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

- ・ 基準配管に水を満たした構造の計器で計測するパラメータについては、急激な原子炉減圧等により基準配管の水が蒸発し、不確かな指示を示すことがある。そのような状態が想定される場合は、関連するパラメータを複数確認し、パラメータを推定する。なお、原子炉水位及び原子炉圧力を除き、基準配管の水位変動に起因する不確かさを考慮する必要はない。
- ・ 自主対策設備である常用代替計器が監視機能を維持している場合、重大事故等の対処に有効な情報を得ることができる。ただし、常用代替計器で計測されるパラメータの値は、環境条件や不確かさを考慮し、重要計器又は重要代替計器で測定されるパラメータの値との差異を評価し、信頼性を考慮した上で使用する。
- ・ 重大事故等時に最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、炉心損傷及び原子炉圧力容器が破損した状況であるため、原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線量率等が厳しい環境下においても、その監視機能を維持できる重要代替計器を優先して使用する。また、重大事故等時と校正時の状態

変化による影響を考慮する。

- ・ 圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの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、他チャンネルの常用計器により主要パラメータを計測する。

主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合又は計器の故障が疑われる場合は、第 1.15-3 表にて定める優先順位にて重要代替計器を優先し、

次に常用代替計器により代替パラメータを計測し，主要パラメータを推定する。

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順

計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合に，原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を代替パラメータにより推定する。また，推定するために必要な代替パラメータについては，複数のパラメータの中から確からしさを考慮し，第 1.15-3 表に優先順位を定める。

これらのパラメータのうち，パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは，原子炉圧力容器内の温度と水位であり，その他のパラメータは計測範囲を超えない。なお，これらのパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には，可搬型計測器により計測することも可能である。可搬型計測器により計測可能な計器について第 1.15-2 表，第 1.15-6 表に示す。

（添付資料 1.15.5）

・原子炉圧力容器内の温度

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

重大事故等時において原子炉の冷却機能が喪失し，原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以下になった場合，原子炉圧力容器温度は計測範囲を超える場合がある。その場合，重大事故等時における炉心損傷の判断基準は 300℃以上であり，また，損傷炉心の冷却失敗判断及び原子炉圧力容器破損

の徴候検知は原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達した場合であり，計測範囲内で判断可能である。

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

- ・原子炉圧力容器内の圧力

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

- ・原子炉圧力容器内の水位

原子炉圧力容器内の水位を計測する原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（S A 広帯域）の計測範囲は，蒸気乾燥器スカート下端を基準に－3,800 mm～1,500mm である。また，原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A 燃料域）の計測範囲については，燃料有効長頂部を基準に－3,800 mm～1,300mm 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 300～1,400mm）及び燃料有効長底部まで監視可能であり，原子炉圧力容器内の水位は，計器の計測範囲内で計測が可能である。

重大事故等時において原子炉の冷却機能が喪失し，原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以下になった場合，原子

炉水位は計測範囲を超える場合がある。その場合、高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧炉心スプレイ系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定することが可能である。

また、原子炉の満水確認は、原子炉圧力又は原子炉圧力（S A）とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により、原子炉压力容器内の水位が燃料有効長頂部以上であることは原子炉压力容器温度により監視可能である。

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

（添付資料 1. 15. 12）

・原子炉压力容器への注水量

原子炉压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である。

高压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压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の流量測定が可能である。

低压代替注水系（常設）による低压代替注水系原子炉注水流量の計測範囲は， $0\sim 500\text{ m}^3/\text{h}$ （狭帯域は $0\sim 80\text{ m}^3/\text{h}$ ）としており，計測対象である低压代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水時の最大流量は $378\text{ m}^3/\text{h}$ （狭帯域は $75\text{ m}^3/\text{h}$ ）であるため，重大事故等時において計器の計測範囲内の流量測定が可能である。

低压代替注水系（可搬型）による低压代替注水系原子炉注水流量の計測範囲は， $0\sim 300\text{ m}^3/\text{h}$ （狭帯域は $0\sim 80\text{ m}^3/\text{h}$ ）としており，計測対象である低压代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水時の最大流量は $110\text{ m}^3/\text{h}$ （狭帯域は $75\text{ m}^3/\text{h}$ ）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压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，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、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、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、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

・原子炉格納容器への注水量

原子炉格納容器の注水量を監視するパラメータは、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量である。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の計測範囲は、 $0\sim 500\text{ m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ時における最大流量は $300\text{ m}^3/\text{h}$ 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。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による低圧代替注

水系格納容器スプレイ流量の計測範囲は、 $0\sim 500\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ時における最大流量は $130\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内の流量測定が可能である。

格納容器下部注水系（常設又は可搬型）による低圧代替注水系格納容器下部注水流量の計測範囲は、 $0\sim 200\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である格納容器下部注水系（常設又は可搬型）による格納容器下部注水時における最大流量は $80\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内の流量測定が可能である。

a. 代替パラメータによる推定

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

原子炉圧力容器内の水位が計器の計測範囲を超えた場合の

推定手順の概要は以下のとおり。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に主要パラメータの重要代替計器による計測を指示する。
- ②運転員等は、原子炉注水系のうち、機器動作状態にある重要代替計器の流量計から指示値を読み取る。
- ③運転員等は、読み取った指示値を発電長に報告する。
- ④発電長は、災害対策本部長へ重要代替計器の指示値から主要パラメータの推定を依頼する。
- ⑤災害対策本部長は、重大事故等対応要員に重要代替計器の値から主要パラメータの推定を指示する。
- ⑥重大事故等対応要員は、主要パラメータの推定結果を災害対策本部長へ報告する。
- ⑦災害対策本部長は、発電長に主要パラメータの推定結果を報告する。

原子炉水位不明と判断した場合の推定手順の概要は以下のとおり。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に事象進展に応じて設定した、判断パラメータによる計測を指示する。
- ②運転員等は、あらかじめ設定した判断パラメータの指示値を読み取る。
- ③運転員等は、読み取った指示値を発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、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を使用する前に電池容量を確認し，残量が少ない場合は予備の乾電池と交換する。

- ④重大事故等対応要員は，可搬型計測器を手順に定められた端子台に接続し，測定を開始する。
- ⑤重大事故等対応要員は，可搬型計測器に表示された計測値を読み取り，換算表等を用いて工学値に換算し，換算結果を記録用紙に記録する。
- ⑥重大事故等対応要員は，計測結果を発電長に報告する。
その後，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，作業開始を判断してから計測するまでの所要時間は63分以内と想定する。

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

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

(添付資料 1.15.4)

c. 重大事故等時の対応手段の選択

原子炉圧力容器内の温度及び水位が計器の計測範囲を超えて，

監視機能が喪失した場合の対応手段の優先順位を以下に示す。

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

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

原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータである原子炉水位が計器の計測範囲を超えた場合は、原子炉注水系のうち、機器動作状態にある重要代替計器の流量計から、原子炉水位を推定する。

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

1.15.2.2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

全交流動力電源喪失又は直流電源喪失により計器電源が喪失するおそれがある場合に、代替電源（交流、直流）から計器へ給電

する。さらに、計器電源が喪失した場合に、可搬型計測器により、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

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

b. 可搬型代替直流電源設備からの給電
全交流動力電源喪失が発生し、直流電源が枯渇するおそれがある場合に、可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器からの給電に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。また、同一の物理量について

て複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。

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

(添付資料 1.15.5)

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

(c) 操作の成立性

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

d. 重大事故等時の対応手段の選択

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

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

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

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

1.15.2.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

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

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

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

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

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合。

(2) 操作手順

重大事故等が発生し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果を記録する手順の概要は以下のとおり。

a. 安全パラメータ表示システム（SPDS）による記録

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、非常用所内電源である非常用ディーゼル発電機又は代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電可能で、2週間分（1分周期）の記録容量を持っている。重大事故等時のパラメータの値を継続して確認できるよう、記録された計測結果が記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する手順の概要は以下のとおり。系統概要図を第 1.15-4 図に示す。

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

b. 代替パラメータの記録

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

c. 可搬型計測器の記録

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

d. プロセス計算機の記録

(a) 運転記録

プロセス計算機が稼動状態にあれば、定められたプロセスの計測結果を定時ごとに自動で記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

(b) 警報記録

プロセス計算機が稼動状態にあれば、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。

(c) 事故時データ収集記録

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

e. 放射線管理計算機による記録

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

f. 記録計による記録

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

(3) 操作の成立性

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

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

プロセス計算機による記録は、自動で帳票印刷されるため、中央制御室にて運転員等 1名で対応が可能である。

1.15.2.4 その他の手順項目にて考慮する手順

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

原子炉格納容器内の水素濃度監視に関する手順は「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」にて整備する。

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

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

全交流動力電源喪失及び直流電源喪失時の代替電源確保に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

第 1.15-1 表 事故時に必要な計装に関する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/2)

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

対応手段，対応設備，手順書一覧 (2/2)

分類	機能喪失を想定する 対処設備※1	対応 手段	対応設備		整備する手順書※2
-	-	重大事故等時の パラメータ等記録	安全パラメータ表示システム (SPDS) (データ伝送装置，緊急時対策 支援システム伝送装置，SPD Sデータ表示装置)	重大事故等 対処設備	重大事故等対策 要領
		重大事故等時の パラメータ等記録	プロセス計算機	自主対策 設備	-
			放射線管理計算機		
			記録計		

※1：機能喪失を想定する設計基準事故対処設備は「全交流動力電源喪失」を対象とし，また，重大事故等対処設備は「計器故障時」，「計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合」及び「全交流動力電源喪失及び直流電源喪失」を対象とする。

※2：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※3：他チャンネルの計器がある場合。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (1/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.	
① 原子炉 圧力容器内の 温度	原子炉圧力容器温度	※1	0~500℃	302℃以下 ※3	重大事故等時における炉心損傷の判断基準は 300℃以上であり、また、損傷炉心の冷却失敗 判断及び原子炉圧力容器破損の徴候検知 (300℃) に対して 500℃まで監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	熱電対	1	㉔	
	原子炉圧力	※2			「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉圧力 (SA)	※2									
	原子炉水位 (広帯域)	※2									
	原子炉水位 (燃料域)	※2									
	原子炉水位 (SA 広帯域)	※2									
	原子炉水位 (SA 燃料域)	※2									
	残留熱除去系熱交換器入口 温度	※2									
	原子炉圧力	2	0~10.5MPa [gauge]	8.62MPa [gauge] 以下		重大事故等時における原子炉圧力容器最高使 用圧力 (8.62MPa [gauge]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gauge]) を監視可能。	S	区分 I, II 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器	1	㉕
	原子炉圧力 (SA)	2	0~10.5MPa [gauge]	8.62MPa [gauge] 以下			Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器		
② 原子炉圧力容器内の 圧力	原子炉水位 (広帯域)	※2				「③原子炉圧力容器内の水」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位 (燃料域)	※2									
	原子炉水位 (SA 広帯域)	※2									
	原子炉水位 (SA 燃料域)	※2									
	原子炉圧力容器温度	※2									
					「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						

第 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) (2/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
③ 原子炉圧力容器内の 水位	原子炉水位 (広帯域)	2	— 3,800～1,500 mm ※4	— 3,800～1,400 mm ※4	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲レベル 3～8 (300～1,400mm ※4) 及び燃料有効長底部まで監視可能。	Ss 機能維持	区分 I, II 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器	1	⑫
	原子炉水位 (燃料域)	2	— 3,800～1,300 mm ※5	448～1,300 mm ※5		S	区分 I, II 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		⑬
	原子炉水位 (SA広帯域)	1	— 3,800～1,500 mm ※4	— 3,800～1,400 mm ※4		Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		⑭
	原子炉水位 (SA燃料域)	1	— 3,800～1,300 mm ※5	448～1,300 mm ※5		Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		⑮
	高压代替注水系系統流量	※2								
	低压代替注水系原子炉注水流量	※2								
	代替循環冷却系原子炉注水流量	※2								
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※2								
	高压炉心スプレイ系系統流量	※2								
	残留熱除去系系統流量	※2								
	低压炉心スプレイ系系統流量	※2								
	原子炉圧力	※2								
原子炉圧力 (SA)	※2									
サブレーション・チェンバ圧力	※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。

「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。

「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (3/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.	
④ 原子炉圧力容器への 注水量	高圧代替注水系系統流量	※1	0~50L/s	—※6	常設高圧代替注水系ポンプの最大流量 (38L/s) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	1	①	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※1	0~50L/s	40L/s	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量 (40L/s) を監視可能。	Ss 機能 維持	区分 I 直流電源	差圧式流量 検出器		④	
	高圧炉心スプレイス系系統流量	※1	0~500L/s	438L/s	高圧炉心 プレイ系ポンプの最大流量 (438L/s) を監視可能。	Ss 機能 維持	区分 II 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器		⑤	
	(常設ラ イン用)	低圧代替注水系 原子炉注水流	※1	0~500m ³ /h ※7	—※6	低圧代替注水系 (常) による原子炉圧力容 器への注水時における最大流量 (378m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器	1	②
			※1	0~80m ³ /h ※7, ※9	—※6	低圧代替注水系 (常) による原子炉圧力容 器への注水時におけるミニフロー調整時の最 大流量 (75m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器		
			※1	0~300m ³ /h ※8	—※6	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容 器への注水時における最大流量 (110m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器		
	※1	0~80m ³ /h ※8, ※9	—※6	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力 容器への注水時におけるミニフロー調整時の 最大流量 (75m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器				
	代替循環冷却系原子炉注水 流量	※1	0~150m ³ /h	—※6	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注 水時における最大流量 (100m ³ /h) を監視可 能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器	③		
	残留熱除去系系統流量	※1	0~600L/s	470L/s	残留熱除去系ポンプの最大流量 (470L/s) を 監視可能。	S	区分 I, II 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	⑥		
	低圧炉心スプレイス系系統流量	※1	0~600L/s	456L/s	低圧炉心 プレイ系ポンプの最大流量 (456L/s) を監視可能。	S	区分 I 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	⑦		
	代替淡水貯槽水位	※2									
	西側淡水貯水設備水位	※2									
	サブレーション・プール水位	※2									
	原子炉水位 (広帯域)	※2									
原子炉水位 (燃料域)	※2										
原子炉水位 (SA 広帯域)	※2										
原子炉水位 (SA 燃料域)	※2										

「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。

「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。

「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。

第 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) (4/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.	
⑤ 原子炉格納容器への 注水量	低圧代替注水系格納 容器スプレイ流量 (常設ラ イン用)	※1	0~500m ³ /h ※7	—※6	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による 格納容器スプレイ時における最大流量 (300m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器	1	⑧	
		※1	0~500m ³ /h ※8	—※6	代替格納容器 スプレイ時における最大流量 (130m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式流量 検出器	1		
	低圧代替注水系格納容器下部 注水量	※1	0~200m ³ /h	—※6	格納容器 部注水系 (常 又は可搬型) によ る格納容器 部注水時における最大流量 (80m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※23	差圧式流量 検出器	1	⑨	
	代替淡水貯槽水位	※2									
	西側淡水貯水設備水位	※2									
	サブレーション・プール水位	※2									
	格納容器下部水位	※2									
⑥ 原子炉格納容器内の 温度	ドライウエル雰囲気温度	8	0~300°C	171°C 以	原子炉格納容器の限界温度 (200°C) を監視可 能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22, ※23	熱電対	1	⑬	
	サブレーション・チェンバ 雰囲気温度	2	0~200°C	171°C 以		Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22, ※23	熱電対	1	⑭	
	サブレーション・プール水温度	3	0~200°C	104°C 以	原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [Lgage]) におけるサブレーション・プールの飽和温 度 (約 167°C) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	測温 抵抗体	1	⑮	
	格納容器下部水温	(水温計 兼デブリ 落下検知 用)	※1	0~500°C ※10 (ペダスタル床面 0m) ※11	—※6	ペダスタル底部にデブリが着 した際の温度 昇又は高温のデブリが検出器に接触し指示 値がダウン ケールすることを検知すること でデブリ落 を検知可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※23	測温 抵抗体	4	⑯
		(水温計 兼デブリ 堆積検知 用)	※1	0~500°C ※10 (ペダスタル床面 +0.2m) ※11	—※6	ペダスタル床面 0.2m 以 のデブリ堆積を温 度上昇又は高温のデブリと検出器の接触によ る指示ダウンケールにより検知可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※23	測温 抵抗体	4	
		ドライウエル圧力	※2								
	サブレーション・チェンバ圧力	※2									

「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。

「⑧原子炉格納容器内の水」を監視するパラメータと同じ。

「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

第 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) (5/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
⑦ 原子炉格納容器内の 圧力	ドライウエル圧力	1	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下	原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [gage]) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器	1	㊸
	サブレーション・チェンバ圧力	1	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下		Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器	1	㊹
	ドライウエル雰囲気温度	※2								
	サブレーション・チェンバ 雰囲気温度	※2								
⑧ 原子炉格納容器内の 水位	サブレーション・プール水位	※1	-1~9m ※12 (EL. 2, 030~ 12, 030mm)	-0.5~0m (EL. 2, 530~ 3, 030mm)	ウエットウエルベント操作可否判断 (ベント ライン下端高さ-1.64m: 通常水位+6.5m) を 把握できる範囲を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器	1	㊺
	(高さ 1m 超検知用)	※1	+1.05m ※11, ※13 (EL. 12, 856mm)	- ※6		Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※23	電極式水位 検出器		
	格納容器下部水位	※1	+0.50m, +0.95m ※11, ※14 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	- ※6	炉心損傷後, 原子炉圧力容器破損までの間に, ベデ タル床面から 1m を超える高さまでの 事前注水されたことの検知が可能。 デブリ落下後, ベデスタル床面 0.2m 以 の デブリ堆積までの間, ベデスタル床面から 0.5m~1m の範囲に水位が維持されているこ との確認が可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※23	電極式水位 検出器	1	㊻
	(満水管理 用)	※1	+2.25m, +2.75m ※11, ※15 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	- ※6	ベデ タル床面 0.2m 以 のデブリ堆積後, ベデスタル床面近傍のベデスタル床面から 2.25m~2.75m の範囲に水位が維持されてい ることの確認が可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※23	電極式水位 検出器		
	低圧代替注水系原子炉注水流量	※2								
	低圧代替注水系格納容器 スブレイ流量	※2								
	低圧代替注水系格納容器 下部注水流量	※2								
	代替淡水貯槽水位	※2								
	西側淡水貯水設備水位	※2								
	ドライウエル圧力	※2								
サブレーション・チェンバ圧力	※2									

「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。

「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。

「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

第 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) (6/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
㉑ 原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器内水素濃度 (S/A)	※1 1	0~100vol%	4.0vol%以下	重大事故等に原子炉格納容器内の水素濃度 が変動する可能性のある範囲 (0~56.6vol%) を監視可能。	Ss 機能 維持	計器, サンプル リリング装置: 緊急用 交流電源	熱伝導式 水素検出器	一※24	㉑
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	※2								
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	※2								
	ドライウエル圧力	※2								
	サブプレッション・チェンバ圧力	※2								
「㉑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。										
㉒ 原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満 ※16	炉心損傷の判断値 (原子炉炉停止直後に炉心損 傷した場合約 10Sv/h) を把握する 監視可能 (記の判断値は原子炉炉停止後の経過 時間とともに低くなる)。	Ss 機能 維持	区分 I, II 直流電源 緊急用 直流電源	イオン チェンバ	一※24	㉒
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満 ※16	炉心損傷の判断値 (原子炉炉停止直後に炉心損 傷した場合約 10Sv/h) を把握する 監視可能 (記の判断値は原子炉炉停止後の経過 時間とともに低くなる)。	Ss 機能 維持	区分 I, II 直流電源 緊急用 直流電源	イオン チェンバ	一※24	㉒

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）（7/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
① 未 臨界の維持又は確認	起動領域計装	8	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0$ $\times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0~40%又は 0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 1.5$ $\times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の 約 19 倍	原子炉の停止時 起動時 起動時 起動時 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 を超え た場合は、平均出力領域計装によって監視可 能。	S	区分 I, II 中性子 モニタ用 直流電源	核分裂 電離箱	—※24	㉓
	平均出力領域計装	2 ※17	0~125% ($1.0 \times 10^{12} \sim 1.0$ $\times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)		原子炉の起動時 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 重大事故等時、一 時的に計測 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、つ出 力 昇 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、現状の計測 でも運転監視 影響はない。また、緊急停止失敗時において も原子炉再循環ポンプトリップ等により中性 子束は低 するため、現状の計測 でも対 応が可能。	S	区分 I, II 原子炉 保護系 交流電源 区分 I, II 直流電源	核分裂 電離箱	—※24	㉓

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (8/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
＜格納容器圧力逃がし装置＞										
	フィルタ装置水位	2	180～5,500mm	—※6		Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器	1	⑳
	フィルタ装置圧力	※1	0～1MPa [gage]	—※6	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力 (0.62MPa [gage]) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	弾性圧力 検出器	1	㉑
	フィルタ装置スクラビング水 温度	※1	0～300℃	—※6	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度 (200℃) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	熱電対	1	㉒
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—※6	格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合に)、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 $5 \times 10^1 \text{ Sv/h}$) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	イオン チェンバ	—※24	㉓
	フィルタ装置入口水素濃度	1	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	—※6	格納容器ベント実施時 (炉心損傷していない場合に)、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 $7 \times 10^0 \text{ mSv/h}$) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	イオン チェンバ	—※24	㉔
	フィルタ装置入口水素濃度	2	0～100vol%	—※6	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 未満であることを監視可能。	Ss 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	㉕
＜耐圧強化ベント系＞										
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	※1	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	—※6	耐圧強化ベント実施時に、想定される排気ラインの最大線量当量率 (約 $4 \times 10^3 \text{ mSv/h}$) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ※22	イオン チェンバ	—※24	㉖
＜代替循環冷却系＞										
サブレーション・プールの水温度										
「④原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。										
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	2	0～100℃	—※6	代替循環冷却系における代替循環冷却系ポンプ入口の最高使用温度 (80℃) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	熱電対	1	㉗
代替循環冷却系原子炉注水流量										
「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。										
	代替循環冷却系格納容器スプレ イ流量	2	$0 \sim 300 \text{ m}^3/\text{h}$	—※6	代替循環冷却系による格納容器スプレイ時に おける最大流量 ($250 \text{ m}^3/\text{h}$) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	1	㉘

⑫ 最終ヒートシンクの確保 (1/2)

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) (9/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.	
＜残留熱除去系＞											
	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0～300℃	249℃ 以	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 (249℃) を監視可能。	Ss 機能維持	区分 I, II 計測用交流電源	熱電対	1	⑫	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0～300℃	249℃ 以	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 (249℃) を監視可能。	Ss 機能維持	区分 I, II 計測用交流電源	熱電対	1	⑬	
	残留熱除去系系統流量	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。									
	残留熱除去系海水系系統流量	1	0～550L/s	493L/s	残留熱除去系の運転時における, 残留熱除去系海水系ポンプの最大流量 (493L/s) を監視可能。	Ss 機能維持	区分 I 計測用交流電源	差圧式流量検出器	1	⑭	
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	1	0～800m ³ /h	—※6	緊急用海水系系の運転時における, 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) の最大流量 (650m ³ /h) を監視可能。	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 (残留熱除去系補機)	※1	0～50m ³ /h	—※6	緊急用海水系系の運転時における, 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) の最大流量 (40m ³ /h) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源 ※22	差圧式流量検出器	1	⑳	
	原子炉圧力容器温度	※2	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
	ドライウエル圧力	※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。								
	サブレーション・チェンバ圧力	※2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
	ドライウエル雰囲気温度	※2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
	サブレーション・チェンバ雰囲気温度	※2	「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。								

⑫ 最終ヒートシンクの確保 (2/2)

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) (10/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.	
⑬ 格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域)				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位 (燃料域)										
	原子炉水位 (S A 広帯域)										
	原子炉水位 (S A 燃料域)										
	原子炉圧力										「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。
	原子炉圧力 (S A)										
	ドライウエル雰囲気温度										
ドライウエル圧力				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（11/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
	サブプレッショングループ水位				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	代替淡水貯槽水位	※1	0～20m	—※6	代替淡水貯槽の底部より計検出点からポンプトレーライン配管下端（0～19m）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源 ※22, ※23	差圧式水位検出器	1	⑮
	西側淡水貯水設備水位	※1	0～4.5m	—※6	西側淡水貯水設備の水槽底部+1m から水槽端+5mまで（事故収束に必要な貯水量）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源 ※22, ※23	電波式水位検出器	1	⑯
	高圧代替注水系系統流量	※2								
	代替循環冷却系原子炉注水流量	※2								
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※2								
	高圧炉心スプレイス系統流量	※2								
	残留熱除去系系統流量	※2								
	低圧炉心スプレイス系統流量	※2								
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	※2	0～10MPa [gage]	—※6	常設高圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa [gage]）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源	弾性圧力検出器		⑰
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	※2	0～10MPa [gage]	8.96MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa [gage]）を監視可能。	Ss 機能維持	区分Ⅰ直流電源	弾性圧力検出器	1	⑲
	高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	※2	0～10MPa [gage]	8.01MPa [gage]	高圧炉心スプレイスポンプ運転時の吐出圧力（8.01MPa [gage]）を監視可能。	Ss 機能維持	区分Ⅱ計測用交流電源	弾性圧力検出器		⑳
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	※2	0～5MPa [gage]	—※6	代替循環冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa [gage]）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源	弾性圧力検出器		⑱
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	※2	0～4MPa [gage]	3.45MPa [gage]	残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa [gage]）を監視可能。	Ss 機能維持	区分Ⅰ,Ⅱ計測用交流電源	弾性圧力検出器		㉑
	低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	※2	0～4MPa [gage]	3.79MPa [gage]	低圧炉心スプレイスポンプ運転時の吐出圧力（3.79MPa [gage]）を監視可能。	Ss 機能維持	区分Ⅰ計測用交流電源	弾性圧力検出器	1	㉒
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	※2	0～5MPa [gage]	—※6	常設低圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（3.14MPa [gage]）を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用直流電源 ※22, ※23	弾性圧力検出器		㉓

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。

⑩水源の確保（1/2）

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (12/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.	
⑭ 水源の確保 (2/2)	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※2				「④原子炉圧力容器への注水量」 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	低圧代替注水系格納容器 スプレイ流量 ※2										
	低圧代替注水系格納容器 下部注水流量 ※2										
	原子炉水位 (広帯域) ※2										
	原子炉水位 (燃料域) ※2										
	原子炉水位 (SA広帯域) ※2										
	原子炉水位 (SA燃料域) ※2										
⑮ 原子炉建屋内の 酸素濃度	原子炉建屋酸素濃度 ※1	2	0~10vol%	—※6	重大事故等時において、酸素と酸素の可燃限界 (酸素濃度: 4vol%) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 交流電源	触媒式 酸素検出器	—※24	⑲	
		3	0~20vol%			Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	熱伝導式 酸素検出器	—※24		
	静的触媒式酸素再結 合器動作監視装置 ※2	4 ※18	0~300℃	—※6		重大事故等時において、静的触媒式酸素再結 合器の最高使用温度 (300℃) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	熱電対	2	⑳
	格納容器内酸素濃度 (SA) ※1	1	0~25vol%	5.0vol%以下		重大事故等時において、原子炉格納容器内の 酸素濃度の可燃限界 (5vol%) を監視可能。	Ss 機能 維持	緊急用 交流電源 計器, サンプ リング装置	磁気力式 酸素検出器	—※24	㉑
⑯ 原子炉格納 容器内の 酸素濃度	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※2				「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※2										
	ドライウエル圧力 ※2										
	サブレーション・チェンバ圧力 ※2				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
① 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	1	—4,300～+7,200mm ※19 (EL.35,077～ 46,577mm)	+6,818mm (EL.46,195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック下端 (EL.35,097mm) までの範囲にわたり水位を監視可能。	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	②⑥
			0～120℃	66℃以上	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度 (100℃) を監視可能。					
	使用済燃料プール温度 (S A)	1 ※21	0～120℃	—※6	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度 (100℃) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	測温 抵抗体	1	②⑦
			10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h	—※6	重大事故等時に変動する可能性のある放射線量率 (3.0mSv/h 以上) を監視可能。					
	使用済燃料プールエリア 放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	—	—※6	重大事故等時に変動する可能性のある放射線モニタの状況を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	イオン チェンバ	—※24	②⑧ ③⑩
	使用済燃料プール監視カメラ	1	—	—※6	重大事故等時に使用済燃料プールとその周辺の状況を監視可能。	Ss 機能維持	カメラ：緊急 用直流電源 空冷装置：緊急 用交流電源	赤外線 カメラ	—※24	

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

※3：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

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

※6：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

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

※10：R P V 破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0m, 0.2m 置水温計兼デブリ検知器)。 ※11：ベデ タル底面 (コリウムシールド 管理 (高さ 1m 超水 計)。

※12：基準点は通常運転水位 EL.3,030mm (サブレシジョン・チェンバ底部より 7,030mm)。 ※13：R P V 破損前までの水 管理 (高さ 1m 超水 計)。

※14：R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ < 0.2m の場合) (高さ 0.5m, 1.0m 未満水 計)。 ※15：R P V 破損後の水 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 この値を 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 置。 ※19：基準点は使用済燃料ラック 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 49 条で抽出された計装 備は 計基準事故対処 備に対して多様性 独立性を有し、 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。可搬型計測器による計測が可能な設計としており、多様性を有している。詳細については、「3.14 電源設備 (「設置許可基準規則」第 57 条に対する設計方針を示す章) の補足説明資料 57-9」参照。なお、各条文に対するパラメータの選定結果は、補足説明資料 58-10 に整理している。

※24：可搬型計測器で計測できるパラメータでない場合を「—」で示す。全交流動力電源喪失時は、水素・酸素濃度監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置 (水位・温度 (S A 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 (1/16)

【推定ケース】

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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケー	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 1	① 原子炉圧力容器温度の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力より飽和温度 / 圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また, 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 (SA) ② 原子炉水 (広帯域) ② 原子炉水 (燃料域) ② 原子炉水 (SA 広帯域) ② 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 残留熱除去系熱交換器入口温度	ケー 6	
			ケー 1	

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/16)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 (3/16)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：「 」は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 (4/16)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施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 (5/16)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施 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 (6/16)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 (7/16)

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

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/16)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/16)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施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 (11/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保 (1/2)	<格納容器圧力逃がし装置> フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水素濃度	① 主要パラメータ (フィルタ装置水位, フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ), フィルタ装置入口水素濃度) の他チャヤンネル ② ドライウエル雰 気温度 ② サプレッション・チェンバ雰 気温度 ② ドライウエル圧力 ② サプレッション・チェンバ圧力	ケース 1 ケー 10	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 チャヤンネルが故障した場合は, 他チャヤンネルにより推定する。 ② 格納容器圧力逃がし装置による冷却において, フィルタ装置水位, フィルタ装置圧力, フィルタ装置スクラビング水温度, フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ), フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は, ドライウエル雰 気温度, ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ雰 気温度, サプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 なお, フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は, フィルタ容器内は飽和状態であるため, ラビング水温度 フィルタ装置圧力を推定する。 フィルタ装置 ラビング水温度の監視が不可能となった場合は, 優先して予備側検出素子により計測する。予備側の監視が不可能な場合は, フィルタ容器内は飽和状態であるため, フィルタ装置圧力からスクラビング水温度を推定する。
	<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 気温度 ① サプレッション・チェンバ雰 気温度 ① ドライウエル圧力 ① サプレッション・チェンバ圧力	ケー 10	① 耐圧強化ベント系による冷却において, 耐圧強化ベント系放射線モニタの監視が不可能となった場合は, ドライウエル雰 気温度, サプレッション・チェンバ雰 気温度, ドライウエル圧力, サプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は, ドライウエル又はウェットウエルのベントに使用した方を優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば原子炉施 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 (12/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保 (2/2)	<代替循環冷却系> サプレッション・プールの水温度 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 流量	① 主要パラメータの他チャンネル ② ドライウエール雰囲気気温度 ③ サプレッション・チェンバール気温度	ケース 1 ケース 10	① 主要パラメータの 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 (代替循環冷却系格納容器 プレイ流量は、他系統が運転状態の場合) ② 代替循環冷却系において、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 プレイ流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエール雰囲気温度、サプレッション・チェンバール気温度により最終ヒートシンクが確保されることを推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	<残留熱除去系> 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系統流量 緊急用海水系統流量 (残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系統流量 (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統流量) の他チャンネル ② 原子炉圧力容器温度 ③ ドライウエール雰囲気温度 ④ サプレッション・チェンバール気温度 ⑤ サプレッション・プールの水温度	ケース 1 ケー 10	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統流量、緊急用海水系統流量 (残留熱除去系熱交換器)、緊急用海水系統流量 (残留熱除去系補機) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、ドライウエール雰囲気温度、サプレッション・チェンバール気温度、サプレッション・プールの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統流量) の他チャンネルを優先する。

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/16)

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

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2: [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば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 (14/16)

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

※1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/16)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (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 11	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール温度 (SA) により使用済燃料プールの温度を推定する。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、水と放射線量率の関係 水 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・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 11	①使用済燃料プール温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水・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・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・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 11	①使用済燃料プールエリア放射線モニタの監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水・温度 (SA 広域) にて水を計測した後、水位と放射線量率の関係 放射線量を推定する。 ②使用済燃料プール温度 (SA) 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・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 11	①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水・温度 (SA 広域)、使用済燃料プール温度 (SA)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて、使用済燃料プールの状態を推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば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 1 L, 2 L 電圧	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ
	154kV 原子力 1 号線電圧	原子力 1 号線の受電状態を確認するパラメータ
	M/C 2 C 電圧 ※1	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
	M/C 2 D 電圧 ※1	
	M/C HPCS 電圧 ※1	
	M/C 2 E 電圧	
	P/C 2 C 電圧 ※1	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ
	P/C 2 D 電圧 ※1	
	緊急用 M/C 電圧 ※1	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
	緊急用 P/C 電圧 ※1	緊急用 P/C の受電状態を確認するパラメータ
	125V 系蓄電池 A 系電圧 ※1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ
	125V 系蓄電池 B 系電圧	
	緊急用 125V 系蓄電池電圧 ※1	
	HPCS D/G 電圧	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ
	2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機機関入口圧力	
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機機関入口圧力	
	常設代替高圧電源装置発電機電圧	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ
	可搬型代替低圧電源車発電機電圧	
	可搬型整流器電圧	
	2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンクレベル	燃料の確保状態を確認するパラメータ
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンクレベル	
	燃料油サービスタンクレベル (常設代替高圧電源装置)	
	可搬型設備用軽油タンク油面	
軽油貯蔵タンクレベル		

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

第 1.15-4 表 補助パラメータ (2/3)

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

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

第 1.15-4 表 補助パラメータ (3/3)

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

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

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

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

※1：分類のうち、有効監視パラメータとしてのみ使用する。

※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

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

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録	
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ※1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉圧力 ※2	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力 (SA) ※2					
	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (燃料域) ※2					
	原子炉水位 (SA広帯域) ※2					
	原子炉水位 (SA燃料域) ※2					
残留熱除去系熱交換器入口温度 ※2	最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>を監視するパラメータと同じ。					
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	可	要	—	SPDS	—
	原子炉圧力 (SA)	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (燃料域) ※2					
	原子炉水位 (SA広帯域) ※2					
	原子炉水位 (SA燃料域) ※2					
	原子炉圧力容器温度 ※2	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)	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (燃料域)	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (SA広帯域)	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (SA燃料域)	可	要	—	SPDS	—
	高圧代替注水系系統流量 ※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。				
	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※2					
	代替循環冷却系原子炉注水流量 ※2					
	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※2					
	高圧炉心スプレイ系系統流量 ※2					
	残留熱除去系系統流量 ※2					
	低圧炉心スプレイ系系統流量 ※2					
	原子炉圧力 ※2	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	原子炉圧力 (SA) ※2					
サプレッション・チェンバ圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ					
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	可	要	—	SPDS	—
	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	代替循環冷却系原子炉注水流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	高圧炉心スプレイ系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—

※1：分類のうち，重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※2：分類のうち，重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

[]：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

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

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

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)	残留熱除去系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	低圧炉心スプレイ系系統流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	サブプレッション・プール水位 ※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	代替淡水貯槽水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。				
	西側淡水貯水設備水位 ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (広帯域) ※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	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (SA広帯域) ※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	可	要	—	SPDS	—
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ※1	可	要	—	SPDS	—
	代替淡水貯槽水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。				
	西側淡水貯水設備水位 ※2	原子炉格納容器内の水位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水位を監視するパラメータと同じ。				
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	可	要	—	SPDS	—
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	可	要	—	SPDS	—
	サブプレッション・プール水温度	可	要	—	SPDS	—
	格納容器下部水温 ※1	可	要	—	SPDS	—
	ドライウエル圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ圧力 ※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	可	要	—	SPDS	—
	サブプレッション・チェンバ圧力	可	要	—	SPDS	—
	ドライウエル雰囲気温度 ※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ※2	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]	可	否	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	プロセス計算機にて警報を記録する。
	[サブプレッション・チェンバ圧力]	可	否	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	プロセス計算機にて警報を記録する。

※1：分類のうち，重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※2：分類のうち，重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

[]：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

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

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

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位	サブプレッション・プール水位 ※1	可	要	—	SPDS	—	
	格納容器下部水位 ※1	可	要	—	SPDS	—	
	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※2	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。					
	低圧代替注水系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	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。					
	代替淡水貯槽水位 ※2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。					
	西側淡水貯水設備水位 ※2	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	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。					
	[格納容器下部雰囲気温度]	可	否	可搬型計測器での計測対象外。	SPDS	—	
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1	否	—	原子炉格納容器内圧力挙動と事象進展解析結果からの濃度により推定可能。(保守的な条件で評価した事象進展解析の水素・酸素濃度変化と実測の格納容器内圧力挙動から推定)	SPDS	—	
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※2	原子炉格納容器内の放射線量率を監視するパラメータと同じ。					
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※2	原子炉格納容器内の放射線量率を監視するパラメータと同じ。					
	ドライウエル圧力 ※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を監視するパラメータと同じ。					
	[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	プロセス計算機にて警報を記録する。	
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	否	—	原子炉圧力容器温度による炉心損傷を推定可能。	SPDS	—	
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	否	—	原子炉圧力容器温度による炉心損傷を推定可能。	SPDS	—	
未臨界の維持	起動領域計装	否	—	代替パラメータである平均出力領域計装，制御棒操作監視系にて未臨界状態を推定可能。	SPDS	—	
	平均出力領域計装	否	—	代替パラメータである起動領域計装，制御棒操作監視系にて未臨界状態を推定可能。	SPDS	—	
	[制御棒操作監視系]	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機	—	

※1：分類のうち，重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※2：分類のうち，重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

[]：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

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

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

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		要否理由	記録	
		計測			記録先	備考
		可否	要否			
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	可	要	—	SPDS	—
	フィルタ装置圧力 ※1	可	要	—	SPDS	—
	フィルタ装置スクラビング水温度 ※1	可	要	—	SPDS	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	否	—	当該パラメータの監視が必要になるのは、事象発生 19 時間後 (炉心損傷している場合) のベント時であり、それまでに可搬型代替直流電源設備 (250 分以内) より給電されれば監視可能。	SPDS	—
	フィルタ装置入口水素濃度	否	—	当該パラメータの監視が必要になるのは、ベント後、事故収束以降のため、それまでに常設代替交流電源設備 (92 分以内) 又は可搬型代替交流電源設備 (180 分以内) より給電されれば監視可能。	SPDS	—
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	否	—	当該パラメータの監視が必要になるのは、事象発生 28 時間後 (炉心損傷していない場合) のベント時であり、それまでに可搬型代替直流電源設備 (250 分以内) より給電されれば監視可能。	SPDS	—
	サブプレッション・プール水温度	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ー流量	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系統流量	可	要	—	SPDS	—
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ※1	可	要	—	SPDS	—
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) ※1	可	要	—	SPDS	—
	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。				
	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						

※1：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

[]：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

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

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

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			
格納容器 バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域)	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (燃料域)					
	原子炉水位 (SA広帯域)					
	原子炉水位 (SA燃料域)					
	原子炉圧力	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)					
	ドライウエル雰囲気温度	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					
	[エリア放射線モニタ]	否	—	可搬型計測器での計測対象外	放射線管理計算機 記録計	—
水源の確保	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 ※1	可	要	—	SPDS	—
	西側淡水貯水設備水位 ※1	可	要	—	SPDS	—
	高压代替注水系系統流量 ※2	原子炉圧力容器への注水量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					
	代替循環冷却系ポンプ吐 出圧力 ※2	可	要	—	SPDS	—
	原子炉隔離時冷却系ポン プ吐出圧力 ※2	可	要	—	SPDS	—
	高压炉心スプレイ系ポン プ吐出圧力 ※2	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系ポンプ吐出 圧力 ※2	可	要	—	SPDS	—
	低压炉心スプレイ系ポン プ吐出圧力 ※2	可	要	—	SPDS	—
	低压代替注水系原子炉注 水流量 ※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					
	原子炉水位 (広帯域) ※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (燃料域) ※2					
	原子炉水位 (SA広帯域) ※2					
	原子炉水位 (SA燃料域) ※2					
	常設低压代替注水系ポン プ吐出圧力 ※2	可	要	—	SPDS	—

※1：分類のうち，重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※2：分類のうち，重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

[]：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

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

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

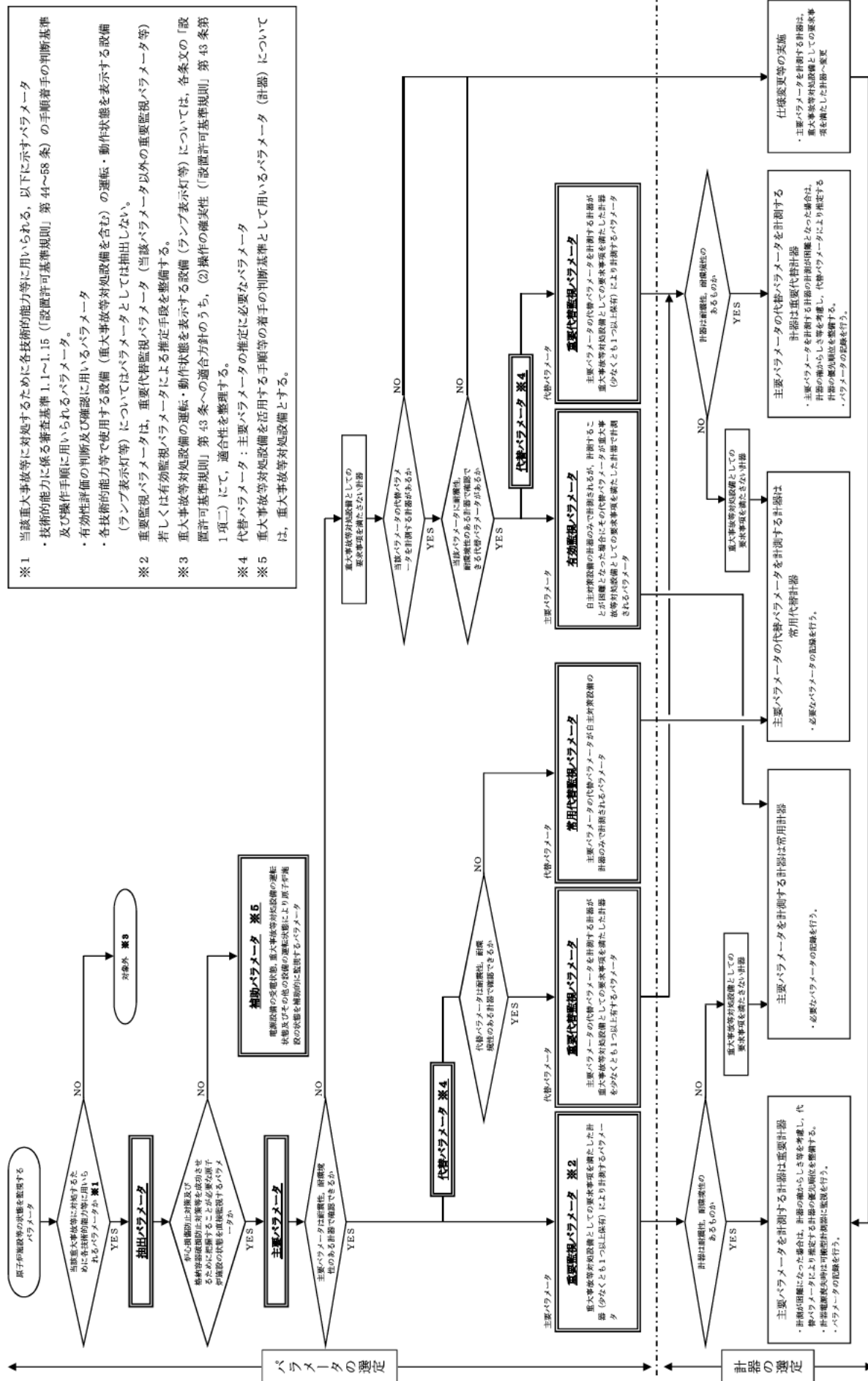
分類	パラメータ	可搬型計測器での対応		要否理由	記録	
		計測			記録先	備考
		可否	要否			
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ※1	否	—	代替パラメータである静的触媒式水素再結合器動作監視装置にて原子炉建屋水素濃度を推定可能。	SPDS	—
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ※2	可	要	—	SPDS	—
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※1	否	—	原子炉格納容器内圧力挙動と事象進展解析結果からの濃度により推定可能。(保守的な条件で評価した事象進展解析の水素・酸素濃度変化と実測の格納容器内圧力挙動から推定)	SPDS	—
	格納容器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

※1：分類のうち，重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※2：分類のうち，重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

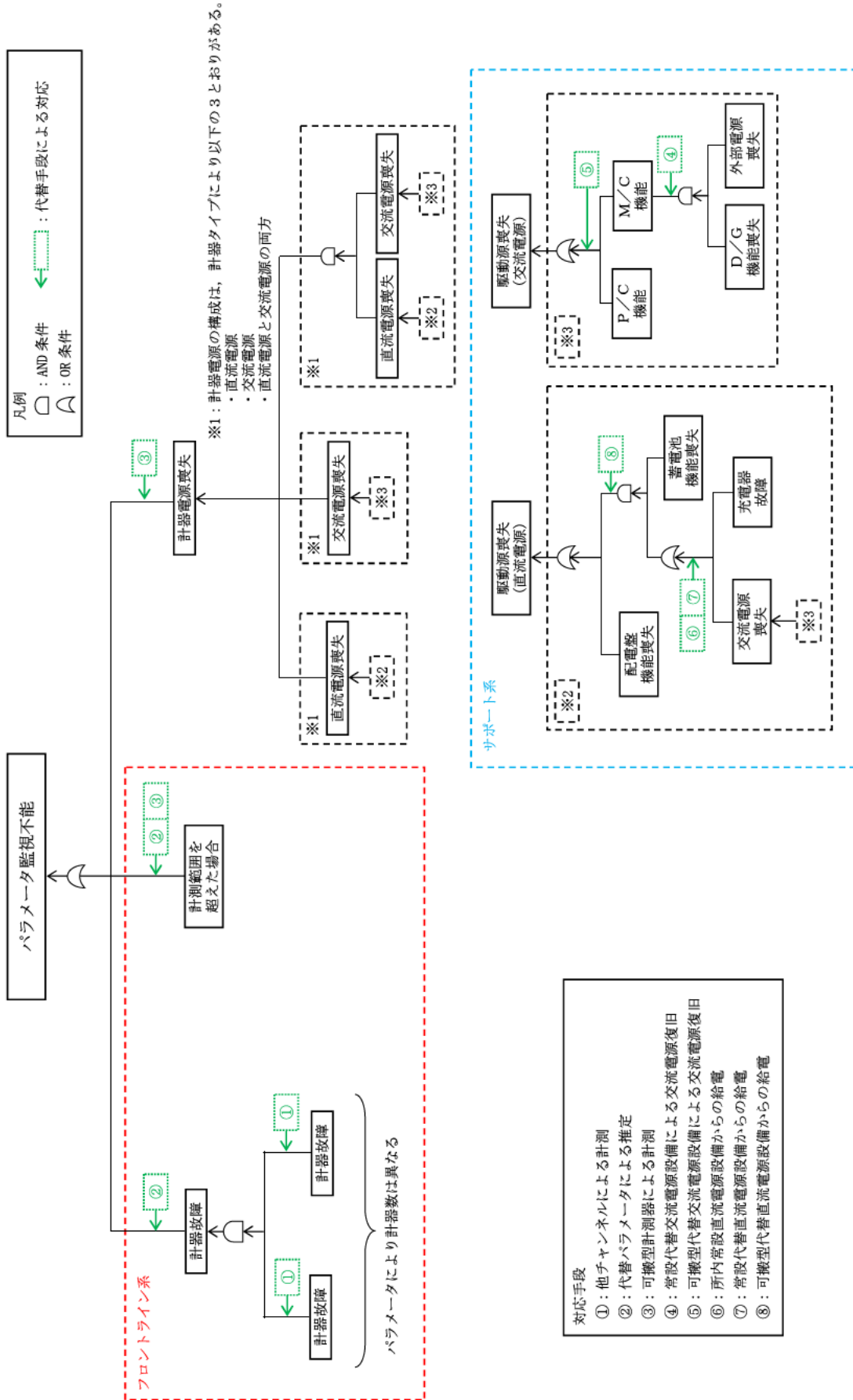
[]：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

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

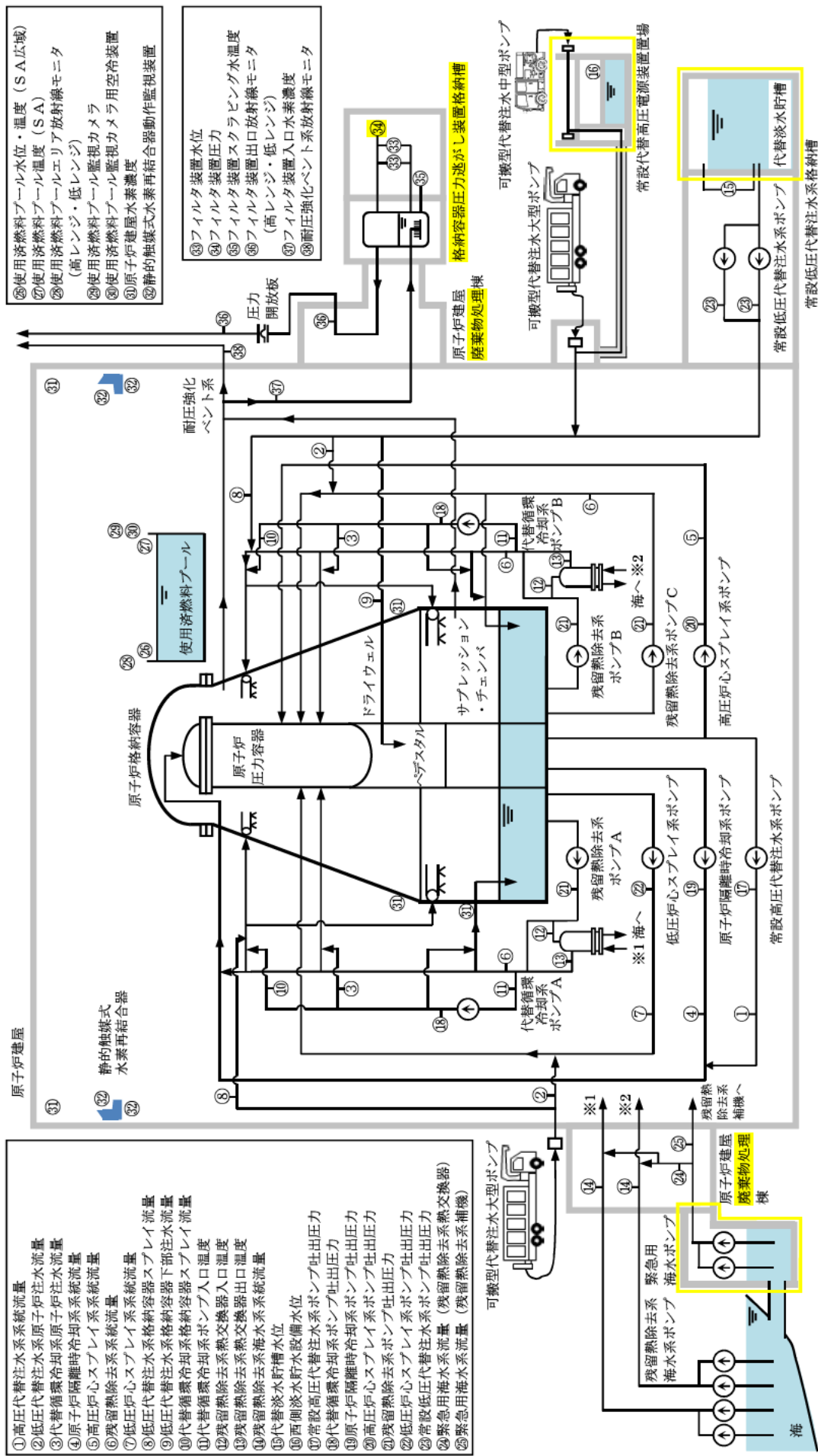


- ※1 当該重大事故等に対処するために各技術的能力等に用いられる、以下に示すパラメータ
 - ・技術的能力に係る審査基準 1.1~1.15（設置許可基準規則 第 44~58 条）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ
 - ・有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータ
 - ・各技術的能力等で使用する設備（重大事故等対処設備を含む）の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）についてはパラメータとしては抽出しない。
- ※2 重要監視パラメータは、重要代替監視パラメータ（当該パラメータ以外の重要監視パラメータ等）若しくは有効監視パラメータによる推定手段を整備する。
- ※3 重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条の「設置許可基準規則」第 43 条への適合方針のうち、(2)操作の確実性（設置許可基準規則 第 43 条第 1 項ニ）にて、適合性を整理する。
- ※4 代替パラメータ：主要パラメータの推定に必要なパラメータ
- ※5 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ（計器）については、重大事故等対処設備とする。

第 1.15-1 図 重大事故等時に必要なパラメータ及び計器の選定フロー



第 1.15-2 図 機能喪失原因対策分析



- ②⑤使用済燃料プール水位・温度 (S.A.広域)
- ②⑦使用済燃料プール温度 (S.A)
- ②⑧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)
- ②⑨使用済燃料プール監視カメラ
- ②⑩使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ③①原子炉建屋水素濃度
- ③②静的触媒式水素再結合器動作監視装置

- ③③フィルタ装置水位
- ③④フィルタ装置圧力
- ③⑤フィルタ装置スクラビング水温度
- ③⑥フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ③⑦フィルタ装置入口水素濃度
- ③⑧耐圧強化ベント系放射線モニタ

- ①①高圧代替注水系系統流量
- ②②低圧代替注水系原子炉注水流量
- ③③代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④④原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑤⑤高圧炉心スプレイス系統流量
- ⑥⑥代替循環冷却系系統流量
- ⑦⑦低圧炉心スプレイス系統流量
- ⑧⑧代替注水系格納容器スプレイス流量
- ⑨⑨低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ⑩⑩代替循環冷却系格納容器スプレイス流量
- ⑪⑪代替循環冷却系格納容器入口温度
- ⑫⑫代替循環冷却系格納容器出口温度
- ⑬⑬代替注水系熱交換器入口温度
- ⑭⑭代替注水系熱交換器出口温度
- ⑮⑮代替注水系海水系系統流量
- ⑯⑯西側淡水貯槽水位
- ⑰⑰常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ⑱⑱代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑲⑲原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑳⑳高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力
- ㉑㉑代替注水系ポンプ吐出圧力
- ㉒㉒低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力
- ㉓㉓常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ㉔㉔緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)
- ㉕㉕緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

格納容器圧力逃がし装置格納槽

原子炉建屋
廃棄物処理棟

可搬型代替注水大型ポンプ

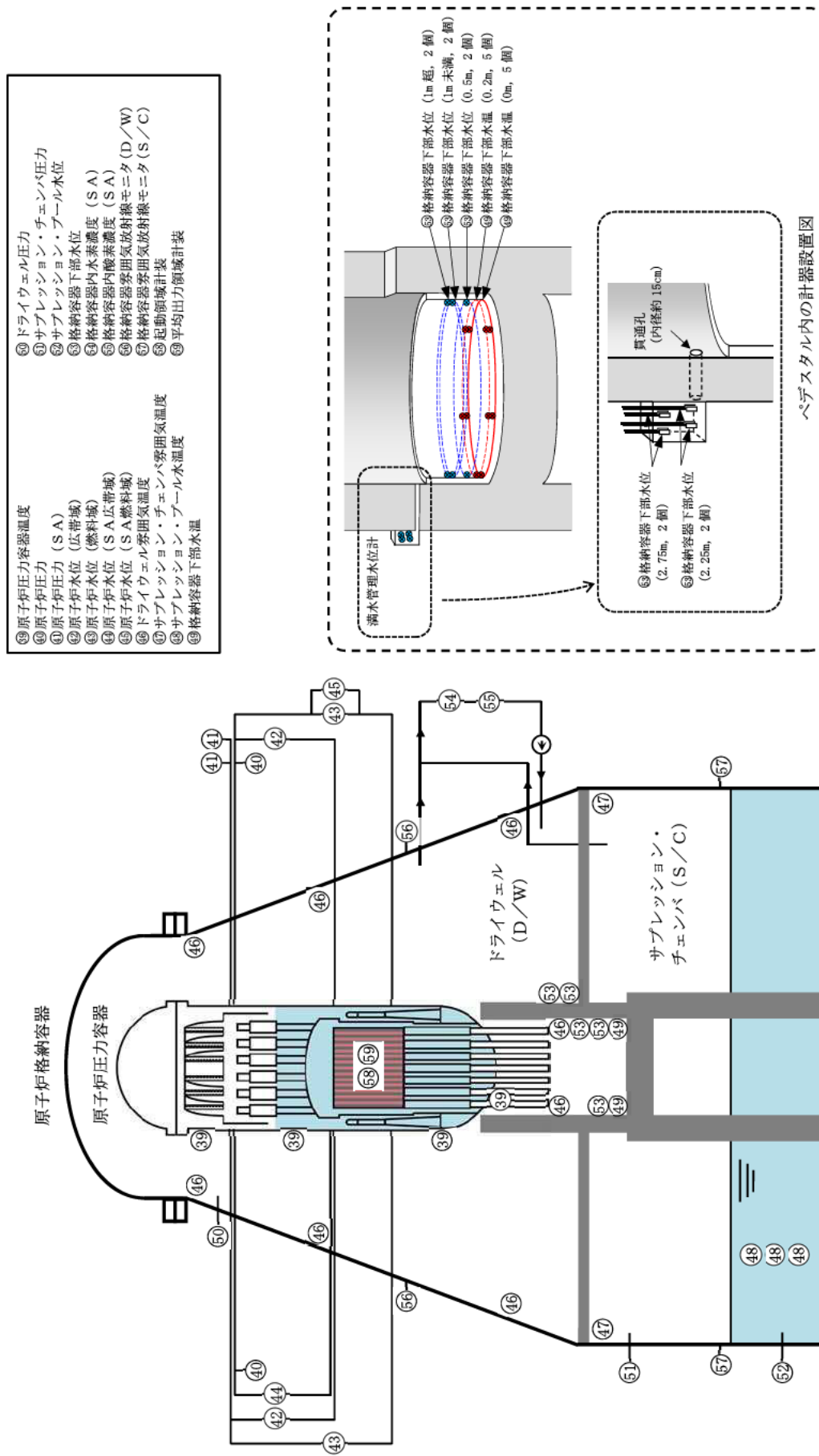
可搬型代替注水中型ポンプ

常設代替高圧電源装置置場

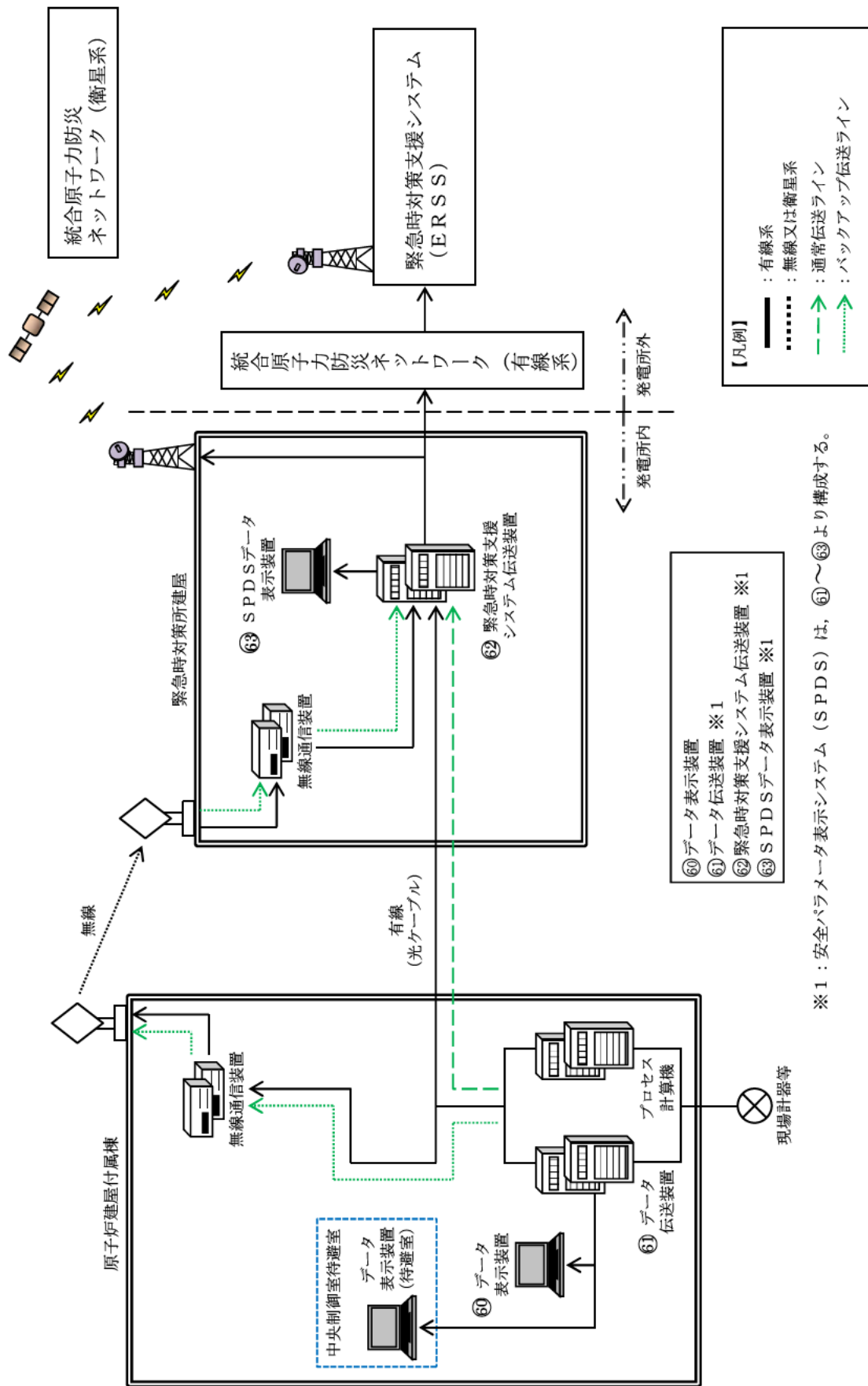
代替淡水貯槽

常設低圧代替注水系格納槽

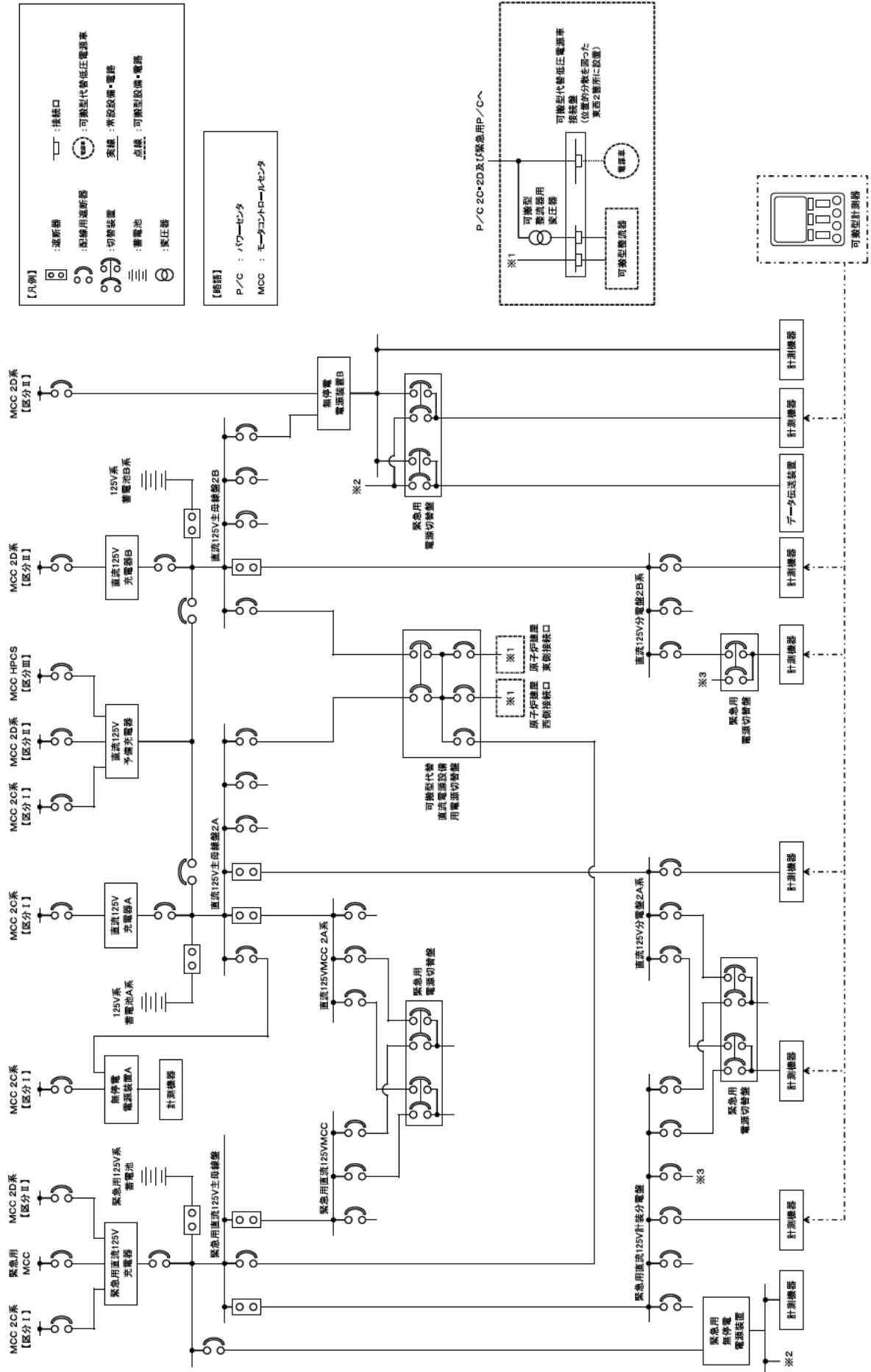
第 1.15-3 図 重要計器及び重要代替計器 (重大事故等対処設備) の系統概要図 (1/2)



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



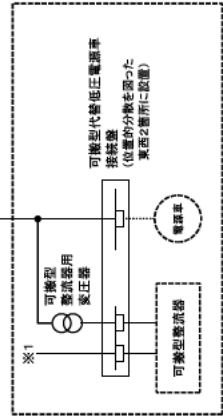
第 1.15-4 図 データ表示装置及び安全パラメータ表示システム (SPDS) の系統概要図



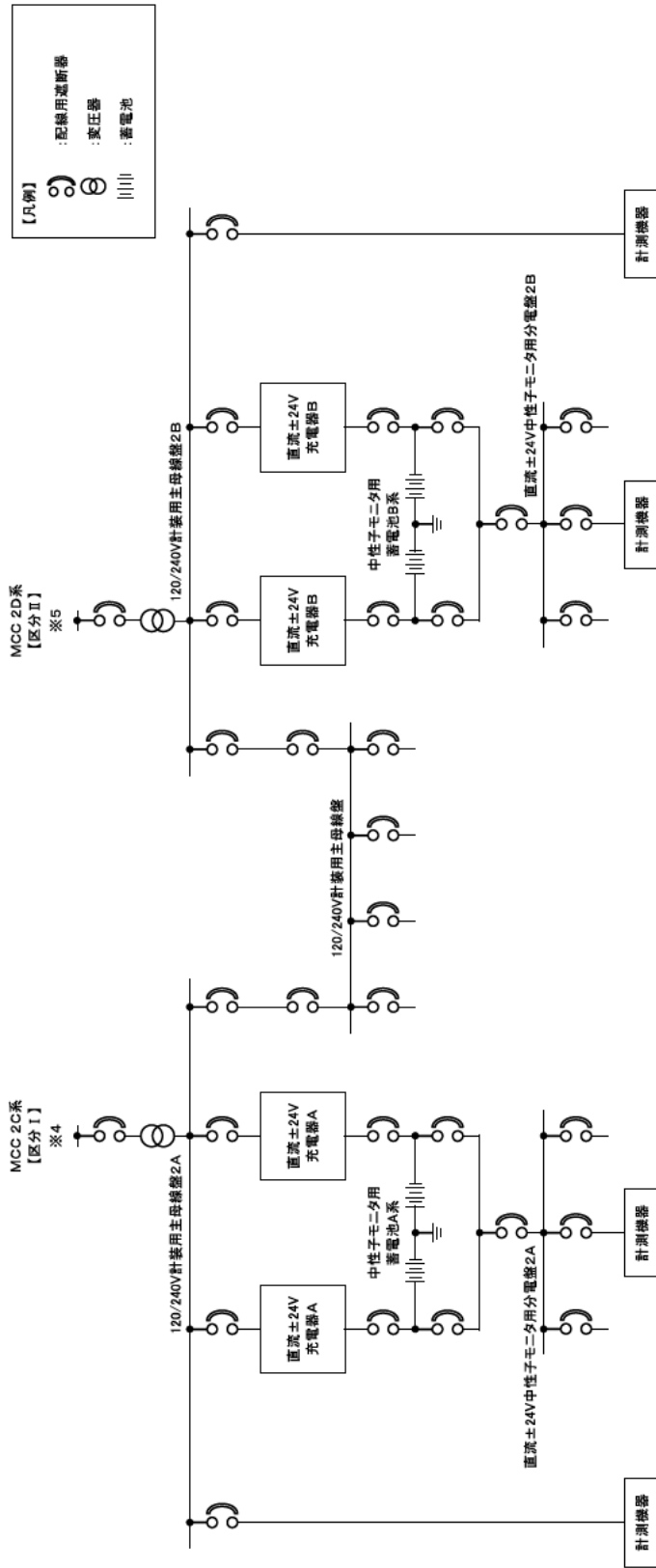
- 【凡例】**
- : 遮断器
 - : 配線用遮断器
 - : 切替装置
 - : 蓄電池
 - : 変圧器
 - : 接続口
 - : 可換型代替低電圧電源
 - : 変換・常設設備・電路
 - : 点検・可換型設備・電路

【略語】

P/C : パワーセンタ
MCC : モータコントロールセンタ

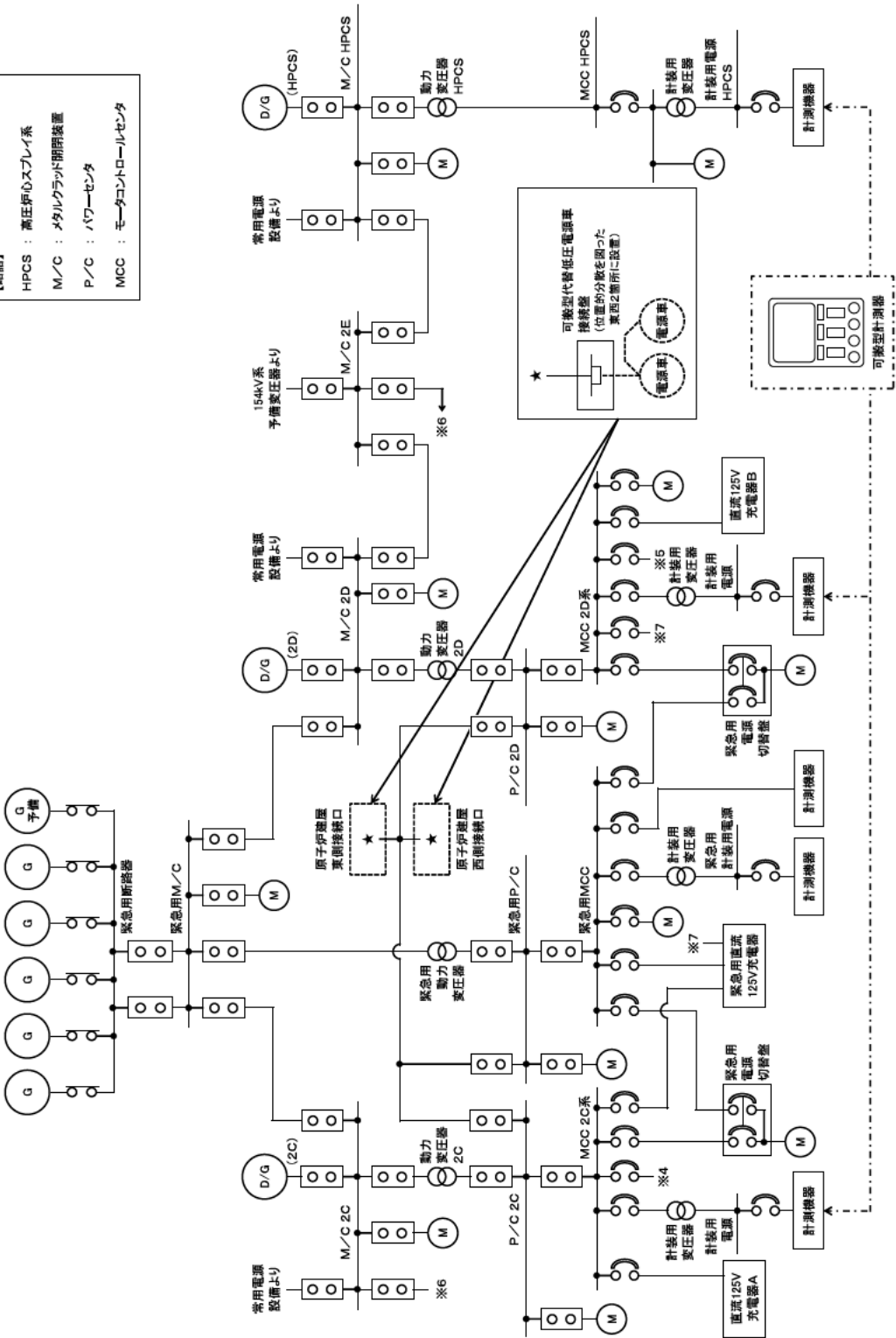


第 1.15-5 図 計器の電源構成図 (直流) (1/3)



第 1.15-5 図 計器の電源構成図 (直流) (2/3)

【略語】
 HPCS : 高圧炉心スプレイ系
 M/C : メタルクランプ閉閉装置
 P/C : パワーセンタ
 MCC : モータコントロールローレセンタ



【凡例】

(G)	: 予備発電機	(M)	: 配線用遮断器	(□)	: 接続口
(○)	: 遮断器	(M)	: 緊急用遮断器	(○)	: 緊急用電源切替盤
(○)	: 常設代替高圧電源装置	(○)	: 断線器	(○)	: 切替装置
(M)	: 可搬型代替低圧電源庫	(○)	: 変圧器	(○)	: モータ(電動弁等)
		(○)	: 変圧器	(○)	: 点検: 可搬型設備・電路

第 1.15-5 図 計器の電源構成図 (交流) (3/3)

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

第 1.15-6 図 可搬型計測器による監視パラメータ計測タイムチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/4）

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> <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>	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>【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>【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> <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>	⑦
<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にすること。（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。</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) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</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) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</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（2/4）

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又は監視	可搬型計測器	新設	① ③ ⑥ ⑦ ⑨	—	—	—
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	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				
可搬型代替直流電源設備からの給電	可搬型代替直流電源設備	新設	① ⑥ ⑦	—	—	—
重大事故等時の パラメータ記録	安全パラメータ表示システム（SPDS） （データ伝送装置，緊急時 対策支援システム伝送装 置，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 放射線管理計算機 記録計

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3/4）

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。</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>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重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）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（設計基準最大値、計測範囲、個数、耐震性、使用電源）を明確化する。 なお、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの把握能力を第1.15-2表に示す。</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。 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>重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難になった場合又は計測範囲を超えた場合は、当該パラメータの他チャンネルによる計測、代替パラメータによる推定及び可搬型計測器により計測する手順を整備する。 また、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。</p>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/4）

技術的能力審査基準（1.15）	適合方針
	<p>なお，代替パラメータの優先順位及び推定方法を第1.15-3表に示す。</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等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果を安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ表示装置により計測又は監視及び記録する手順を整備する。</p> <p>また、複数の計測結果を計算により推定するパラメータの値及び可搬型計測器により計測した値（換算表等を用いた換算結果）を記録用紙に記録する手順を整備する。</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>監視する計器に供給する計器電源が喪失し、監視機能が喪失した場合に、代替電源設備として常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から、計器へ給電する手順を整備する。</p> <p>また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合は、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを可搬型計測器により計測又は監視する手順を整備する。</p> <p>なお、電源の供給に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</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並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータより選定する。

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（第 1 図参照）。

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。

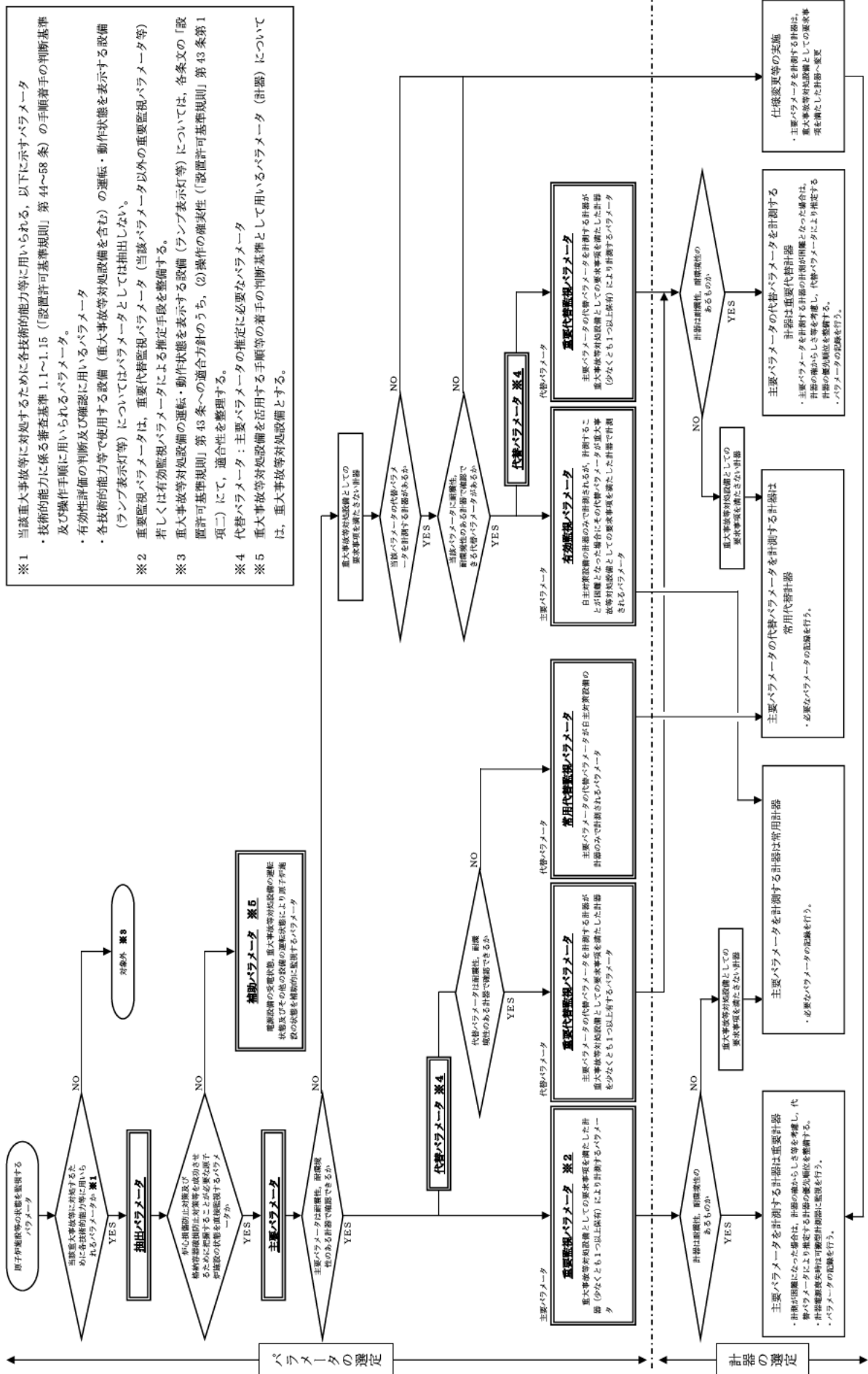
常用代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器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、原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により、原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータをいう。

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。
 ・有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータ
 ・各技術的能力等で使用する設備 (重大事故等対処設備を含む) の運転・動作状態を表示する設備
 (ランプ表示灯等) についてはパラメータとしては抽出しない。
- ※2 重要監視パラメータについては、重要代替監視パラメータ (当該パラメータ以外の重要監視パラメータ等)
 若しくは有効監視パラメータによる推定手段を整備する。
- ※3 重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備 (ランプ表示灯等) については、各条文の「設
 置許可基準規則」第 43 条への適合方針のうち、②操作の確実性 (「設置許可基準規則」第 43 条第 1
 項二) にて、適合性を整理する。
- ※4 代替パラメータ: 主要パラメータの推定に必要なパラメータ
- ※5 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) につい
 ては、重大事故等対処設備とする。

第 1 図 重大事故等時に必要なパラメータ及び計器の選定フロー

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。

選定結果を第 1 表に示す。

第 1 表 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 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 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 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉圧力容器温度
	原子炉圧力 (S A)	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 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 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 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 高压代替注水系系統流量 低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 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力

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

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 (2/2)	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 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力
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	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)
	低压代替注水系原子炉注水流量	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 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	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)
	原子炉隔離時冷却系系統流量	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)

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

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
原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	低圧炉心スプレイ系系統流量	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)
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 西側淡水貯水設備水位 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 西側淡水貯水設備水位 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
	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・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	低圧代替注水系原子炉注水流量 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 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 西側淡水貯水設備水位 [格納容器下部雰囲気温度] ※

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

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(S A)	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C) 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常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

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

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	<原子炉圧力容器内の状態> 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)) の他 チャンネル 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] ※
	<原子炉格納容器内の状態> ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力	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 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] ※
	<原子炉建屋内の状態> [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 (1/2)	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 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
	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イ流量 低压代替注水系格納容器下部注水流量 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) サプレッション・プール水位 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常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

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
水源の確保 (2/2)	西側淡水貯水設備水位	低圧代替注水系原子炉注水流量 低圧代替注水系格納容器スプレィ流量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) サプレッション・プール水位
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 (S A)	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ドライウエル圧力 サプレッション・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 (S A 広域)	使用済燃料プール温度 (S A) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プール温度 (S A)	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) 使用済燃料プール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 (S A 広域) 使用済燃料プール温度 (S A) 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 (S A 広域) 使用済燃料プール温度 (S A) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

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

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第1表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。

第1表 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			
			高压代替注水系系統流量						原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	高压代替注水系系統流量	1	1			1
			低压代替注水系原子炉注水流量	4	4	4			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	低压代替注水系原子炉注水流量	4	4			4
			代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2			2
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1			1
			高压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	高压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			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	残留熱除去系系統流量	3	0			0
			低压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	低压炉心スプレイ系系統流量	1	0			0
			原子炉圧力	2	2	1			原子炉圧力、原子炉圧力（SA）及びサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。	原子炉圧力	2	2			1
			原子炉圧力（SA）	2	2	2			原子炉圧力、原子炉圧力（SA）及びサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。	原子炉圧力（SA）	2	2			2
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力（SA）及びサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1			1

※ 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、第1表について、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TB）
 - ・ 2.3.2 全交流動力電源喪失（TBD, TBU）
 - ・ 2.3.3 全交流動力電源喪失（TBP）
- ・ 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 LOCA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できない場合
- ・ 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

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	監視パラメータ						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		評価		SBO
			計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	計器故障等			
					SBO影響 直後	負荷切り離し後				SBO影響 直後	負荷切り離し後		
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 非常時運転手順書Ⅱ(後継ベース)原子炉制御「スクラム」(原子炉出力) 原子炉スクラム確認	判断基準	原子炉スクラム確認	[制御棒操作監視系]	1	0	②	-	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装, 平均出力領域計装により, 未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
			平均出力領域計装	2	0	①	-	平均出力領域計装	2	2	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			起動領域計装	8	0	①	-	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			[制御棒操作監視系]	1	0	②	-	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装, 平均出力領域計装により, 未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
			平均出力領域計装	2	0	①	-	平均出力領域計装	2	2	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			起動領域計装	8	0	①	-	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			[制御棒操作監視系]	1	0	②	-	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装, 平均出力領域計装により, 未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
			平均出力領域計装	2	0	①	-	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			起動領域計装	8	0	①	-	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			[制御棒操作監視系]	1	0	①	-	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装, 平均出力領域計装により, 未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
原子炉スクラム	操作	プラント停止状態未臨界の監視	[制御棒操作監視系]	1	0	②	-	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装, 平均出力領域計装により, 未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
			平均出力領域計装	2	0	①	-	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			起動領域計装	8	0	①	-	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			[制御棒操作監視系]	1	0	①	-	[制御棒操作監視系]	1	1	0	平均出力領域計装, 平均出力領域計装により, 未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

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

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	監視パラメータ						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価		SBO	
			計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	計器故障等				
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
原子炉スクラム成功確認	1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 非常時運転手順書Ⅱ(微候ベース)原子炉制御「反応度制御」	原子炉スクラム成功確認	原子炉システム成功確認	[制御棒操作監視系]	1	1	0	②	-	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装, 平均出力領域計装により, 未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
				平均出力領域計装	2	2	0	①	-	平均出力領域計装	2	2	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				起動領域計装	8	8	0	①	-	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				[制御棒操作監視系]	2	2	0	①	-	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				平均出力領域計装	8	8	0	①	-	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				[制御棒操作監視系]	2	2	0	①	-	[制御棒操作監視系]	1	1	0	平均出力領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				平均出力領域計装	2	2	0	①	-	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				[制御棒操作監視系]	8	8	0	①	-	[制御棒操作監視系]	1	1	0	平均出力領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				平均出力領域計装	2	2	0	①	-	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				[制御棒操作監視系]	8	8	0	①	-	[制御棒操作監視系]	1	1	0	平均出力領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	操作	原子炉出力	原子炉再循環ポンプ運転状態	平均出力領域計装	2	2	0	①	-	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				起動領域計装	8	8	0	①	-	起動領域計装	8	8	0	平均出力領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
自動減圧系の起動阻止による原子炉出力急上昇防止	操作	自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止状態	自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止状態	平均出力領域計装	2	2	0	①	-	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				起動領域計装	8	8	0	①	-	起動領域計装	8	8	0	平均出力領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

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

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					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		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO					
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後							
原子炉スクラムの確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	-	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認					
	起動領域計装	8	8	0	①	-	[制御棒操作監視系]	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認					
高圧注水機能喪失 (1/3)	原子炉水位 (SA) 広帯域 原子炉水位 (SA) 燃料域	1 1	1 1	1 1	① ①	-	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	直接的に原子炉圧力容器内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				
							[制御棒操作監視系]	1	1	0	[制御棒操作監視系]			1	1	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位 (燃料域)			2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
							高圧代替注水系統流量	1	1	1	低圧代替注水系統流量			1	1	1	
							代替循環冷却系原子炉注水量	4	4	4	代替循環冷却系原子炉注水量			4	4	4	
							原子炉隔離時冷却系統流量	2	2	2	原子炉隔離時冷却系統流量			2	2	2	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	1	0	高圧炉心スプレイ系統流量			1	0	0	
							低圧炉心スプレイ系統流量	3	0	0	低圧炉心スプレイ系統流量			3	0	0	
							原子炉圧力	1	0	0	原子炉圧力			1	0	0	
							原子炉圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力	2	2	2	原子炉圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力			2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) 及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。

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

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					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		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
高圧注水機能喪失の確認 (2/3)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	-	原子炉水位 (S/A)広帯域	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内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 (S/A)燃料域	1	1	1			
	高圧注水系統流量	2	2	1	①	-	高圧代替注水系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能		
							低圧代替注水系統流量	4	4	4			
	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	1	①	-	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
							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統流量	3	3	0	①	-	高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0			
							残留熱除去系系統流量	3	0	0			
	低圧炉心スプレイ系統流量	1	1	0	①	-	低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0			
							原子炉圧力	2	2	1			
	原子炉圧力 (S/A)	2	2	2	①	-	原子炉圧力 (S/A)	2	2	2			原子炉圧力、原子炉圧力 (S/A)及びサブプレッション・チェンバール力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。
							サブプレッション・チェンバール圧力	1	1	1			
サブプレッション・プールの水位	1	1	1	①	-	サブプレッション・プールの水位	1	1	1	サブプレッション・プールの水位変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能			
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	1				
原子炉隔離時冷却系系統流量	2	2	2	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能			
						原子炉水位 (S/A)広帯域	1	1	1				
原子炉水位 (S/A)燃料域	1	1	1	①	-	原子炉水位 (S/A)燃料域	1	1	1				
						サブプレッション・プールの水位	1	1	1				
高圧炉心スプレイ系統流量	2	2	1	①	-	高圧炉心スプレイ系統流量	2	2	1	サブプレッション・プールの水位変化より、高圧炉心スプレイ系統流量の代替監視可能			
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1				
原子炉水位 (S/A)広帯域	1	1	1	①	-	原子炉水位 (S/A)広帯域	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スプレイ系統流量の代替監視可能			
						原子炉水位 (S/A)燃料域	1	1	1				

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

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 63分以内

所要時間内訳

・中央制御室までの移動時間：53分

①出動準備：4分

②放射線防護具の着用：12分

③移動（緊急時対策所建屋から原子炉建屋付属棟4階空調機械室（原子炉建屋付属棟1階電気室入口扉を經由））：17分

⑤放射線防護具の脱衣，身体サーベイ：16分

⑥移動（原子炉建屋付属棟4階空調機械室から中央制御室）：4分

・可搬型計測器1測定点当たりの時間：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：室温は通常運転状態と同程度であり，周辺には支障となる設備はない。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

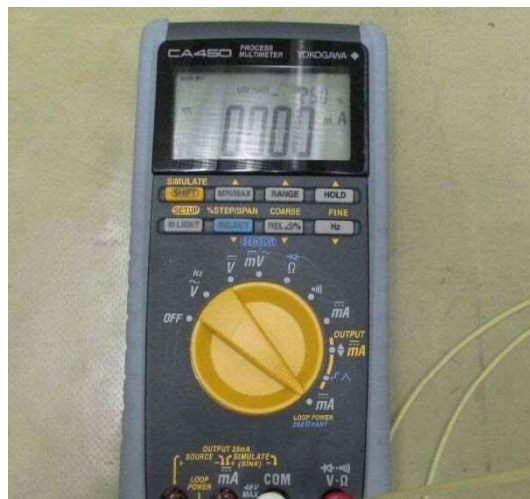
放出される可能性があることから、移動は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を必要により装備し、復路用を携行して移動する。

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。

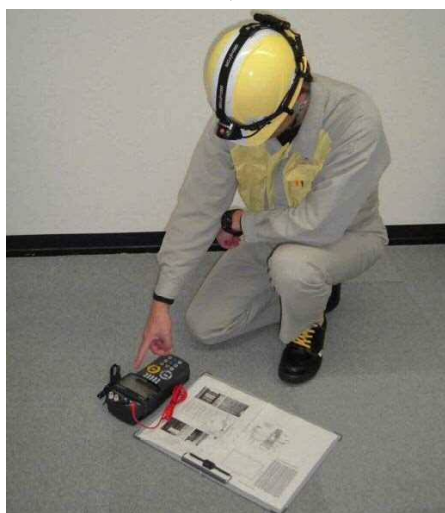
連絡手段：衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。



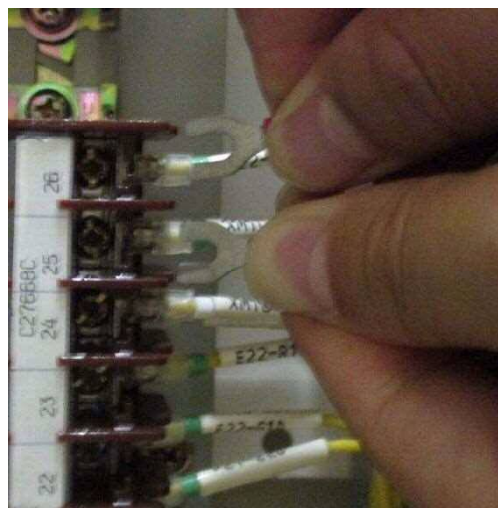
可搬型計測器
(温度、压力、水位、流量计测用)



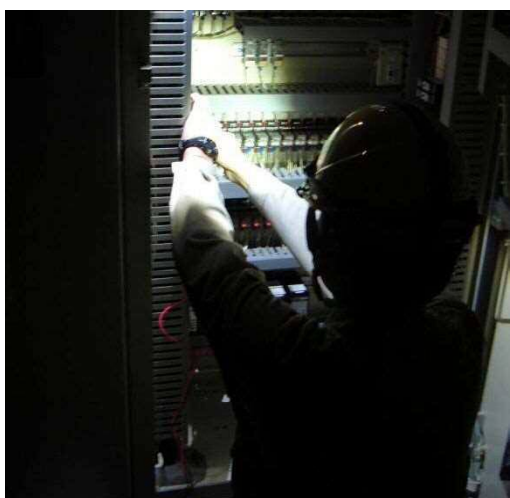
可搬型計測器
(压力・水位・流量计测用)



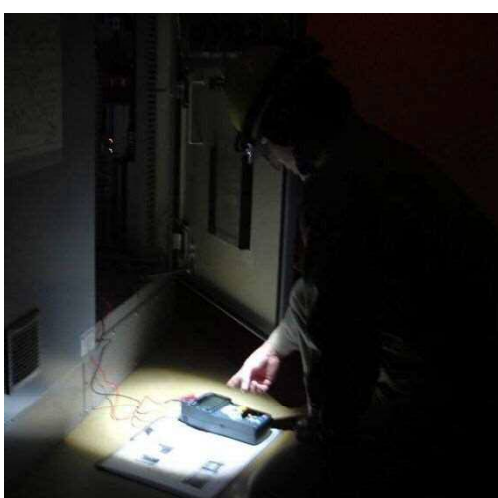
電池容量確認



可搬型計測器接続 (拡大)



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	℃	1, °C * 1	4	1	熱電対	中央制御室	複数チャナンネルが存在するが, 代表して1チャナンネルを測定する。			
	原子炉圧力	1 . MPa [gage]	1 . MPa [gage]		1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャナンネルが存在するが, 代表して1チャナンネルを測定する。			
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	1 . MPa [gage]	1 . MPa [gage]				中央制御室				
原子炉圧力容器の水位	原子炉水位 (広帯域)	— 1, mm * — 1, 3 mm *	— 3, mm * — 1, 3 mm *		1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャナンネルが存在するが, 代表して1チャナンネルを測定する。			
	原子炉水位 (燃料域)	— 1, 3 mm *	— 1, 3 mm *				中央制御室				
	原子炉水位 (SA広帯域)	— 1, mm *	— 1, mm *	1			中央制御室				
	原子炉水位 (SA燃料域)	— 1, 3 mm *	— 1, 3 mm *	1			中央制御室				
	高圧代替注水系システム流量	L/s	L/s	1			中央制御室				
原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系システム流量	L/s	L/s	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかのシステムを使用する。			
	高圧炉心スプレイ系システム流量	L/s	L/s	1			中央制御室				
	低圧代替注水系原子炉注水流量	原子炉注水流量	$^3/h * 4$	$^3/h * 4$			各1		中央制御室		
			$^3/h * 4 * 6$	$m^3/h * 4 * 6$					中央制御室		
			$^3/h *$	$^3/h *$					中央制御室		
	代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉注水流量	$^3/h * 4 * 6$	$m^3/h * 4 * 6$			各1		1	中央制御室	いずれかのシステムを使用する。
			$^3/h *$	$^3/h *$						中央制御室	
			$^3/h * 6$	$m^3/h * 6$						中央制御室	
	残留熱除去系	原子炉注水流量	0~600L/s	0~600L/s			3		3	中央制御室	
			0~600L/s	0~600L/s						中央制御室	
低圧炉心スプレイ系	原子炉注水流量	0~600L/s	0~600L/s	1	1	中央制御室					
		0~600L/s	0~600L/s			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	
原子炉格納容器内の温度	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	3/h	3/h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	-
		℃	℃	3	3	熱電対	中央制御室	
	サブレーション・チェンバ霧囲気温度	℃	℃	3	3	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。
		℃	℃	3	3	熱電対	中央制御室	
サブレーション・プー ル水温度	格納容器下部水温	℃*7	℃*1	各	各	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。
		ペデスタル床面, +, m *	℃*1			測温抵抗体	中央制御室	
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1MPa[abs]	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。
		1MPa[abs]	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	サブレーション・プー ル水位	-1 9 *9	-1 9 *9	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	-
		+1. *, *1	+1. m *, *1					
		EL. 1 6 m	EL. 1, 6mm					
		+ . + .9	+ . + .9	各	各			
原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	* *11	* *11					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。
		EL. 1 6 ,	EL. 1 3 6 ,					
		1 7 6	1 7 6					
		+ . + .7	+ . + .7	各	各			
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	格納容器霧囲気放射線モニタ (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。
	格納容器霧囲気放射線モニタ (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	$10^{-1} \sim 10^6$ cps ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9$ cm ⁻² · s ⁻¹) 4%又は 1% 1. × 1 ⁸ l. × 1 ^{1.3} c ⁻² · s ⁻¹	—		*19	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力傾域計装	1% 1. × 1 ^{1.2} 1.0 × 1 ^{1.4} c ⁻² · s ⁻¹ *1	—	*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	1 mm	1 mm		1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置圧力	1MPa[gage]	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	℃	3℃*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)	1 ⁻² 1 ⁵ Sv/h	—			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	1 ⁻³ 1 ⁴ Sv/h	—		1	イオンチェンバ	—	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	1 vol%	—			熱伝導式 水素検出器	—	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	1 ⁻³ 1 ⁴ Sv/h	—		1	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	1℃	3℃*1		2	熱電対	中央制御室	—
	残留熱除去系熱交換器入口温度	3 ³ /h	3 ³ /h		2	差圧式流量検出器	中央制御室	—
	残留熱除去系熱交換器出口温度	℃	℃	3℃*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	L/s	L/s			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。
	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)	m ³ /h	m ³ /h	3 ³ /h	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(残留熱除去系補機)	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	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。

※1：監視パラメータの計器数 ※2：可搬型計測器の必要個数

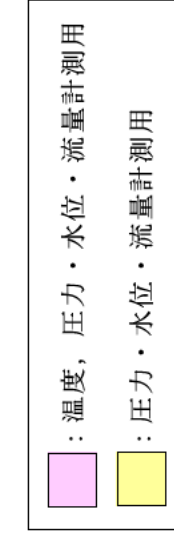
可搬型計測器の必要個数整理 (4/4)

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	-
	西側淡水貯水設備水位	0~4.5m	0~4.5m	1	1	電液式水位検出器	中央制御室	-
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1 MPa [gage]	1 MPa [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	1 MPa [gage]	1 MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1 MPa [gage]	1 MPa [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	MPa [gage]	MPa [gage]			弾性圧力検出器	中央制御室	
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	MPa [gage]	MPa [gage]		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。
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	4MPa [gage]	4MPa [gage]	3		弾性圧力検出器	中央制御室	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	4MPa [gage]	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	1 vol%	-		*19	触媒式水素検出器	-
静的触媒式水素再結合器動作監視装置		vol%	-			熱伝導式水素検出器	-	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	vol%	-	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	-4 +7, mm *16 EL., 77 46 77 m	3 °C *1	4 *1	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。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの温度	1 °C	-	1 *17	1	測温抵抗体	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。
	使用済燃料エリアプールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ⁻² ~ 10 ⁵ Sv/h	3 °C *1	1 *1	*19	熱電対	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
	使用済燃料プールの監視カメラ	10 ⁻³ ~ 10 ⁴ mSv/h	-	1	*19	イオンチェンバ	-	可搬型計測器での測定対象外。
		-	-	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

配備個数：可搬型計測器（温度、圧力、水位、流量計測用）を20個（測定時の故障を想定した1個含む）配備する。なお、故障時及び保守点検時の予備として20個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

：可搬型計測器（圧力・水位・流量計測用）を19個（測定時の故障を想定した1個含む）配備する。なお、故障時及び保守点検時の予備として19個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個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：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）
- *8：ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ
- *9：基準点は通常運転水位EL.3,030mm（サブレッション・チェンバ底部より7,030mm）
- *10：RPV破損前までの水位管理（高さ1m超水位計）
- *11：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）
- *12：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）
- *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。

なお、代替パラメータによる判断への影響を第 1 表に示す。

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压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**対処**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

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (1/16)

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
		手	炉心損傷確認 原子炉圧力容器破損確認 原子炉格納容器下部への注水判断 原子炉除熱機能確認			
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	有	手	① 主要パラメータの他チャヤンネル ② 原子炉圧力 (SA) ② 原子炉水位 広帯域 ② 原子炉水位 燃料域 ② 原子炉水位 SA広帯域 ② 原子炉水位 SA燃料域 ③ 残留熱除去系熱交換器入口温度	① 原子炉圧力容器温度の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位が燃料有効長頂部以上の場合は、原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、原子炉圧力容器内の温度は原子炉圧力、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) 燃料域で推定できるため、事故収束を行う上で問題とはならない。 原子炉水位が燃料有効長頂部以下の場合には、スクラム後の原子炉水位が燃料有効長頂部に到達してからの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定可能であり、輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため正確な評価は困難だが、原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。 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可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	手	① 原子炉圧力の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 原子炉圧力の監視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。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが前提であるものの原子炉圧力容器内の圧力は上記①、②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とはならない。		
		有	手	① 原子炉圧力 SA の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 原子炉圧力 SA の監視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。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが前提であるものの原子炉圧力容器内の圧力は上記①、②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とはならない。		
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	有	手	① 主要パラメータの他チャヤンネル ② 原子炉圧力 SA ③ 原子炉水位 広帯域 ③ 原子炉水位 燃料域 ③ 原子炉水位 SA広帯域 ③ 原子炉水位 SA燃料域 ③ 原子炉圧力容器温度	① 原子炉圧力の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 原子炉圧力の監視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。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが前提であるものの原子炉圧力容器内の圧力は上記①、②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とはならない。	なし
		有	手	① 主要パラメータの他チャヤンネル ② 原子炉圧力 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 原子炉圧力容器破損確認	① 原子炉圧力 SA の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 原子炉圧力 広帯域の監視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。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが前提であるものの原子炉圧力容器内の圧力は上記①、②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とはならない。	
		有	手	① 主要パラメータの他チャヤンネル ② 原子炉圧力 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 原子炉圧力容器破損確認	① 原子炉圧力 SA の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 原子炉圧力 広帯域の監視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。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが前提であるものの原子炉圧力容器内の圧力は上記①、②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とはならない。	

※1：有：重要事故シークエンス（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。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (3/16)

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
		有	手			
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	有	手	①サブレーション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 SA広帯域 ②原子炉水位 SA燃料域	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーション・プール水位、代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により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。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、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量	有	手	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②原子炉水位 広帯域 ②原子炉水位 燃料域 ②原子炉水位 SA広帯域 ②原子炉水位 SA燃料域		なし
	代替循環冷却系原子炉注水量	有	手	①主要パラメータの他チャンネル ②サブレーション・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		なし
	原子炉隔離時冷却系系統流量	有	手	①サブレーション・プール水位 ②原子炉水位 広帯域 ②原子炉水位 燃料域 ②原子炉水位 SA広帯域 ②原子炉水位 SA燃料域		なし
	高圧炉心スプレイス系統流量	有	手	①サブレーション・プール水位 ②原子炉水位 広帯域 ②原子炉水位 燃料域 ②原子炉水位 SA広帯域 ②原子炉水位 SA燃料域		なし

※1：有：重要事故シナケンス（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。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (4/16)

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
		有	手			
原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	残留熱除去系系統流量	有	手	①主要パラメータの他チャネル ②サブレーション・プール水位 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 燃料域 ③原子炉水位 SA広帯域 ③原子炉水位 SA燃料域	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブレーション・プール水位、代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により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。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
	低圧炉心スプレイス系統流量	有	手	①サブレーション・プール水位 ②原子炉水位 広帯域 ②原子炉水位 燃料域 ②原子炉水位 SA広帯域 ②原子炉水位 SA燃料域	なし	なし
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ス流量	有	手	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②サブレーション・プール水位	①低圧代替注水系格納容器スプレイス流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により原子炉格納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。 ②注水先のサブレーション・プール水位の変化量から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量	有	手	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②格納容器下部水位	①低圧代替注水系格納容器下部注水量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により原子炉格納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。 ②ペデスタル ドライウエル部へ注水した場合は、計測範囲内において適用可能である。なお、ペデスタル (ドライウエル部) への注水目的は、ペデスタル ドライウエル部) に落下した溶融炉心を冷却するため、初期水張り高さ (+1.05m)、RPV破損後の水位管理 デブリ堆積高さ < 0.2m の場合) 高さ +.5m, +.95m 及びRPV破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ ≥ 0.2m の場合) 高さ (+2.25m, +2.75m) が計測されれば良いため、事故対応を行う上で必要な状態を把握でき、判断に与える影響はない。	なし

※1：有：重要事故シークエンス (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。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (5/16)

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	
	原子炉格納容器内の温度	有手	原子炉圧力容器破損確認 原子炉格納容器除熱機能確認	有手	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエルの圧力 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②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、原子炉格納容器内の飽和温度に限定されるが、重大事故等時の有効性評価 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)において、事象初期に一時的原子炉に格納容器内の過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから、格納容器の過温破損防止に係る必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし	
原子炉格納容器内の温度 (1/2)	ドライウエルの雰囲気温度	有手	原子炉圧力容器破損確認 原子炉格納容器除熱機能確認	有手	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プールの水温度 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様のサブプレッション・プールの水温度により推定可能であり、格納容器の過温破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ③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、原子炉格納容器内の飽和温度に限定されるが、重大事故等時の有効性評価 雰囲気圧力・温度による静的負荷 格納容器過圧・過温破損)において、事象初期に一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから、格納容器の過温破損防止に係る必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし	
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	有手	原子炉圧力容器破損確認 原子炉格納容器除熱機能確認	有手	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プールの水温度 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様のサブプレッション・プールの水温度により推定可能であり、格納容器の過温破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ③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、原子炉格納容器内の飽和温度に限定されるが、重大事故等時の有効性評価 雰囲気圧力・温度による静的負荷 格納容器過圧・過温破損)において、事象初期に一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから、格納容器の過温破損防止に係る必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし	

※1：有：重要事故シケケンス(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。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (6/16)

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
		有手	有手			
原子炉格納容器内の温度 (2/2)	サブレーション・プールの水温	原子炉圧力容器破損確認	有手	①主要パラメータの他チャンネル ②サブレーション・チェンバ囲気温度	①サブレーション・プールの水温の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可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブレーション・プールの水温の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様のサブレーション・チェンバ囲気温度により推定可能であり、格納容器の過温破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。	なし
		原子炉格納容器除熱機能確認	有手			
		原子炉圧力容器減圧機能確認	有手			
		サブレーション・プールの冷却機能確認	有手			
	格納容器下部水温	原子炉圧力容器破損確認	有手	①主要パラメータの他チャンネル	①格納容器下部水温の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 なお、デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個 予備1個含む 設置し、RPV破損の早期判断の観点から、2個以上が上昇傾向 デブリ落下による水温上昇)又はダウンスケール 温度計の溶融による短絡又は導通)することとでRPV破損を検知可能であり、判断に与える影響はない。 また、十分な量のデブリ堆積検知の観点から、3個以上がオーバースケール デブリの接触による温度上昇)又はダウンスケール 温度計の溶融による短絡又は導通)した場合は、ペデスタル満水注水を行うため、判断に与える影響はない。	なし
	原子炉格納容器下部への注水判断	有手				

※1：有：重要事故シケケンス（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。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (7/16)

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
		原子炉圧力容器破損確認	原子炉格納容器除熱機能確認			
原子炉格納容器内の圧力	ドラライウエル圧力	有手	有手	①サブレッション・チェンバ圧力 ②ドラライウエル雰囲気温度 ③ [ドラライウエル圧力] ※3	①ドラライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、ドラライウエルとサブレッション・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、同じ仕様のサブレッション・チェンバ圧力により推定可能であり、格納容器の過圧破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定されるが、重大事故等時の有効性評価 雰囲気圧力・温度による静的負荷格納容器過圧・過温破損 において、事象初期に一時的に格納容器内が過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから、格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。 ③常用計器のドラライウエル圧力を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
	サブレッション・チェンバ圧力	有手	有手	①ドラライウエル圧力 ②サブレッション・チェンバ雰囲気温度 ③ [サブレッション・チェンバ圧力] ※3	①サブレッション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合は、ドラライウエルとサブレッション・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、同じ仕様のドラライウエル圧力により推定可能であり、格納容器の過圧破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定されるが、重大事故等時の有効性評価 雰囲気圧力・温度による静的負荷格納容器過圧・過温破損 において、事象初期に一時的に格納容器内が過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから、格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。 ③常用計器のサブレッション・チェンバ圧力を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし

※1：有：重要事故シケケンス（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。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (8/16)

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
		有	手	① 原子炉圧力容器破損確認	② 原子炉冷却材流出確認	
原子炉格納容器内の水位	サブレーション・プール水位	有	手	① 原子炉圧力容器破損確認	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 代替淡水貯槽水位 ② 西側淡水貯水設備水位 ③ ドライウエル圧力 ③ サブレーション・チェンバ圧力	① サブレーション・プール水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化によりサブレーション・プール水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③ ドライウエル圧力とサブレーション・チェンバ圧力の差圧によりサブレーション・プール水位を推定する手段は、計測範囲が限定されるものの、原子炉格納容器内の水位は上記①、②で推定できるときは、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。
		有	手	原子炉格納容器下部注水機能確認	① 主要パラメータの他チャヤンネル ② 低圧代替注水系格納容器下部注 水流量 ③ 代替淡水貯槽水位 ③ 西側淡水貯水設備水位 ④ [格納容器下部雰囲気温度] ※3	① 格納容器下部水位の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ② 格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③ 水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ④ 常用計器で格納容器下部雰囲気温度を監視可能であれば、判断に与える影響はない。
		有	手	原子炉格納容器破損確認	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 サブレーション・チェンバ圧力 ② [格納容器内水素濃度] ※3	① 格納容器内水素濃度の監視が不可能になった場合は、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 では、実際の原子炉格納容器内の水素濃度よりも高く評価されることになり、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する上で判断に与える影響はない。 ① ドライウエル圧力及びサブレーション・チェンバ圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入の有無を把握することとは、炉心損傷判断後の保守的なG値を入力とした評価結果 解析結果の信頼性を上げることとなることから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する上で判断に与える影響はない。 ② 常用計器で格納容器内水素濃度を監視可能であれば、判断に与える影響はない。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A)	手	手	原子炉圧力容器破損確認 格納容器ベント判断		なし

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (9/16)

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
		有	手			
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主要パラメータの他チャンネル ①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ D/W の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の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、炉心損傷を推定する上で判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉格納容器徐熱機能確認			
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	有	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル 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 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可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ S/C の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の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、炉心損傷を推定する上で判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉格納容器徐熱機能確認			

※1：有：重要事故シケケンス（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。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (10/16)

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	
	起動領域計装	有手	原子炉スクラム確認	原子炉未臨界確認	①主要パラメータの他チャネル ②平均出力領域計装 ③[制御棒操作監視系] ※3	①起動領域計装の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②起動領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装より推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③制御棒は、原子炉が低温状態において臨海未滿に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	
未臨界の維持又は確認	平均出力領域計装	有手	原子炉スクラム確認	原子炉未臨界確認	①主要パラメータの他チャネル ②起動領域計装 ③[制御棒操作監視系] ※3	①平均出力領域計装の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②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。 ③制御棒は、原子炉が低温状態において臨海未滿に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	
	[制御棒操作監視系] ※3	有手	原子炉スクラム確認	原子炉未臨界確認	①起動領域計装 ②平均出力領域計装	①制御棒操作監視系の監視が不可能となった場合は、起動領域計装より原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。 ②平均出力領域計装により原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。	なし	

※1：有：重要事故シークエンス（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。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (11/16)

分類	判断基準 ※1		代替パラメータ ※2		影響
	主要パラメータ	有手	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱確認	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱確認	
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	有手	①主要パラメータの他チャネル ②ドラライウエル雰囲気温度 ②サブレッシュン・チェンバ雰囲気温度 ②ドラライウエル圧力 ②サブレッシュン・チェンバ圧力	代替パラメータによる判断への影響 ①フィルタ装置水位、フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)、フィルタ装置入口水素濃度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドラライウエル雰囲気温度、サブレッシュン・チェンバ雰囲気温度の低下傾向を確認することができれば、原子炉格納容器内雰囲気の除熱が適切に行われていることを確認することができる。また、ドラライウエル圧力、サブレッシュン・チェンバ圧力の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ、最終ヒートシンクへの熱移送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> 耐圧強化ベント系放射線モニタ	手	①ドラライウエル雰囲気温度 ①サブレッシュン・チェンバ雰囲気温度 ①ドラライウエル圧力 ①サブレッシュン・チェンバ圧力	①ドラライウエル雰囲気温度、サブレッシュン・チェンバ雰囲気温度の低下傾向を確認することができれば、原子炉格納容器内雰囲気の除熱が適切に行われていることを確認することができる。また、ドラライウエル圧力、サブレッシュン・チェンバ圧力の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ、最終ヒートシンクへの熱移送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：重要事故シークエンス (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。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (12/16)

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
最終ヒートシートの確保 (2/2)	<代替循環冷却系> サプレッション・プールの水温 代替循環冷却ポンプ入口温度 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 レイ流量	有	①主要パラメータの他チヤンネル ②ドラウエイエル雰囲気温度 ③サプレッション・チエンバ雰 囲気温度	①サプレッション・プール水温並びに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及び代替循環冷却系格納容器スレイ流量の1チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドラウエイエル雰囲気温度、サプレッション・チエンバ雰囲気温度の低下傾向を確認することができれば、原子炉格納容器内雰囲気の除熱が適切に行われていることを確認することができることから、最終ヒートシートの熱移送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> 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主要パラメータの他チヤンネル ②原子炉圧力容器温度 ③ドラウエイエル雰囲気温度 ④サプレッション・チエンバ雰 囲気温度 ⑤サプレッション・プールの水温	①残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系海水系系統流量の1チヤンネルが故障した場合は、他チヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器温度、ドラウエイエル雰囲気温度、サプレッション・チエンバ雰囲気温度の低下傾向を確認することができれば、原子炉格納容器内雰囲気の除熱が適切に行われていることを確認することができることから、最終ヒートシートへの熱移送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。

※1：有：重要事故シケンス (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。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (13/16)

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	<原子炉圧力容器内の状態> 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力 (SA)	インターフェイスシステム LOCA の判断 手	※1 主要パラメータの他チャーンネル ※2 ドライウエル雰囲気温度 ※3 [エリア放射線モニタ] ※3	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の1チャーンネルが故障した場合は, 他チャーンネルにより推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ②原子炉水位 広帯域, 原子炉水位 燃料域, 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 SA燃料域, 原子炉圧力, 原子炉圧力 SA の監視が不可能となった場合は, ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力, エリア放射線モニタ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
	<格納容器内の状態> ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力	インターフェイスシステム LOCA の判断 手	※1 主要パラメータの他チャーンネル ※2 原子炉水位 広帯域 ※3 原子炉水位 燃料域 ※4 原子炉水位 SA広帯域 ※5 原子炉水位 SA燃料域 ※6 原子炉圧力 ※7 原子炉圧力 SA ※8 [エリア放射線モニタ] ※3	①ドライウエル雰囲気温度の1チャーンネルが故障した場合は, 他チャーンネルにより推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ②ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 広帯域, 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 SA, 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
	<原子炉建屋内の状態> [エリア放射線モニタ] ※3	インターフェイスシステム LOCA の判断 手	※1 原子炉水位 広帯域 ※2 原子炉水位 燃料域 ※3 原子炉水位 SA広帯域 ※4 原子炉水位 SA燃料域 ※5 原子炉圧力 ※6 原子炉圧力 SA ※7 ドライウエル雰囲気温度 ※8 ドライウエル圧力	①エリア放射線モニタの監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 広帯域, 原子炉水位 燃料域, 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 SA燃料域, 原子炉圧力, 原子炉圧力 SA, ドライウエル雰囲気温度, 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：重要事故シケケンス (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。
 ※3：[]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ 耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (14/16)

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 (1/2)	サブレーション・プール水位	高圧・低圧注水機能確認 有手	①高圧代替注水系統流量 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高圧炉心スプレイン系系統流量 ①残留熱除去系系統流量 ①低圧炉心スプレイン系系統流量 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高圧炉心スプレイン系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイン系ポンプ吐出圧力	①サブレーション・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブレーション・プール水位を水源とする各系統の注水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、必要な水源であるサブレーション・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。 ②サブレーション・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、水源であるサブレーション・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	低圧注水機能確認 有手	①低圧代替注水系統流量 ①低圧代替注水系統格納容器スプレイン流量 ①低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ②原子炉水位 広帯域 ②原子炉炉水位 燃料域 ②原子炉炉水位 SA広帯域 ②原子炉炉水位 SA燃料域 ②サブレーション・プール水位 ③常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	①代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合は、代替淡水貯槽水位を水源とする各系統の注水量と直前まで判明していた代替淡水貯槽水位に水位容量曲線を用いて推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水先の原子炉水位又はサブレーション・プール水位の水位変化を確認することで、必要な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。 ③常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から、ポンプが正常に動作していることを把握することにより、必要な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

※1：有：重要事故シケンス（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。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (15/16)

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
		有	手			
水源の確保 (2/2)	西側淡水貯水設備水位	低圧注水機能確認		①低圧代替注水系格納容器スプレ イ流量 ①低圧代替注水系格納容器下部注 水流量 ②原子炉水位 広帯域 ②原子炉水位 燃料域 ②原子炉水位 SA広帯域 ②原子炉水位 SA燃料域 ②サブプレッション・プール水位	①西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は、西側淡水貯水設備水位と各系統の注水量と直前まで判明していた代替淡水貯水水位に水位容量曲線を用いて推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水先の原子炉水位又はサブプレッション・プール水位の水位変化を確認することで、必要な水源である西側淡水貯水設備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
		原子炉建屋内水素濃度	手	①主要パラメータの他チャヤンネル ②静的触媒式水素再結合作用監視装置	①原子炉建屋水素濃度の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉建屋内の水素が静的触媒式水素再結合作用で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。温度差を測定することにより静的触媒式水素再結合作用器に入る水素濃度を推定可能であり、判断に与える影響はない。	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	原子炉圧力容器破損確認	手	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ドラフワイエル圧力 ①サブプレッション・チエンバ圧力 ② [格納容器内酸素濃度] ※3	①原子炉格納容器内酸素濃度の監視が不可能になった場合は、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 では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する上で判断に与える影響はない。 ①ドラフワイエル圧力及びサブプレッション・チエンバ圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入の有無を把握することは、炉心損傷判断後の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) の信頼性を上げることとなることから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する上で判断に与える影響はない。 ②常用計器で格納容器内酸素濃度を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
		格納容器ベント判断	手			

※1：有：重要事故シークエンス (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。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (16/16)

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	
	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	有手	①使用済燃料プール温度 (SA) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料プール監視カメラ	①同じ仕様の使用済燃料プール温度 (SA) で使用済燃料プールの温度を計測することができるが、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ①水位/放射線量率の関係をj利用して、必要な水位が確保されることを推定でき、使用済燃料プールの状態を監視する上で判断に与える影響はない。 ②使用済燃料プールの状態を監視する上で判断に与える影響はない。	なし	
使用済燃料プールの監視	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	有手	①使用済燃料プール水位・温度 SA広域 ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ 高レンジ・低レンジ ③使用済燃料プール監視カメラ	①同じ仕様の使用済燃料プール水位・温度 (SA) で使用済燃料プールの温度を計測することができるが、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②使用済燃料プールの状態を監視する上で判断に与える影響はない。	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	有手	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 ③使用済燃料プール監視カメラ	①水位/放射線量率の関係をj利用して、必要な水位が確保されることを推定でき、使用済燃料プールの状態を監視する上で判断に与える影響はない。 ②使用済燃料プールの状態を監視する上で判断に与える影響はない。	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	有手	①使用済燃料プール水位・温度 SA広域 ①使用済燃料プール温度 SA ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ 高レンジ・低レンジ	①水位/放射線量率の関係をj利用して、必要な水位が確保されることを推定でき、使用済燃料プールの状態を監視する上で判断に与える影響はない。	なし	
		有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	有手				なし

※1: 有: 重要事故シナケクセス (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。

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

自主対策設備仕様

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	個数
プロセス計算機	常設	Cクラス	—	—	1式
放射線管理計算機	常設	Cクラス	—	—	1式
記録計	常設	Cクラス	—	—	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

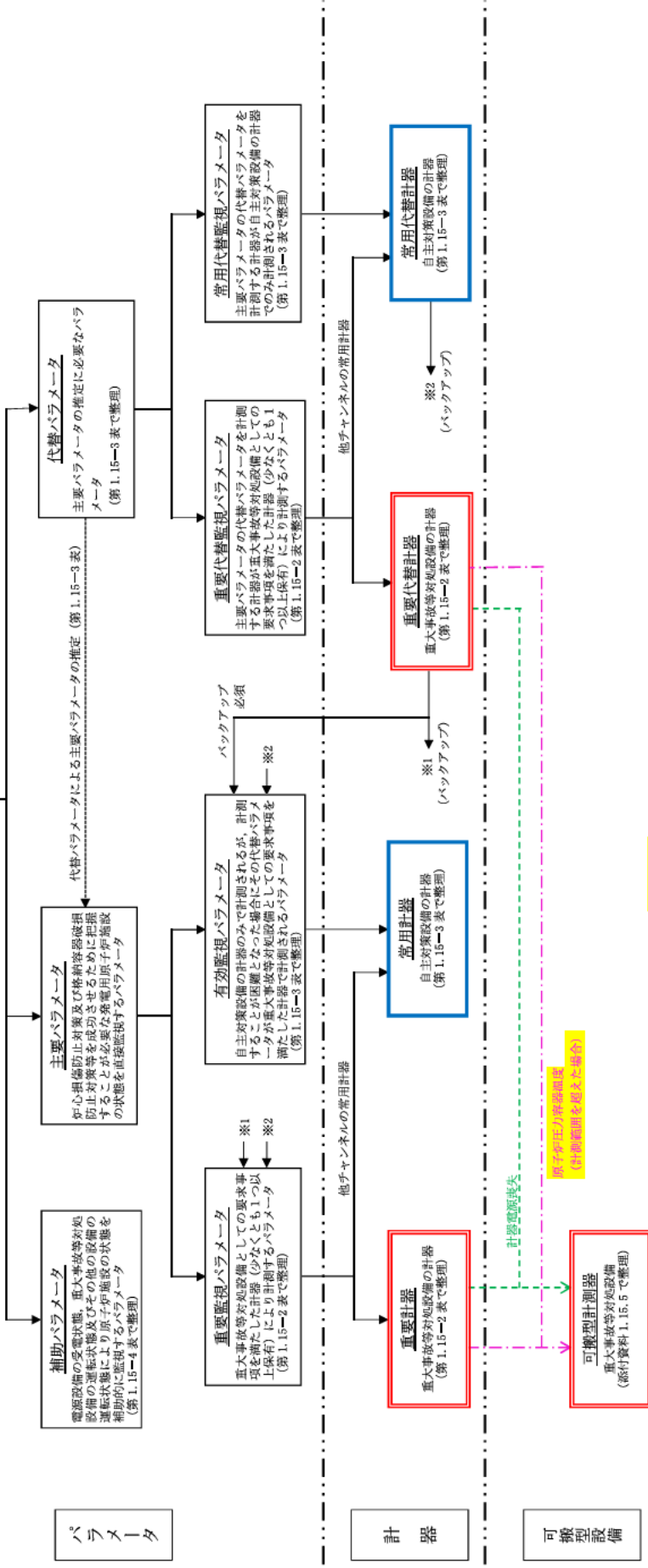
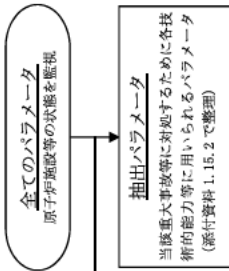
第 1.15-1 図「重大事故等時に必要なパラメータ及び計器の選定フロー」により整理したパラメータと重大事故等対処設備の関係並びに監視機能喪失時及び計器電源喪失時の対応設備についての関係を、**第 1 図**に示す。

以 上

計装の考え方

分類	計器	代替パラメータ	計器
主要パラメータ	重要計器 (設計要求)	重要代替パラメータ (S.A計器有り)	重要代替計器
	抽出パラメータ	重要代替パラメータ (S.A計器有り)	重要代替計器
補助パラメータ	重要監視パラメータ (S.A計器有り)	重要代替監視パラメータ (S.A計器有り)	重要代替監視計器
	有効監視パラメータ (S.A計器無し)	重要代替監視パラメータ (S.A計器有り)	重要代替監視計器

- 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



第 1 図 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 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順
 - <リンク先> 1.14.2.2 交流電源喪失時の対応手順
 - <リンク先> 1.14.2.3 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(3) a. 格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）による原子炉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(3) b. 格納容器雰囲気モニタによる原子炉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(2) 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> 1.11.2.3(1) 使用済燃料プールの状態監視
 - ・全交流動力電源喪失及び直流電源喪失時の代替電源確保に関する手順
 - <リンク先> 1.14.2.2 交流電源喪失時の対応手順
 - <リンク先> 1.14.2.3 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順
 - ・安全パラメータ表示システム（SPDS）に関する手順等
 - <リンク先> 1.18.2.2 必要な情報の把握及び通信連絡
 - <リンク先> 1.18.2.4 代替電源設備からの給電

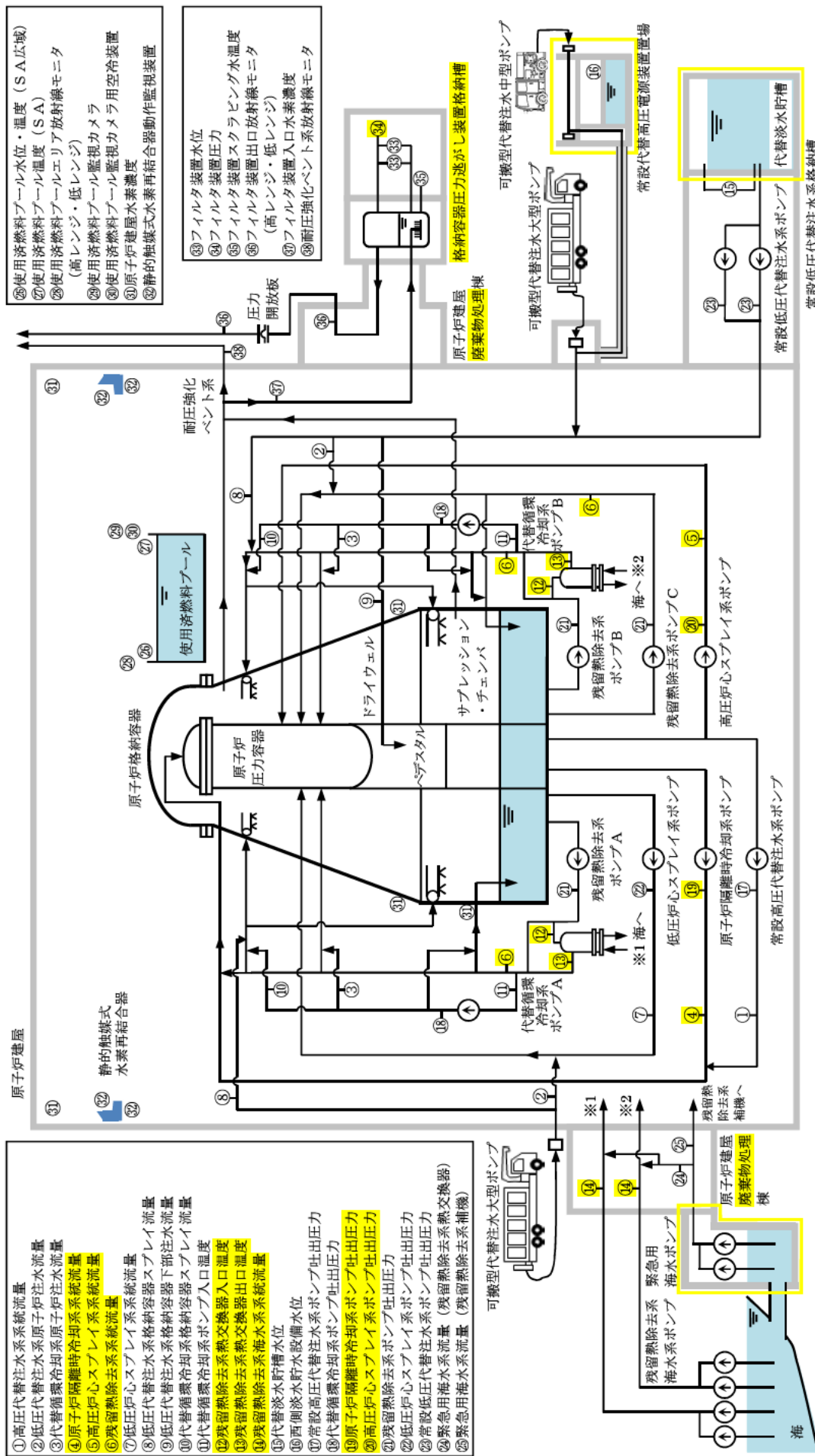
以上

重要計器及び重要代替計器の系統概要図

1. 系統概要図の考え方

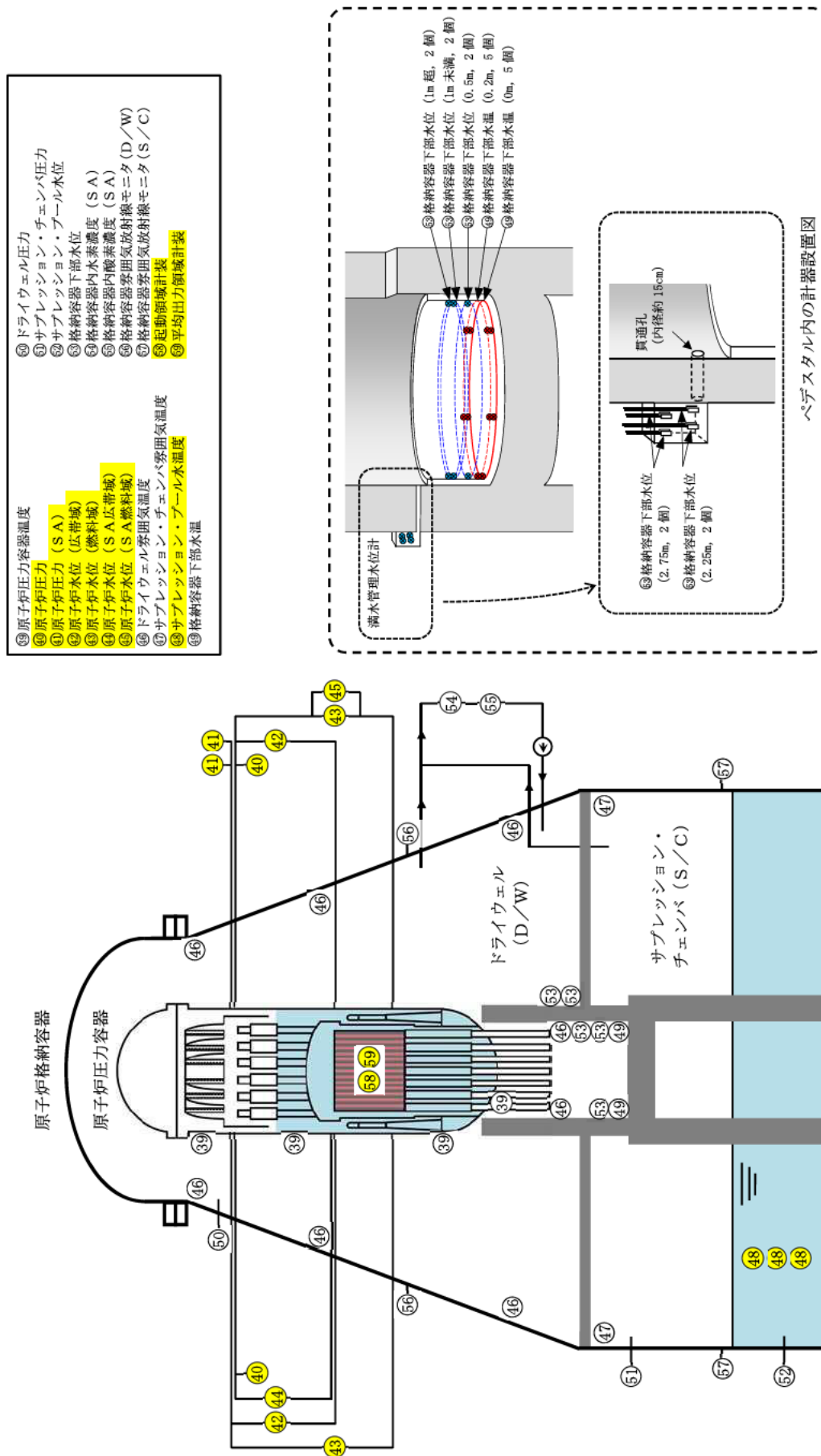
技術的能力 1. 1～1. 13 のうち, 重大事故等対処設備による対応手段の手順着手の判断基準及び操作手順に用いる「重大事故等対処に係る監視計器」の系統概要図を図 1～図 13 に示す。

以 上

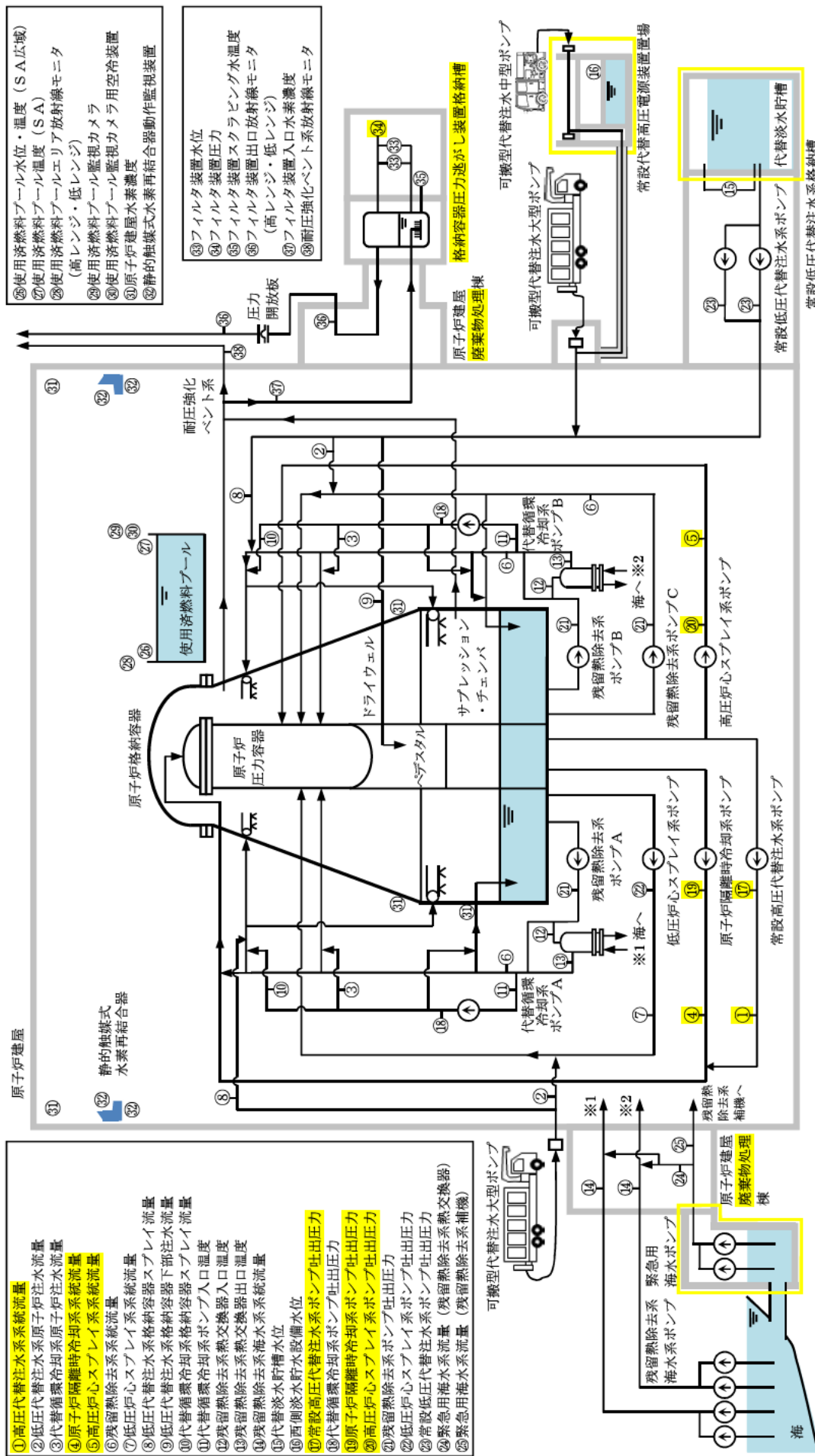


第1図 重大事故等対処設備 系統概略図

(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)



第1図 重大事故等対処設備 系統概略図 (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) (2/2)



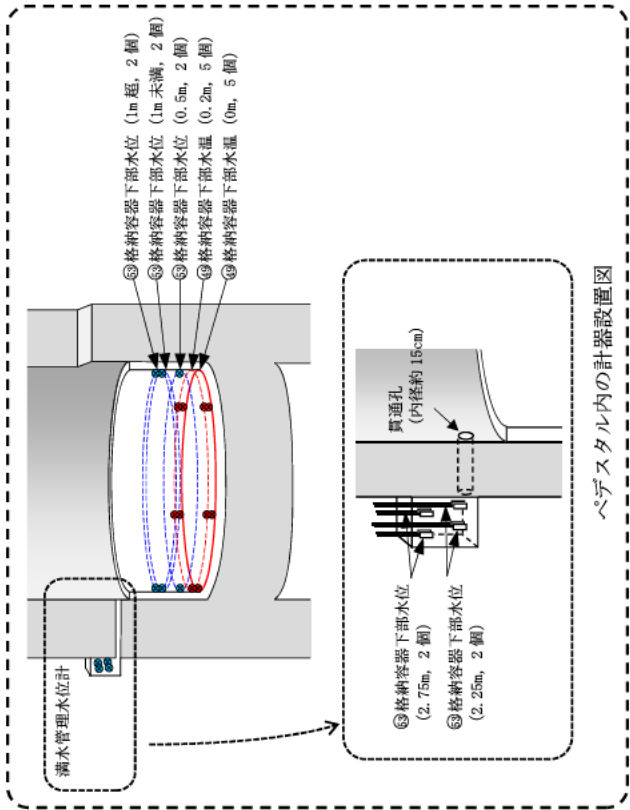
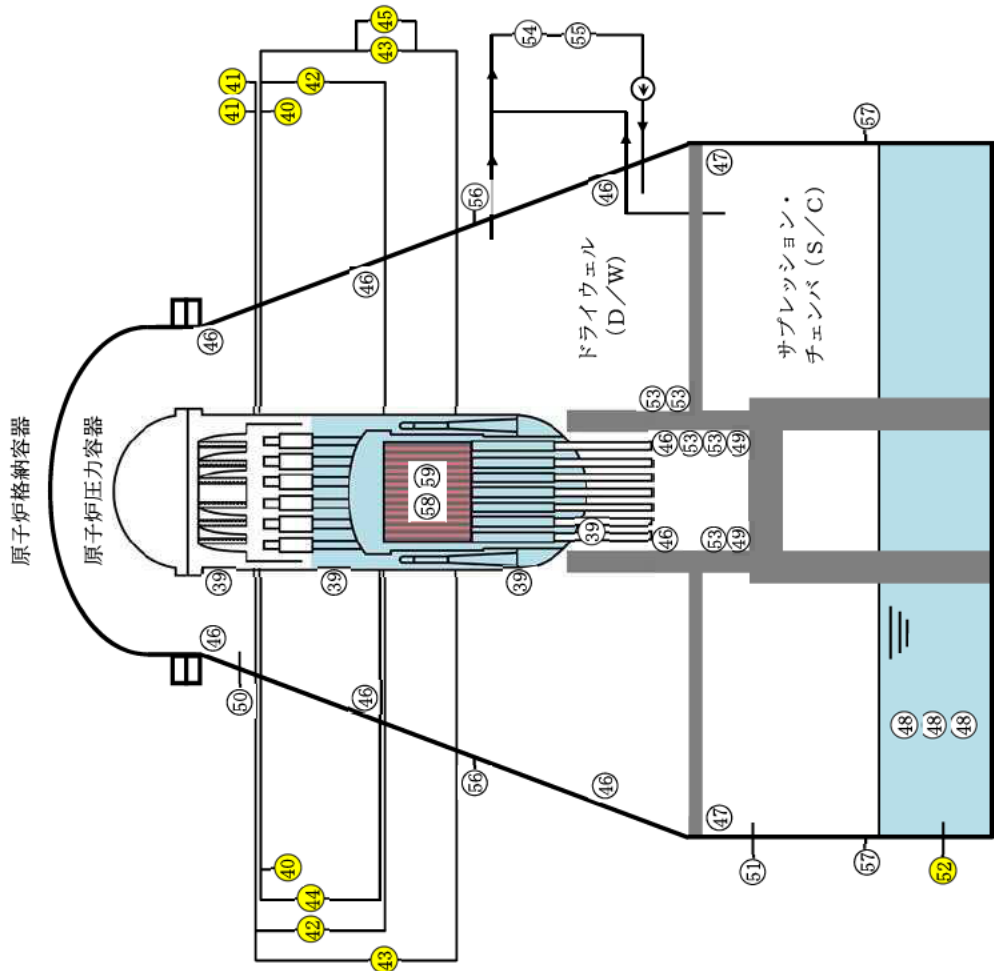
- ②⑤使用済燃料プール水位・温度 (S.A.広域)
- ②⑦使用済燃料プール温度 (S.A)
- ②⑧使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ②⑨使用済燃料プール監視カメラ
- ②⑩使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ②⑪原子炉建屋水素濃度
- ②⑫静的触媒式水素再結合器動作監視装置

- ③④フィルタ装置水位
- ③⑤フィルタ装置スクラビング水温度
- ③⑥フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ③⑦フィルタ装置入口水素濃度
- ③⑧耐圧強化ベント系放射線モニタ

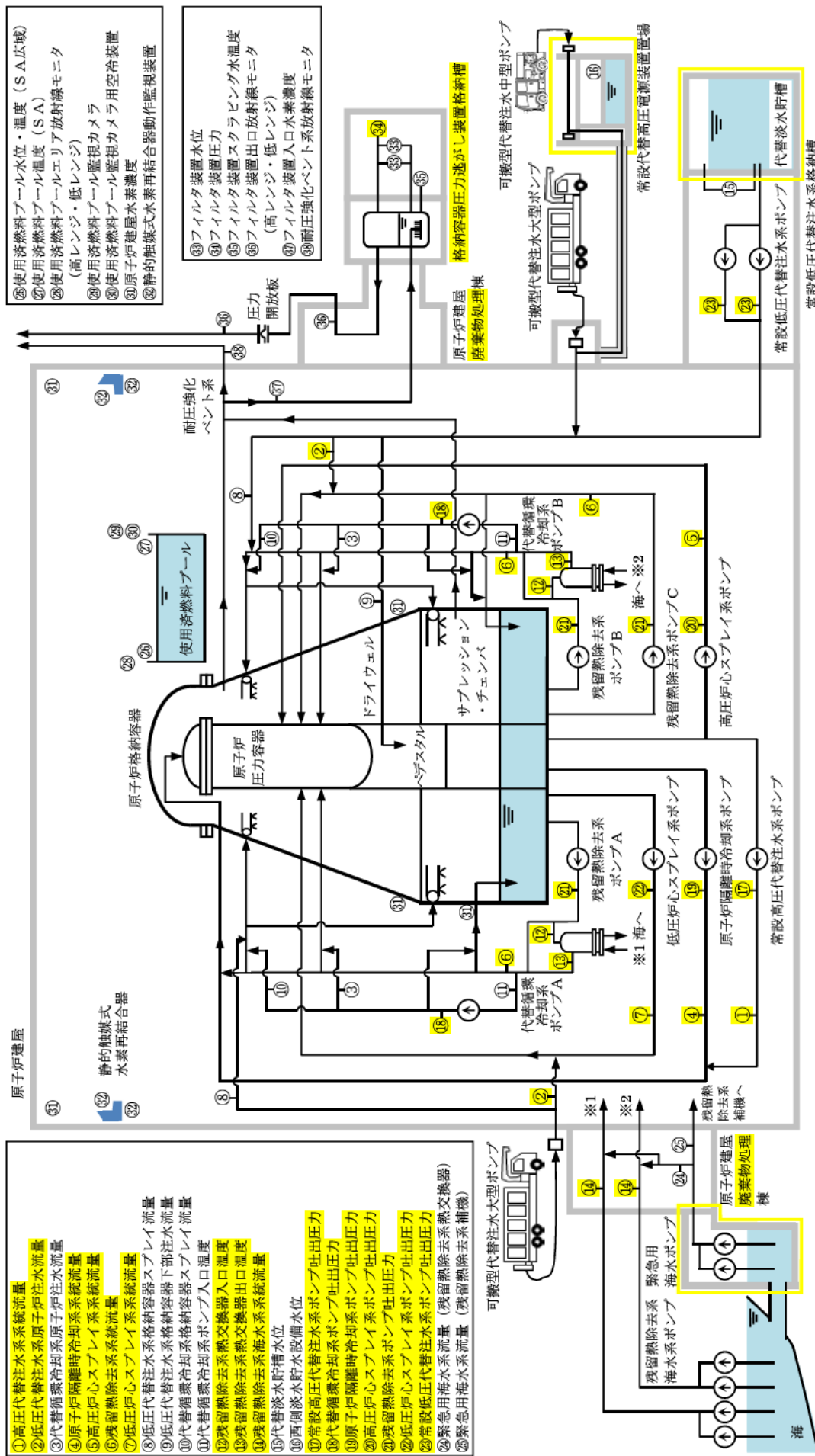
- ①高圧代替注水水系系統流量
- ②低圧代替注水水系原子炉注水流量
- ③代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑤高圧炉心スプレイ系系統流量
- ⑥残留熱除去系系統流量
- ⑦低圧炉心スプレイ系系統流量
- ⑧低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ⑨低圧代替注水系格納容器スプレイ流量
- ⑩代替循環冷却系格納容器入口温度
- ⑪代替循環冷却系格納容器出口温度
- ⑫残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑬残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑭代替淡水貯槽水位
- ⑮西側淡水貯水設備水位
- ⑯常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ⑰代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑱原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑲高圧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低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ㉒常設低圧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)

第2図 重大事故等対処設備 系統概略図 (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 / 2)

- ③ 原子炉圧力容器温度
- ④ 原子炉圧力
- ⑤ 原子炉圧力 (S/A)
- ⑥ 原子炉水位 (広帯域)
- ⑦ 原子炉水位 (燃料域)
- ⑧ 原子炉水位 (S/A広帯域)
- ⑨ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ⑩ ドライウエル雰囲気温度
- ⑪ サプレッション・チェンバーステンパ温度
- ⑫ 原子炉圧力
- ⑬ サプレッション・チェンバーステンパ温度
- ⑭ 原子炉圧力
- ⑮ サプレッション・チェンバーステンパ温度
- ⑯ 原子炉水位 (広帯域)
- ⑰ 原子炉水位 (燃料域)
- ⑱ 原子炉水位 (S/A広帯域)
- ⑲ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ⑳ ドライウエル圧力
- ㉑ サプレッション・チェンバーステンパ温度
- ㉒ サプレッション・チェンバーステンパ温度
- ㉓ 原子炉水位
- ㉔ 原子炉水位 (広帯域)
- ㉕ 原子炉水位 (燃料域)
- ㉖ 原子炉水位 (S/A広帯域)
- ㉗ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ㉘ ドライウエル圧力
- ㉙ サプレッション・チェンバーステンパ温度
- ㉚ サプレッション・チェンバーステンパ温度
- ㉛ 原子炉水位
- ㉜ 原子炉水位 (広帯域)
- ㉝ 原子炉水位 (燃料域)
- ㉞ 原子炉水位 (S/A広帯域)
- ㉟ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ㊱ ドライウエル圧力
- ㊲ サプレッション・チェンバーステンパ温度
- ㊳ サプレッション・チェンバーステンパ温度
- ㊴ 原子炉水位
- ㊵ 原子炉水位 (広帯域)
- ㊶ 原子炉水位 (燃料域)
- ㊷ 原子炉水位 (S/A広帯域)
- ㊸ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ㊹ ドライウエル圧力
- ㊺ サプレッション・チェンバーステンパ温度
- ㊻ サプレッション・チェンバーステンパ温度
- ㊼ 原子炉水位
- ㊽ 原子炉水位 (広帯域)
- ㊾ 原子炉水位 (燃料域)
- ㊿ 原子炉水位 (S/A広帯域)
- ㊿ 原子炉水位 (S/A燃料域)



第2図 重大事故等対処設備 系統概略図 (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) (2/2)



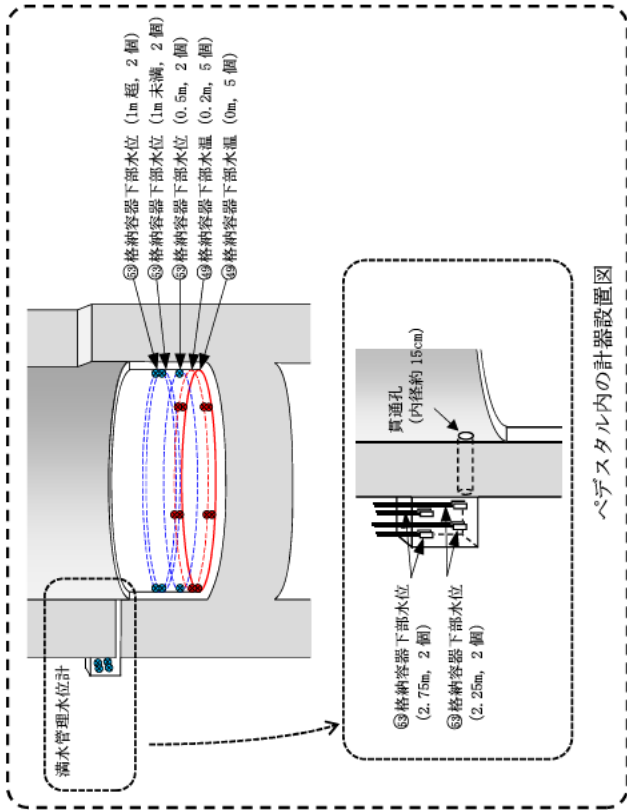
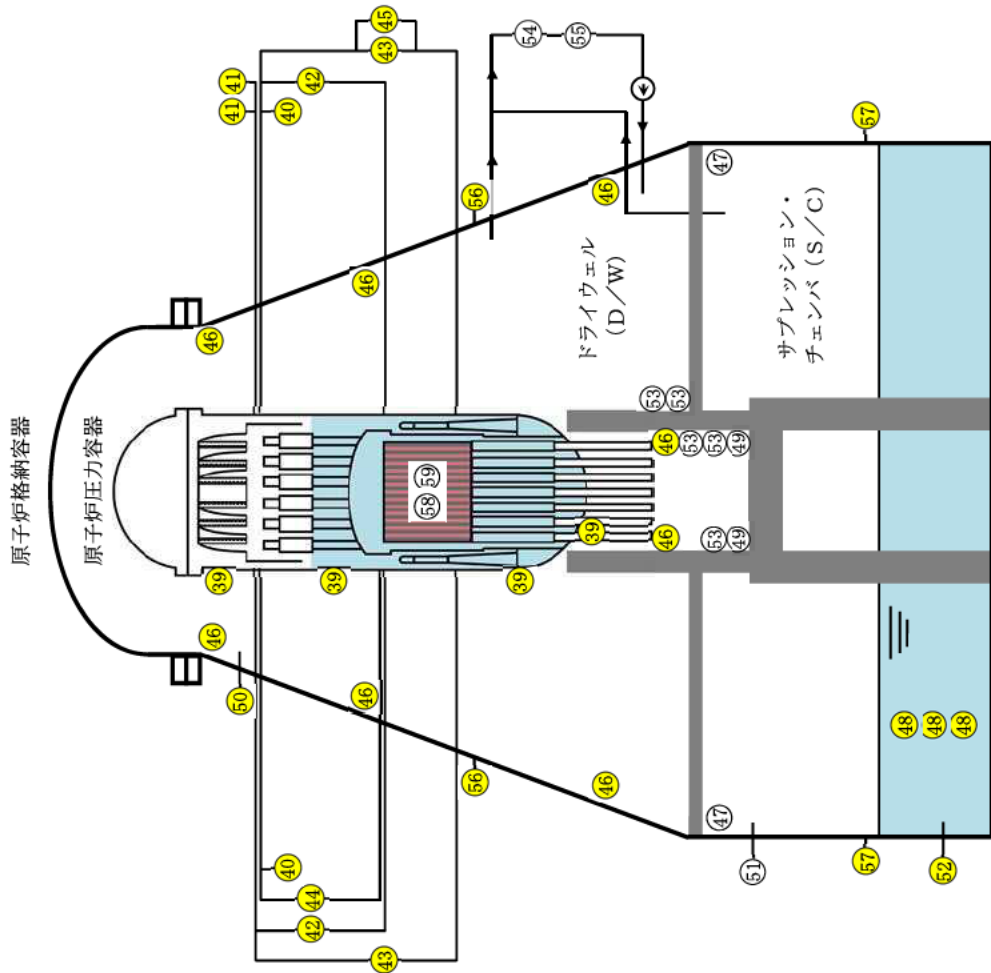
- ① 高圧代替注水系統流量
- ② 低圧代替注水系統原子炉注水流量
- ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑤ 高圧炉心スプレイ系系統流量
- ⑥ 残留熱除去系系統流量
- ⑦ 低圧炉心スプレイ系系統流量
- ⑧ 低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量
- ⑨ 低圧代替注水系統格納容器下部注水流量
- ⑩ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
- ⑪ 代替循環冷却系ポンプ入口温度
- ⑫ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑬ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑭ 残留熱除去系海水系統流量
- ⑮ 代替淡水貯槽水位
- ⑯ 西側淡水貯水設備水位
- ⑰ 常設高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力
- ⑱ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑲ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑳ 原子炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ㉑ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ㉒ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ㉓ 常設低圧代替注水系統ポンプ吐出圧力
- ㉔ 緊急用海水系統流量 (残留熱除去系熱交換器)
- ㉕ 緊急用海水系統流量 (残留熱除去系補機)

- ②⑥ 使用済燃料プール水位・温度 (S.A.広域)
- ②⑦ 使用済燃料プール温度 (S.A)
- ②⑧ 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)
- ②⑨ 使用済燃料プール監視カメラ
- ②⑩ 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ②⑪ 原子炉建屋水素濃度
- ②⑫ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
- ③④ フィルタ装置水位
- ③⑤ フィルタ装置圧力
- ③⑥ フィルタ装置スクラビング水温度
- ③⑦ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ③⑧ フィルタ装置入口水素濃度
- ③⑨ 耐圧強化ベント系統放射線モニタ

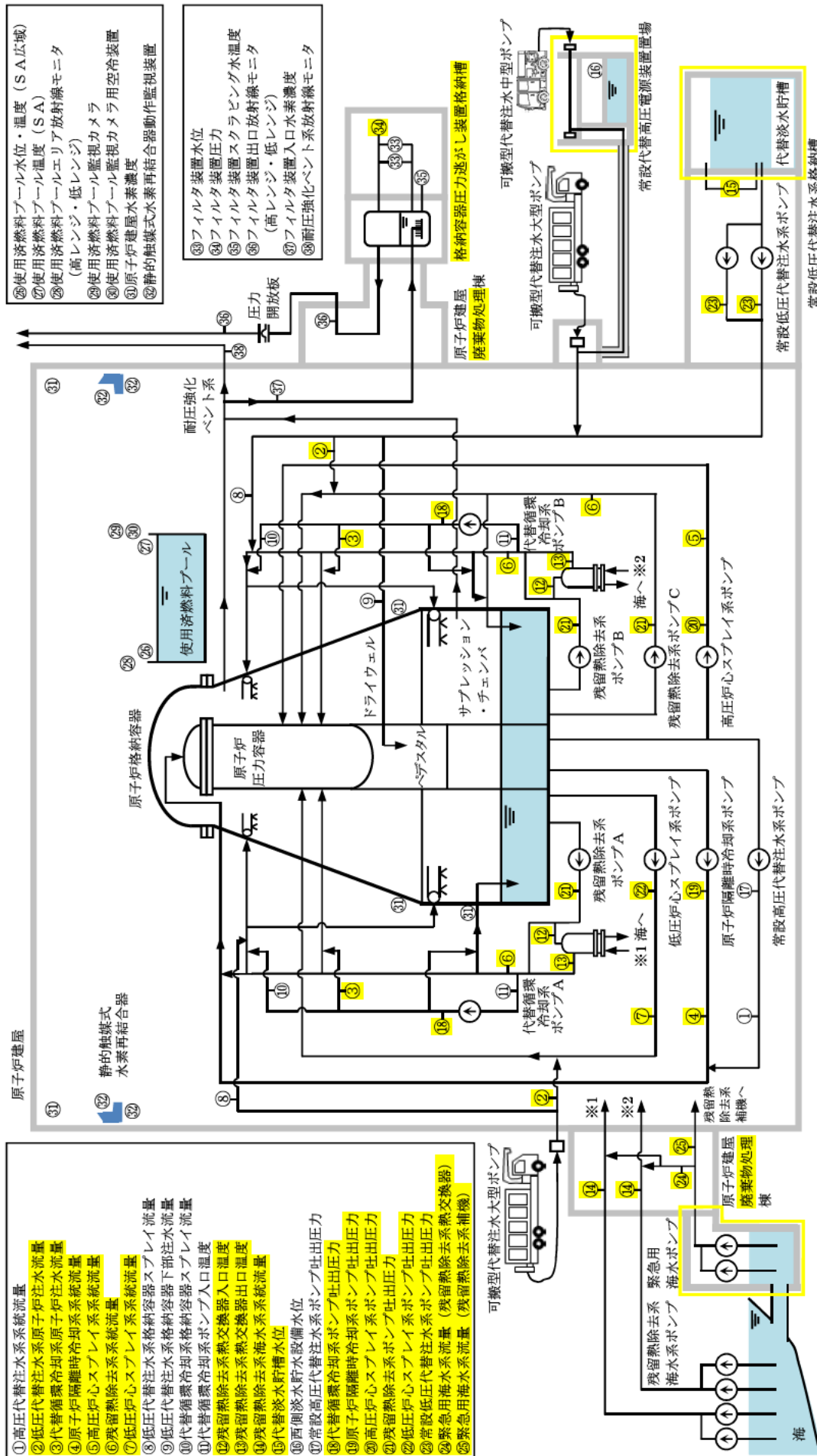
- ① 高圧代替注水系統流量
- ② 低圧代替注水系統流量
- ③ 代替循環冷却系流量
- ④ 原子炉隔離時冷却系流量
- ⑤ 高圧炉心スプレイ系流量
- ⑥ 残留熱除去系流量
- ⑦ 低圧炉心スプレイ系流量
- ⑧ 低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量
- ⑨ 低圧代替注水系統格納容器下部注水流量
- ⑩ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
- ⑪ 代替循環冷却系ポンプ入口温度
- ⑫ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑬ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑭ 残留熱除去系海水系統流量
- ⑮ 代替淡水貯槽水位
- ⑯ 西側淡水貯水設備水位
- ⑰ 常設高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力
- ⑱ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑲ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑳ 原子炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ㉑ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ㉒ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ㉓ 常設低圧代替注水系統ポンプ吐出圧力
- ㉔ 緊急用海水系統流量 (残留熱除去系熱交換器)
- ㉕ 緊急用海水系統流量 (残留熱除去系補機)

第3図 重大事故等対処設備 系統概略図 (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 / 2)

- ⑤ 原子炉格納容器温度
- ⑥ 原子炉圧力
- ⑦ 原子炉圧力 (S/A)
- ⑧ 原子炉水位 (広帯域)
- ⑨ 原子炉水位 (燃料域)
- ⑩ 原子炉水位 (S/A広帯域)
- ⑪ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ⑫ サブプレッション・チェンバ温度
- ⑬ サブプレッション・チェンバ圧力
- ⑭ 格納容器下部水温
- ⑮ ドライウエル圧力
- ⑯ サブプレッション・チェンバ圧力
- ⑰ サブプレッション・チェンバ水位
- ⑱ 格納容器下部水位
- ⑲ 格納容器内水温濃度 (S/A)
- ⑳ 格納容器内酸濃度 (S/A)
- ㉑ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
- ㉒ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
- ㉓ 起動領域計装
- ㉔ 平均出力領域計装



第3図 重大事故等対処設備 系統概略図 (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) (2/2)

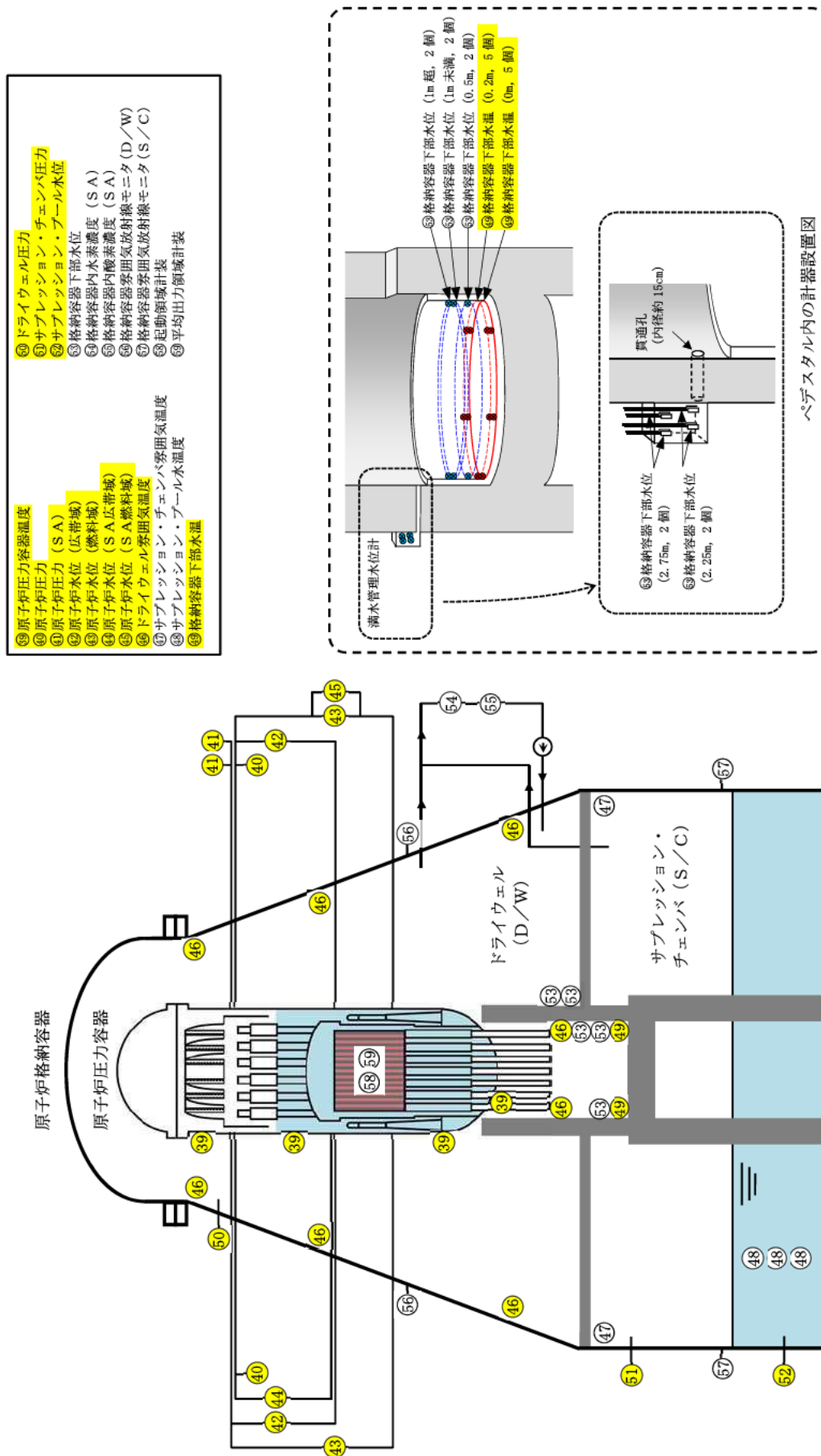


- ② 使用済燃料プール水位・温度 (S.A.広域)
- ③ 使用済燃料プール温度 (S.A)
- ④ 使用済燃料プールエリヤ放射線モニタ
- ⑤ (高レンジ・低レンジ)
- ⑥ 使用済燃料プール監視カメラ
- ⑦ 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ⑧ 原子炉建屋水素濃度
- ⑨ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

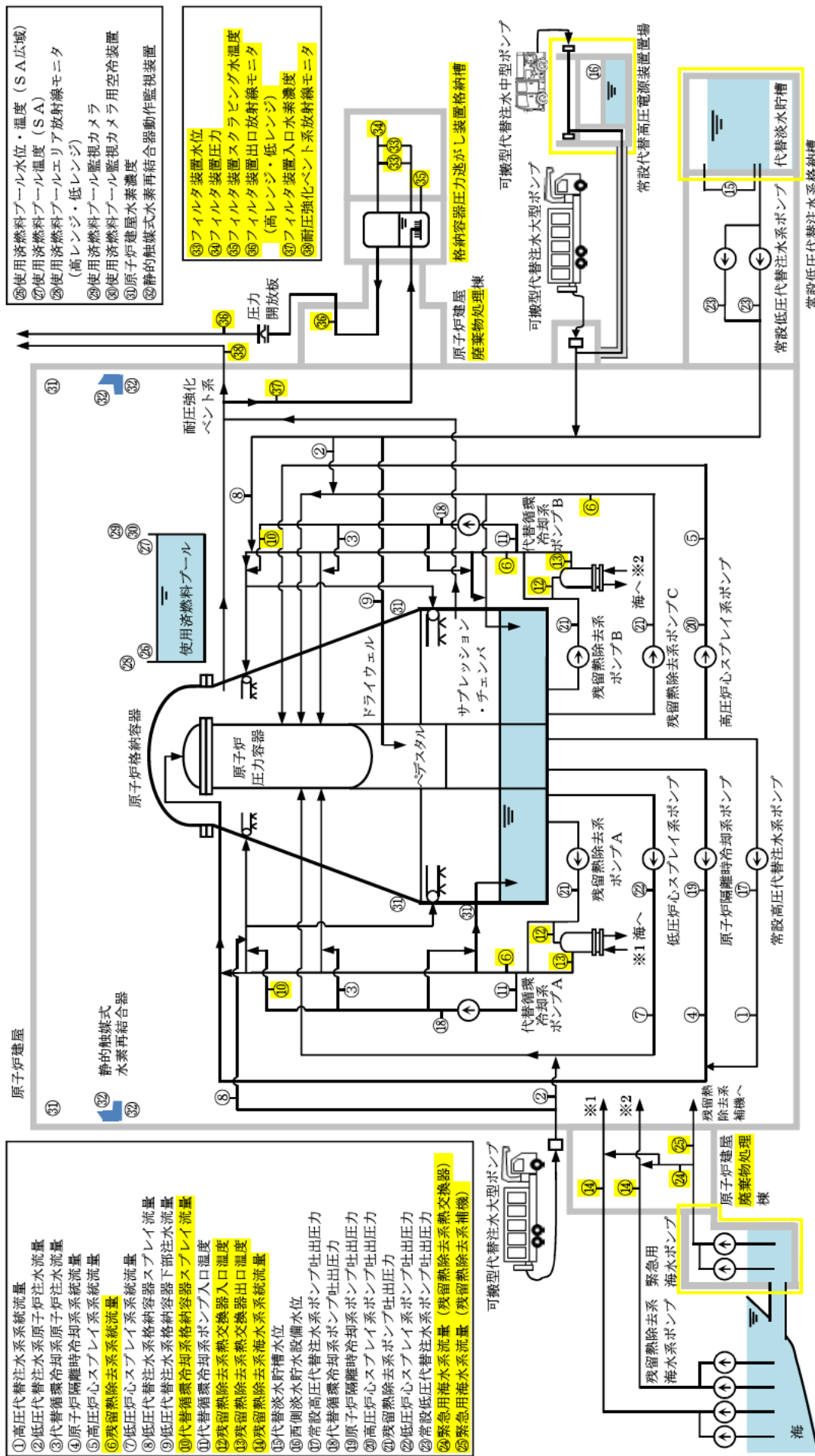
- ⑩ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ⑪ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ⑫ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ⑬ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ⑭ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ⑮ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ⑯ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ⑰ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ⑱ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ⑲ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ⑳ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㉑ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㉒ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㉓ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㉔ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㉕ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㉖ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㉗ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㉘ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㉙ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㉚ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㉛ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㉜ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㉝ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㉞ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㉟ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㊱ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㊲ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㊳ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㊴ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㊵ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㊶ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㊷ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㊸ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㊹ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㊺ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㊻ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㊼ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㊽ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㊾ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ㊿ 原子炉建屋耐圧強化ベント系放射線モニタ

- ① 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
- ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑤ 高圧炉心スプレイ系系統流量
- ⑥ 残留熱除去系系統流量
- ⑦ 低圧炉心スプレイ系系統流量
- ⑧ 低圧代替注水系系統流量
- ⑨ 低圧代替注水系系統流量
- ⑩ 代替循環冷却系系統流量
- ⑪ 代替循環冷却系系統流量
- ⑫ 代替循環冷却系系統流量
- ⑬ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑭ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑮ 代替淡水貯槽水位
- ⑯ 西側淡水貯水設備水位
- ⑰ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ⑱ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑲ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑳ 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ㉑ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ㉒ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ㉓ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ㉔ 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)
- ㉕ 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

第4図 重大事故等対処設備 系統概略図 (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) (1/2)



第4図 重大事故等対処設備 系統概略図 (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) (2/2)



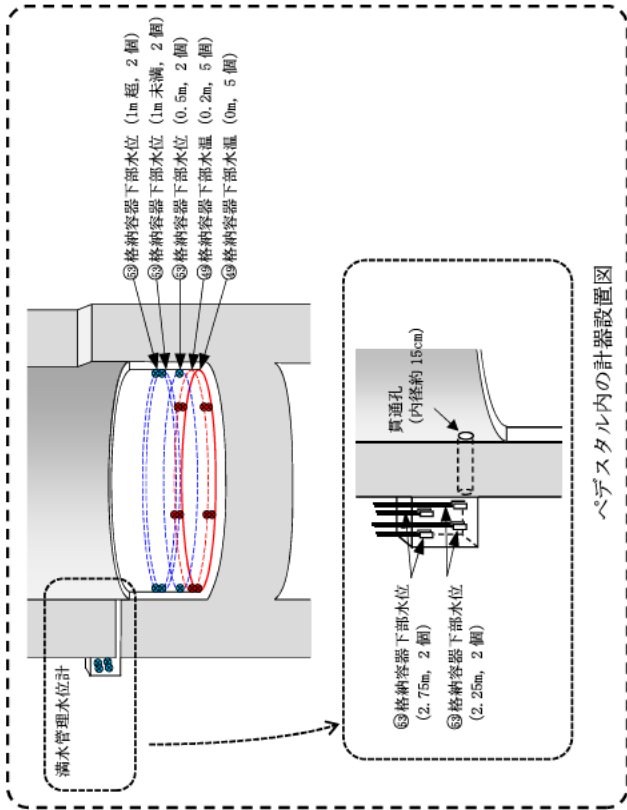
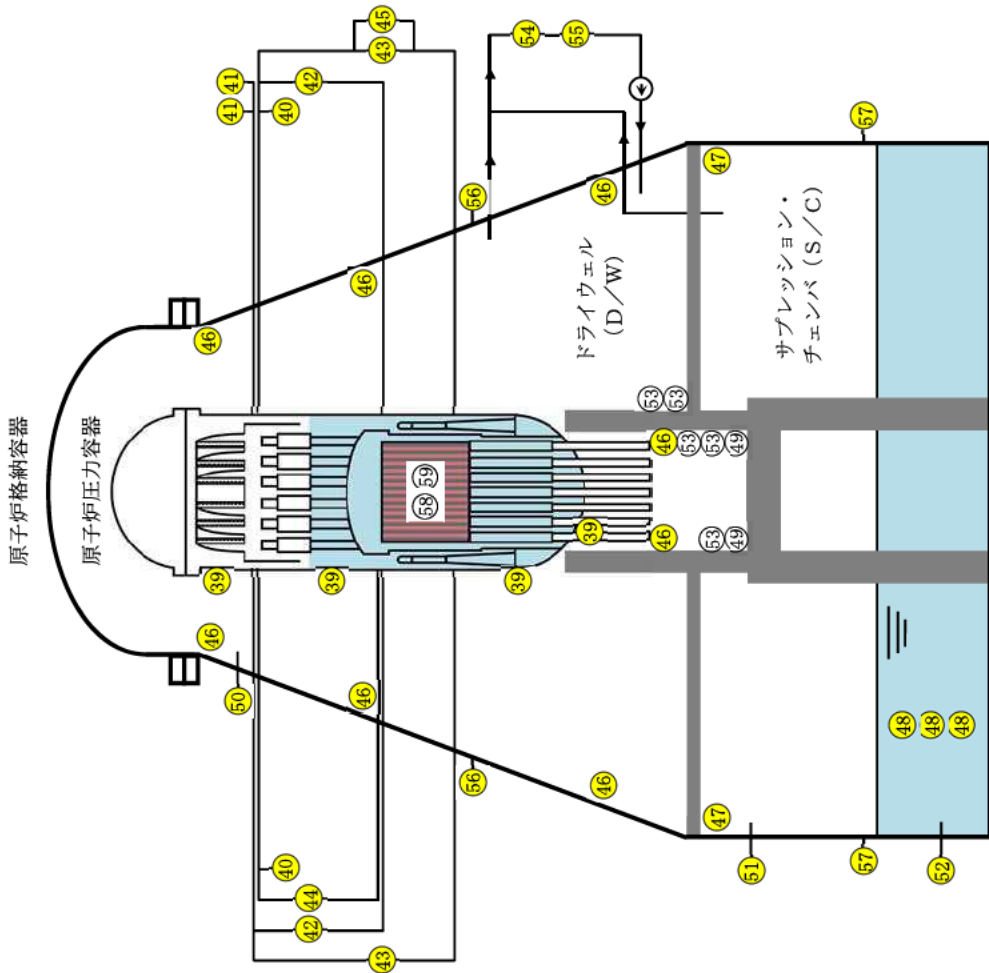
②⑤使用済燃料プール水位・温度 (S.A.広域)
 ②⑦使用済燃料プール温度 (S.A.)
 ②⑧使用済燃料プールエリア放射線モニタ
 (高レンジ・低レンジ)
 ②⑨使用済燃料プール監視カメラ
 ②⑩使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
 ②⑪原子炉建屋水素濃度
 ②⑫静的触媒式水素再結合器動作監視装置

③④フィルタ装置水位
 ③⑤フィルタ装置スクラビング水温度
 ③⑥フィルタ装置出口放射線モニタ
 (高レンジ・低レンジ)
 ③⑦フィルタ装置入口水素濃度
 ③⑧耐圧強化ベント系放射線モニタ

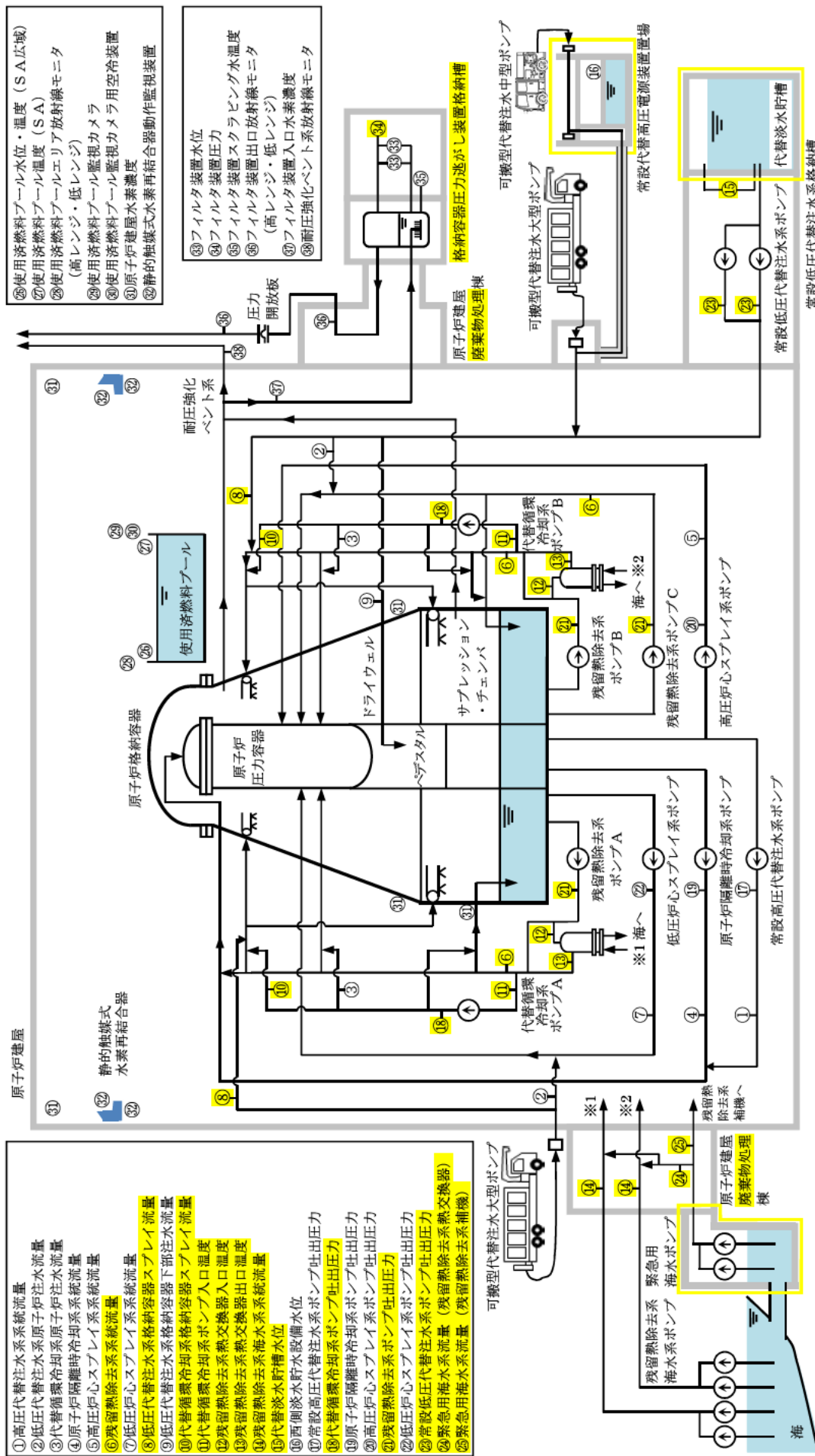
- ① 高圧代替注水系系統流量
- ② 低圧代替注水系原子炉注水流量
- ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑤ 高圧炉心スプレイス系統流量
- ⑥ 残留熱除去系系統流量
- ⑦ 低圧炉心スプレイス系統流量
- ⑧ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ⑨ 低圧代替注水系格納容器スプレイス流量
- ⑩ 代替循環冷却系ポンプ入口温度
- ⑪ 代替循環冷却系熱交換器入口温度
- ⑫ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑬ 残留熱除去系海水系系統流量
- ⑭ 代替淡水貯槽水位
- ⑮ 西側淡水貯槽水位
- ⑯ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ⑰ 代替循環冷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 高圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力
- ⑳ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ㉑ 低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力
- ㉒ 常設低圧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)

第5図 重大事故等対処設備 系統概略図
 (1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等) (1/2)

- ⑤ 原子炉圧力容器温度
- ⑥ 原子炉圧力
- ⑦ 原子炉圧力 (S/A)
- ⑧ 原子炉水位 (広帯域)
- ⑨ 原子炉水位 (燃料域)
- ⑩ 原子炉水位 (S/A広帯域)
- ⑪ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ⑫ サブプレッション・チェンバ空気温度
- ⑬ サブプレッション・プール水温度
- ⑭ 格納容器下部水温
- ⑮ ドライウエル圧力
- ⑯ サブプレッション・チェンバ圧力
- ⑰ サブプレッション・プール水位
- ⑱ 格納容器下部水位
- ⑲ 格納容器内水素濃度 (S/A)
- ⑳ 格納容器内酸素濃度 (S/A)
- ㉑ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
- ㉒ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
- ㉓ 起動領域計装
- ㉔ 平均出力領域計装



第5図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等) (2/2)

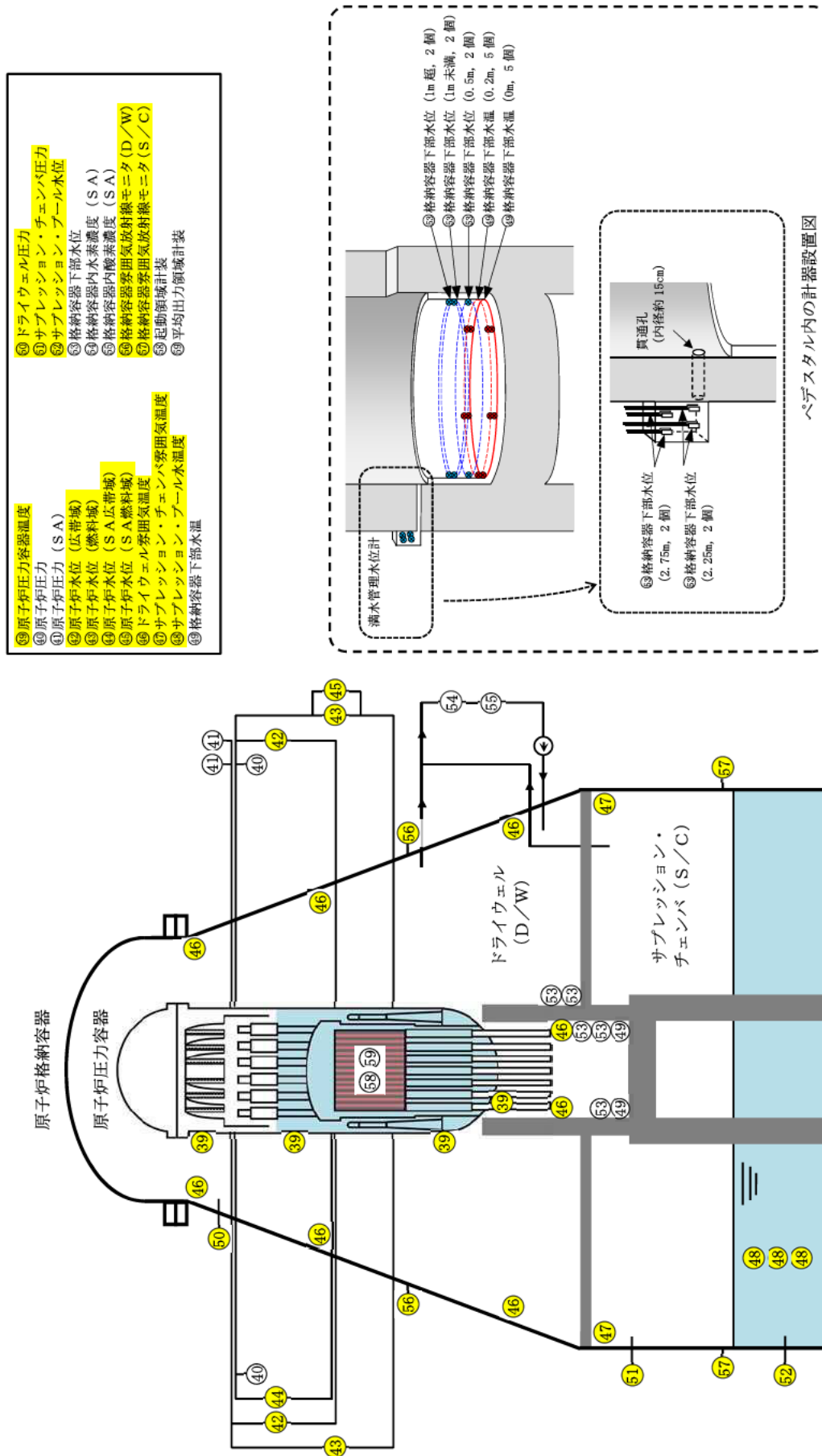


- ②⑤使用済燃料プール水位・温度 (S.A.広域)
- ②⑦使用済燃料プール温度 (S.A)
- ②⑧使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ②⑨使用済燃料プール監視カメラ
- ②⑩使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ②⑪原子炉建屋水素濃度
- ②⑫静的触媒式水素再結合器動作監視装置

- ③③フィルタ装置水位
- ③④フィルタ装置圧力
- ③⑤フィルタ装置スクラビング水温度
- ③⑥フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ③⑦フィルタ装置入口水素濃度
- ③⑧耐圧強化ベント系放射線モニタ

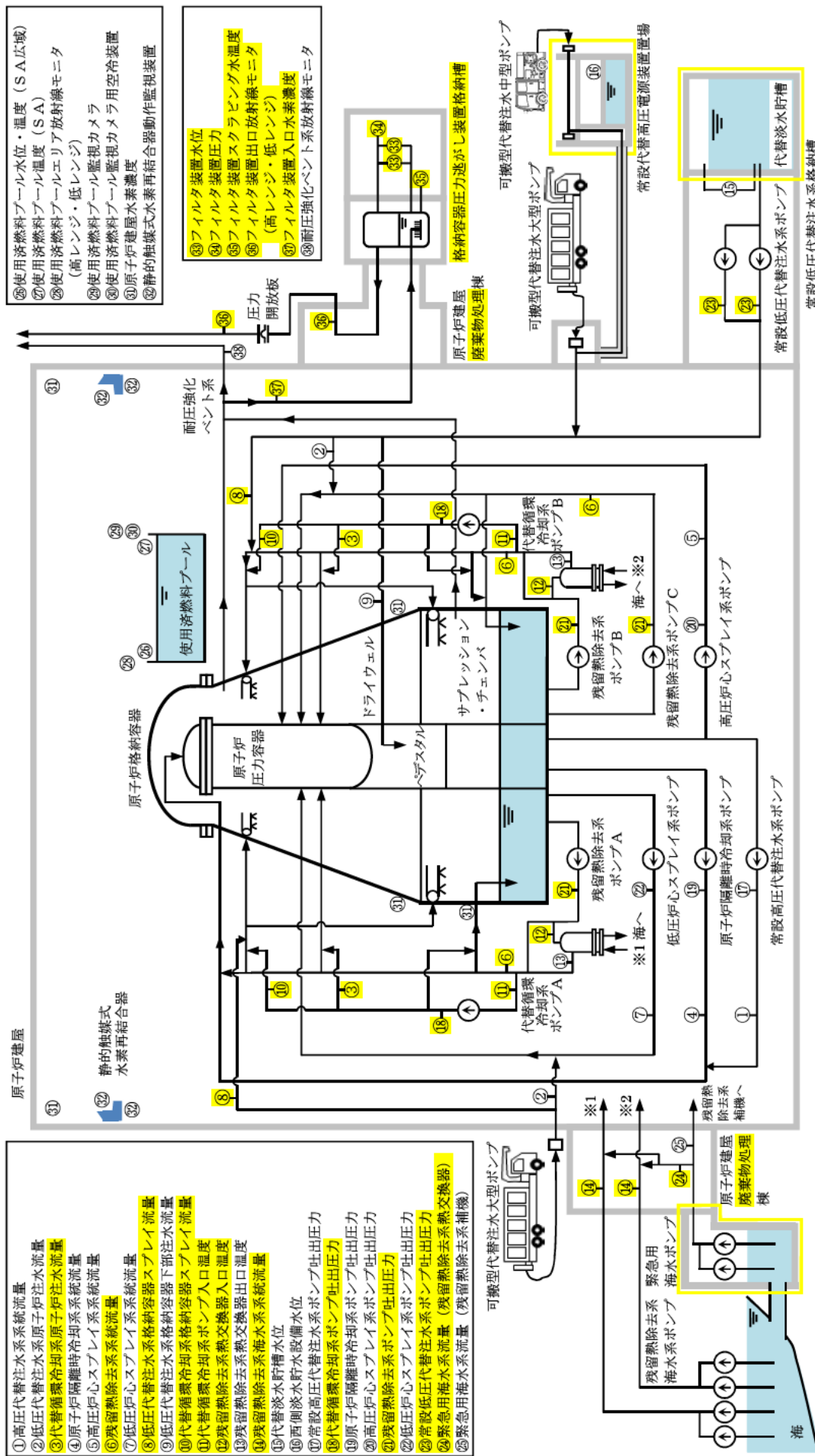
- ①①高圧代替注水水系系統流量
- ②②低圧代替注水水系原子炉注水流量
- ③③代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④④原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑤⑤高圧炉心スプレレイ系系統流量
- ⑥⑥残留熱除去系系統流量
- ⑦⑦低圧炉心スプレレイ系系統流量
- ⑧⑧低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ⑨⑨代替循環冷却系格納容器スプレレイ流量
- ⑩⑩代替循環冷却系格納容器スプレレイ流量
- ⑪⑪残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑫⑫残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑬⑬残留熱除去系海水系系統流量
- ⑭⑭代替淡水貯槽水位
- ⑮⑮西側淡水貯水設備水位
- ⑯⑯常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ⑰⑰原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑱⑱高圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力
- ⑲⑲残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ⑳⑳低圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力
- ㉑㉑常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ㉒㉒緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)
- ㉓㉓緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

第6図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等) (1/2)



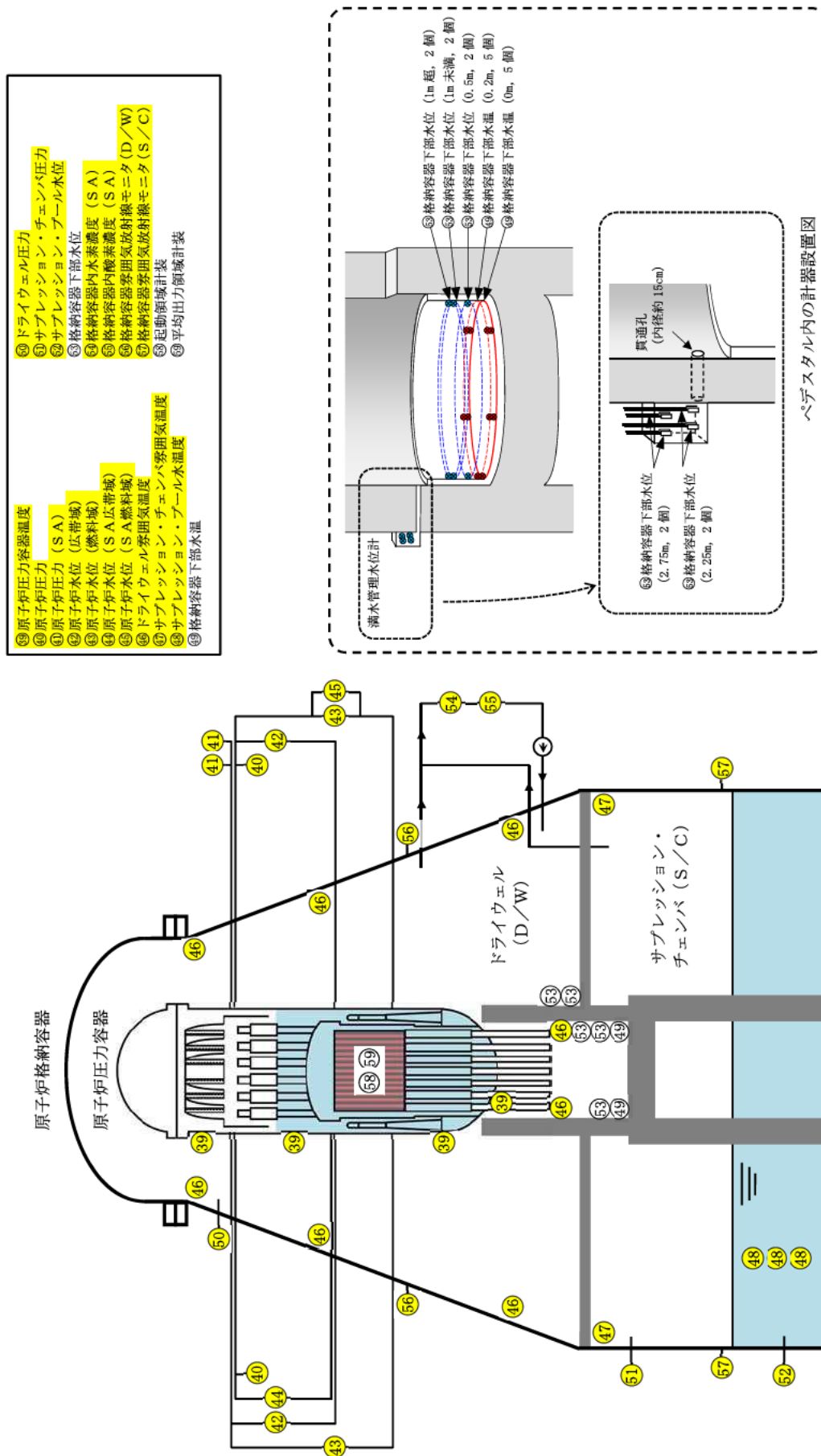
- ⑤ 原子炉圧力容器温度
- ⑥ 原子炉圧力
- ⑦ 原子炉圧力 (S/A)
- ⑧ 原子炉水位 (広帯域)
- ⑨ 原子炉水位 (燃料域)
- ⑩ 原子炉水位 (S/A 広帯域)
- ⑪ 原子炉水位 (S/A 燃料域)
- ⑫ サブレーション・チェンバ雰囲気温度
- ⑬ サブレーション・チェンバ水温
- ⑭ 格納容器下部水温
- ⑮ ドライウエル圧力
- ⑯ サブレーション・チェンバ圧力
- ⑰ サブレーション・チェンバ水位
- ⑱ 格納容器下部水位
- ⑲ 格納容器内水素濃度 (S/A)
- ⑳ 格納容器内酸素濃度 (S/A)
- ㉑ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
- ㉒ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
- ㉓ 起動領域計装
- ㉔ 平均出力領域計装

第6図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等) (2 / 2)

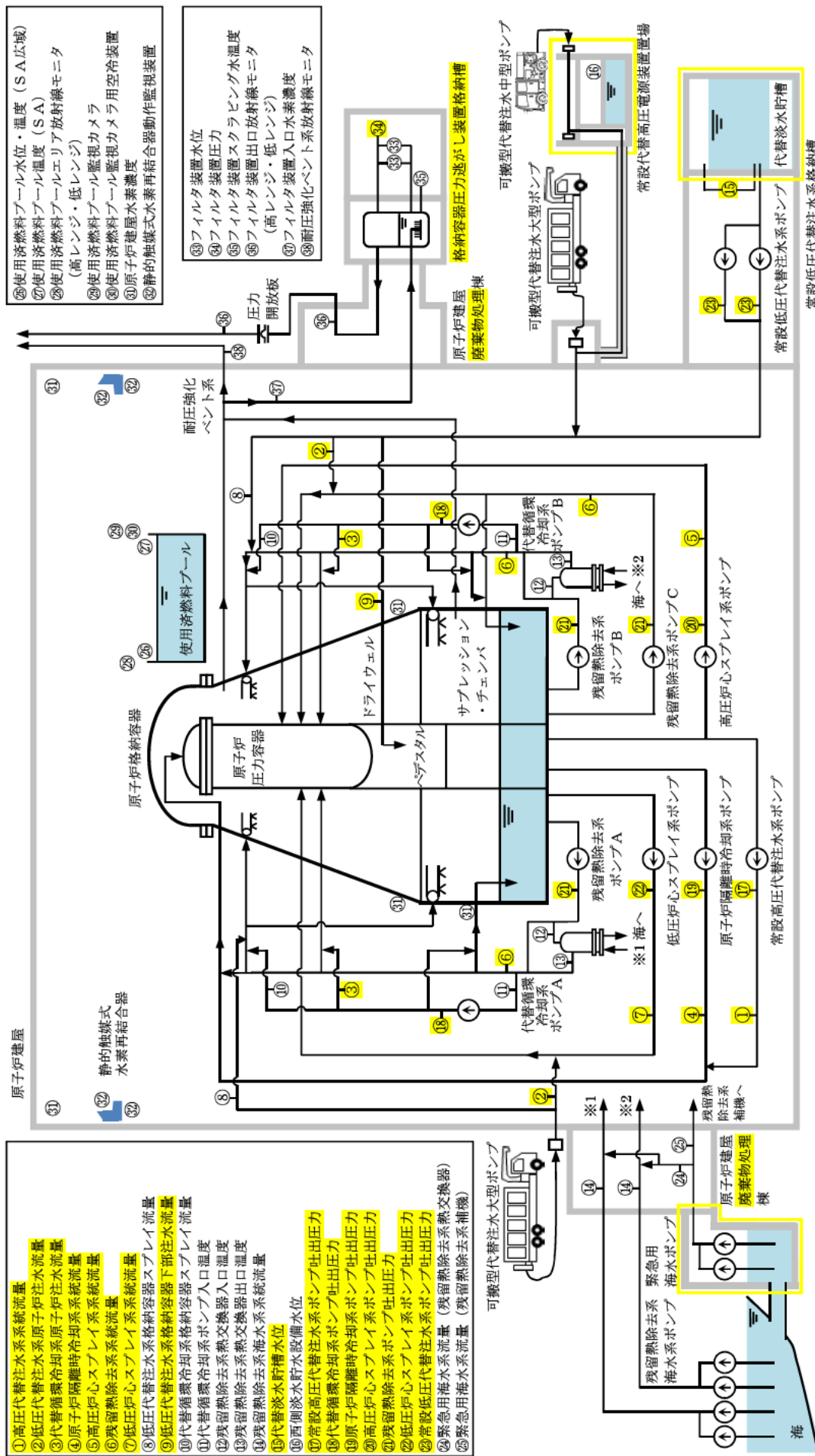


第7図 重大事故対処設備 系統概略図

(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 / 2)



第7図 重大事故等対処設備 系統概略図 (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) (2 / 2)

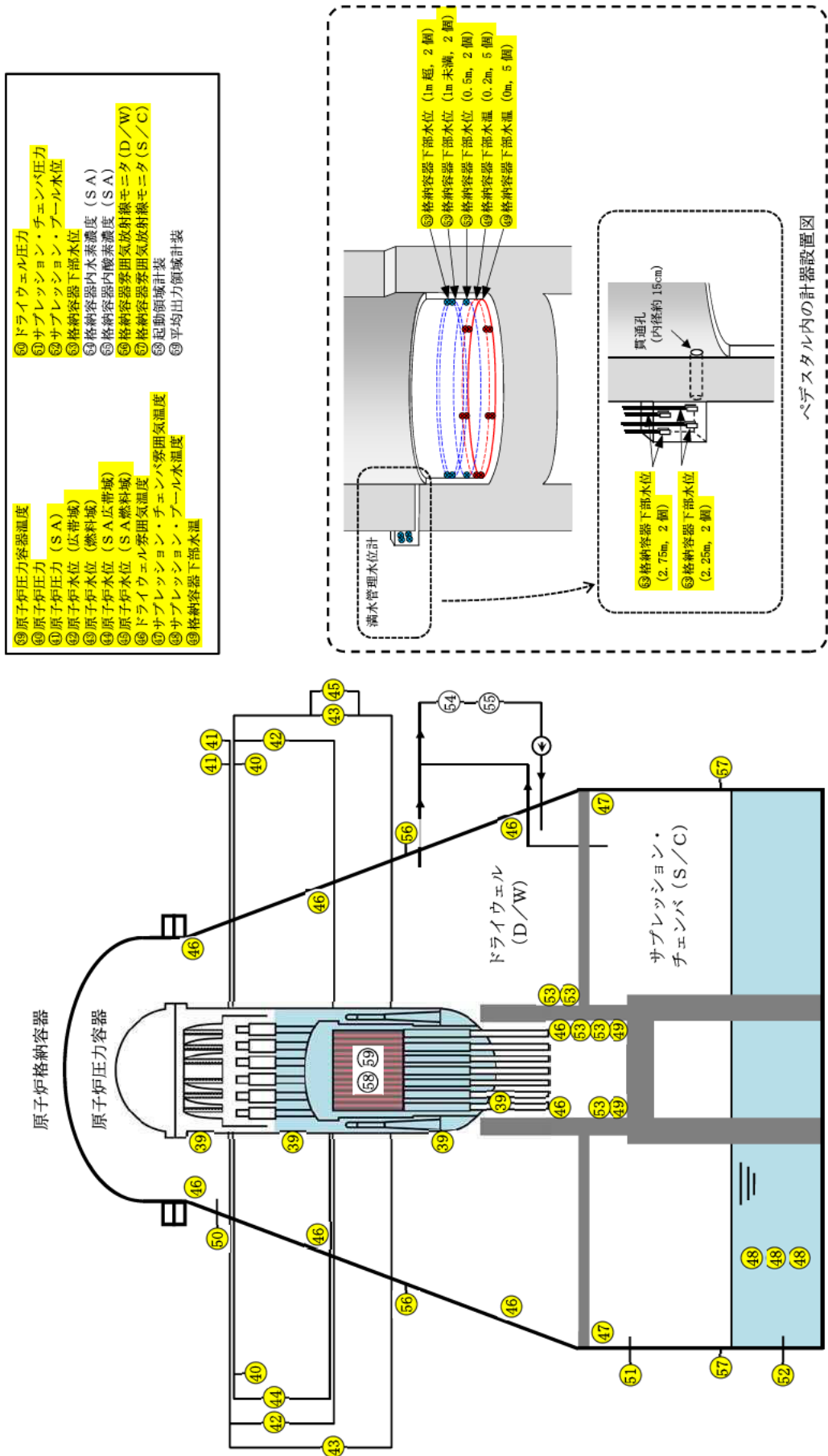


- ① 高圧代替注水水系系統流量
- ② 低圧代替注水系原子炉注水流量
- ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑤ 高圧炉心スプレイレイ系系統流量
- ⑥ 残留熱除去系系統流量
- ⑦ 低圧炉心スプレイレイ系系統流量
- ⑧ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ⑨ 代替循環冷却系格納容器スプレイレイ流量
- ⑩ 代替循環冷却系格納容器スプレイレイ流量
- ⑪ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑫ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑬ 残留熱除去系海水系系統流量
- ⑭ 代替淡水貯槽水位
- ⑮ 西側淡水貯水設備水位
- ⑯ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- 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 高圧炉心スプレイ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 低圧炉心スプレイレイ系ポンプ吐出圧力
- ㉒ 常設低圧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)

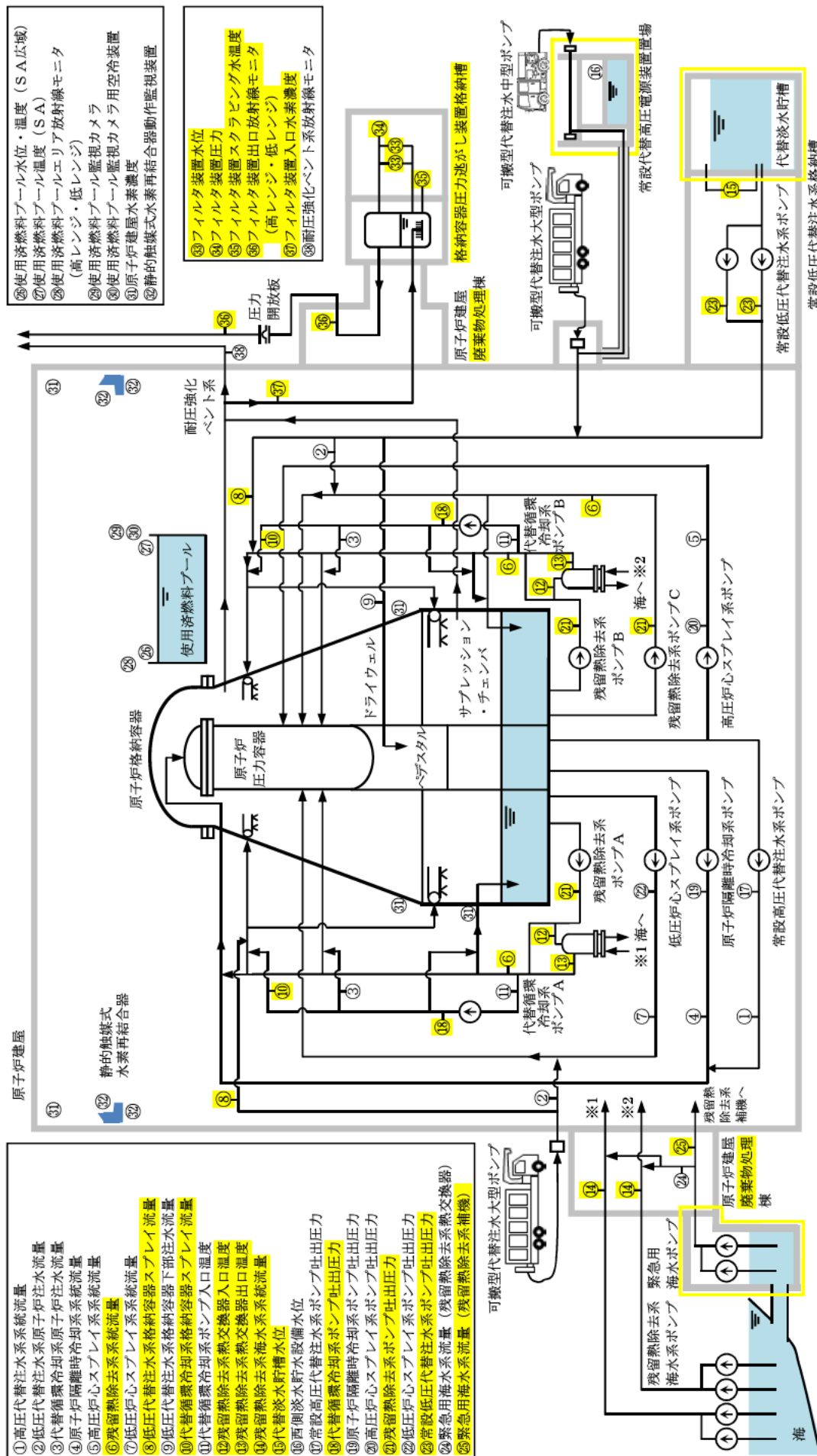
- ②⑤ 使用済燃料プール水位・温度 (S.A.広域)
- ②⑥ 使用済燃料プール温度 (S.A)
- ②⑦ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ②⑧ 使用済燃料プール監視カメラ
- ②⑨ 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ③① 原子炉建屋水素濃度
- ③② 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
- ③③ フィルタ装置水位
- ③④ フィルタ装置圧力
- ③⑤ フィルタ装置スクラビング水温度
- ③⑥ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ③⑦ フィルタ装置入口水素濃度
- ③⑧ 耐圧強化ベント系放射線モニタ

第8図 重大事故等対処設備 系統概略図

(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 / 2)



第8図 重大事故等対処設備 系統概略図 (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) (2 / 2)



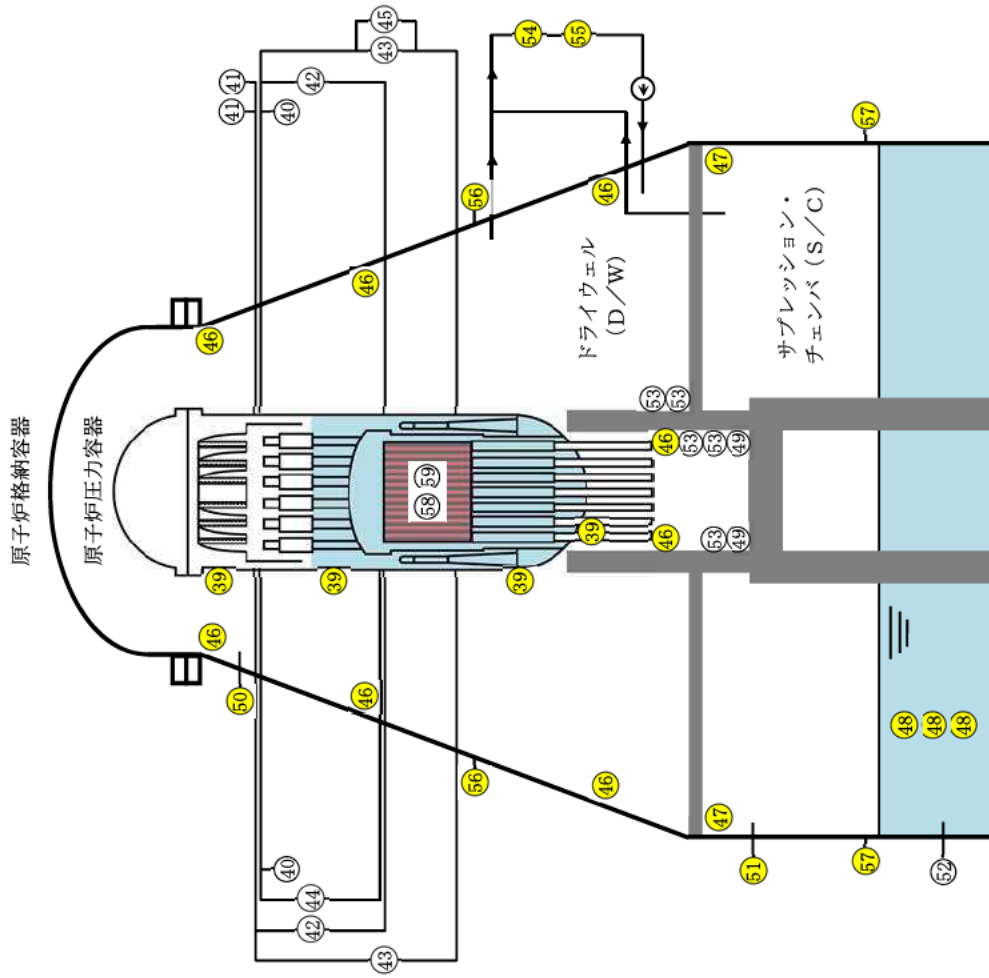
- ②⑤使用済燃料プール水位・温度 (S.A.広域)
- ②⑦使用済燃料プール温度 (S.A)
- ②⑧使用済燃料プールエリア放射線モニタ
- ②⑨使用済燃料プール監視カメラ (高レンジ・低レンジ)
- ②⑩使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ②⑪原子炉建屋水素濃度
- ②⑫静的触媒式水素再結合器動作監視装置

- ③④フィルタ装置水位
- ③⑤フィルタ装置スクラビング水温度
- ③⑥フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ③⑦フィルタ装置入口水素濃度
- ③⑧耐圧強化ベント系放射線モニタ

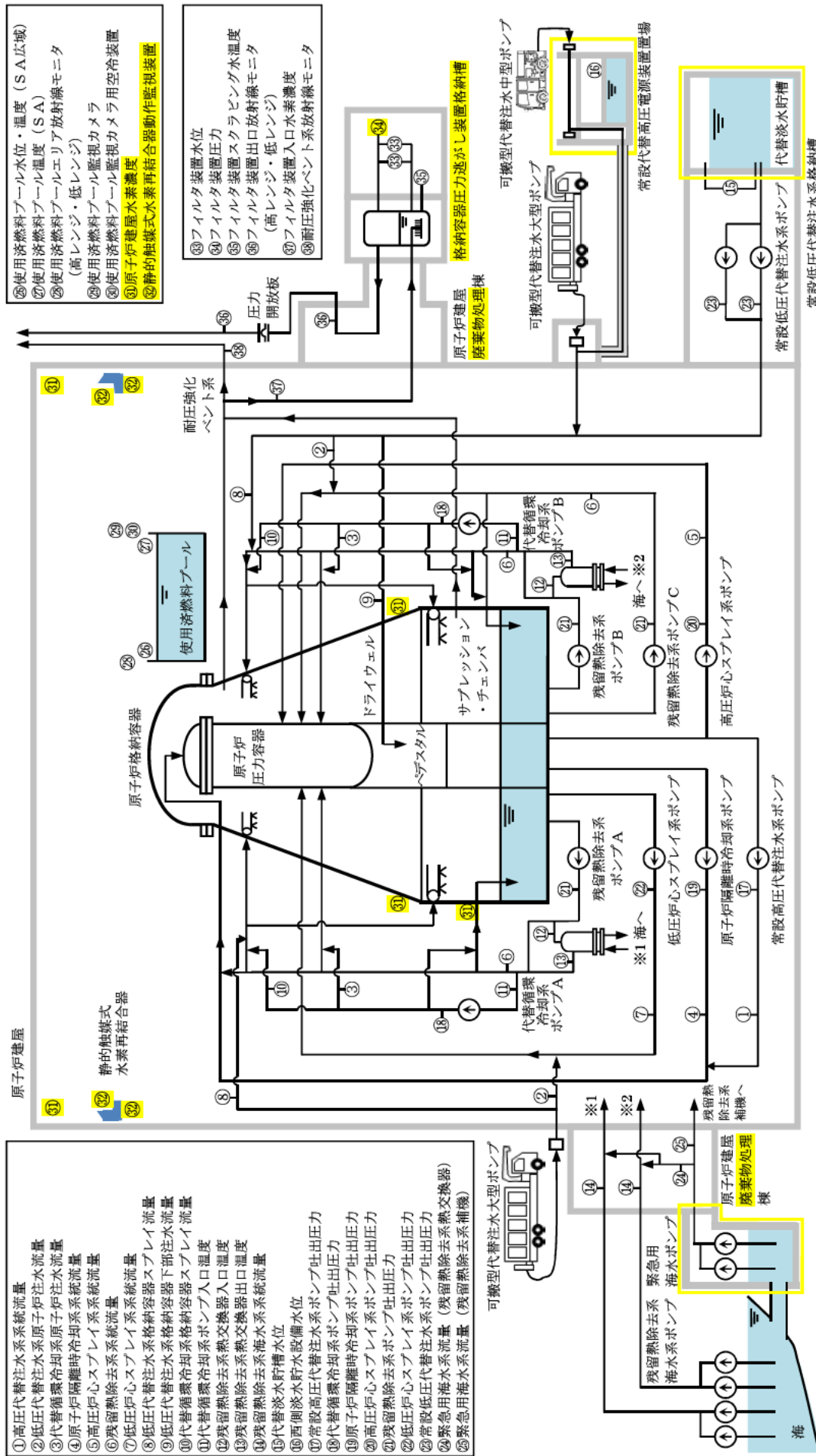
- ①①高圧代替注水系系統流量
- ①②低圧代替注水系原子炉注水流量
- ①③代替循環冷却系原子炉注水流量
- ①④原子炉隔離時冷却系系統流量
- ①⑤高圧炉心スプレイス系統流量
- ①⑥残留熱除去系系統流量
- ①⑦低圧炉心スプレイス系統流量
- ①⑧低圧代替注水系格納容器スプレイス流量
- ①⑨代替循環冷却系格納容器スプレイス流量
- ①⑩代替循環冷却系格納容器入口温度
- ①⑪残留熱除去系熱交換器入口温度
- ①⑫残留熱除去系熱交換器出口温度
- ①⑬残留熱除去系海水系系統流量
- ①⑭代替淡水貯槽水位
- ①⑮西側淡水貯水設備水位
- ①⑯常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ①⑰原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ①⑱高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力
- ①⑲残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ①⑳低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力
- ①㉑常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ①㉒緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)
- ①㉓緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

第9図 重大事故等対処設備 系統概略図
 (1.9 水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等) (1 / 2)

- ⑤ 原子炉圧力容器温度
- ⑥ 原子炉圧力
- ⑦ 原子炉圧力 (S/A)
- ⑧ 原子炉圧力 (広帯域)
- ⑨ 原子炉水位 (燃料域)
- ⑩ 原子炉水位 (S/A広帯域)
- ⑪ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ⑫ ドライウエル雰囲気温度
- ⑬ サプレッション・チェンバ温度
- ⑭ サプレッション・チェンバ圧力
- ⑮ 原子炉圧力容器温度
- ⑯ サプレッション・チェンバ圧力
- ⑰ サプレッション・チェンバ水位
- ⑱ 格納容器下部水位
- ⑲ 格納容器内水素濃度 (S/A)
- ⑳ 格納容器内酸素濃度 (S/A)
- ㉑ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
- ㉒ サプレッション・チェンバ圧力
- ㉓ 起動領域計装
- ㉔ 平均出力領域計装

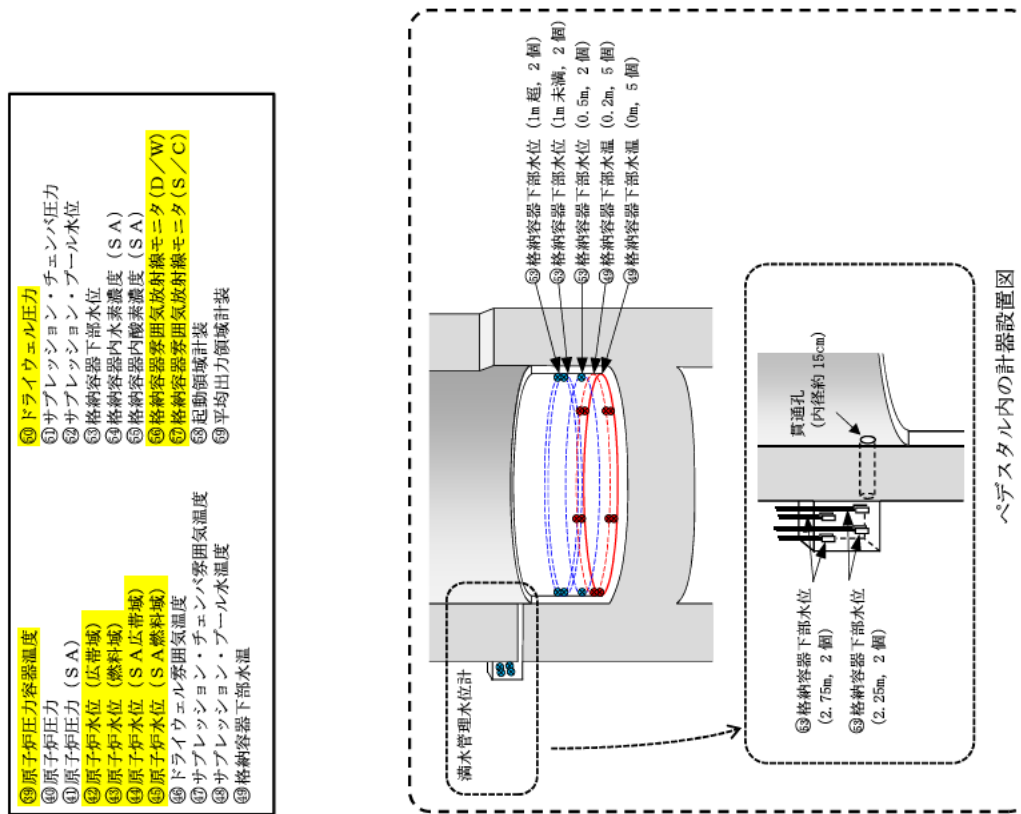


第9図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.9 水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等) (2 / 2)



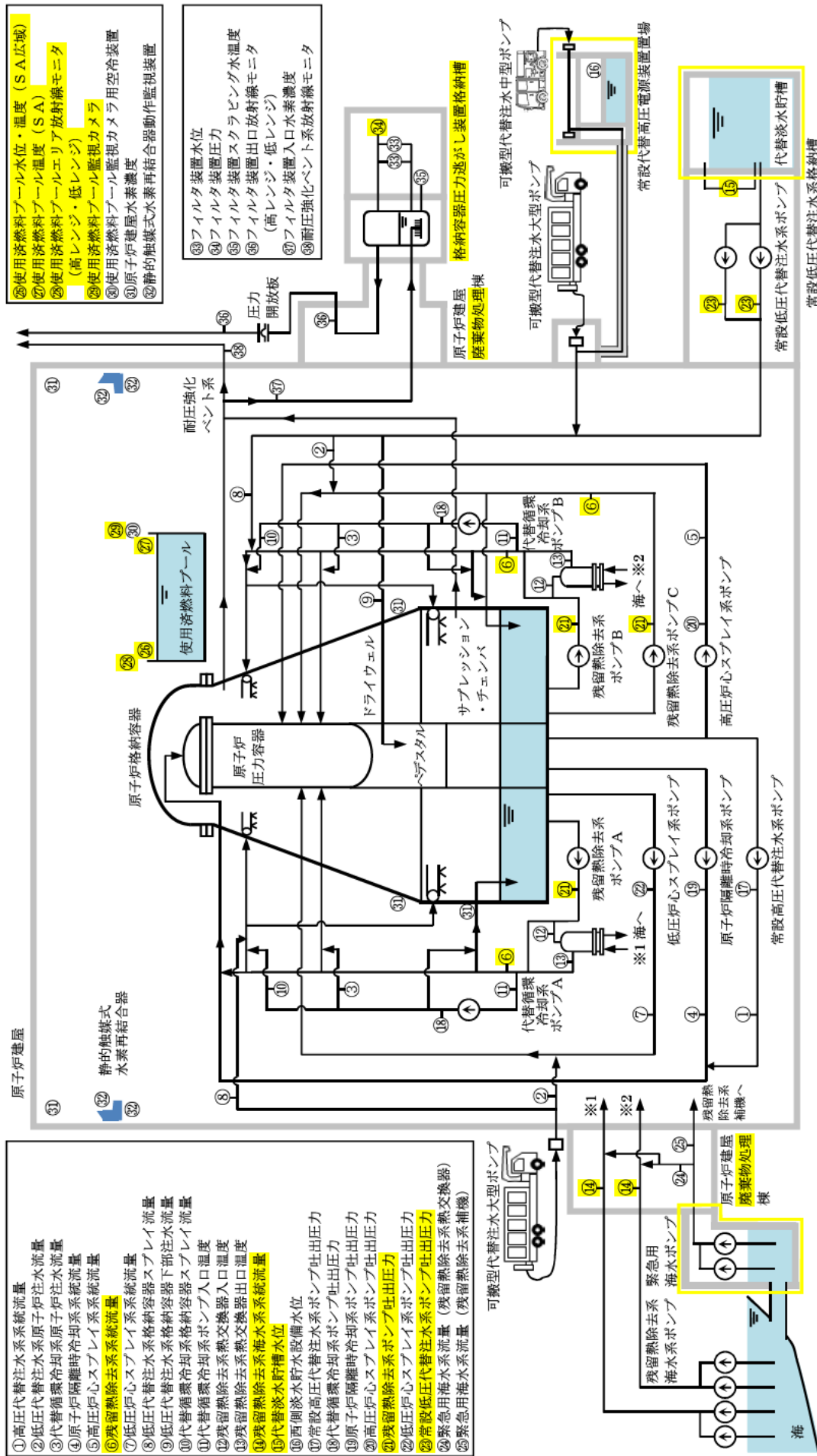
第10図 重大事故等対処設備 系統概略図

(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) (1/2)



- ⑤ 原子炉圧力容器温度
- ⑥ 原子炉圧力
- ⑦ 原子炉圧力 (S/A)
- ⑧ 原子炉水位 (広帯域)
- ⑨ 原子炉水位 (燃料域)
- ⑩ 原子炉水位 (S/A広帯域)
- ⑪ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ⑫ ドライウエル雰囲気温度
- ⑬ サブレーション・チェンバ雰囲気温度
- ⑭ サブレーション・チェンバ水位
- ⑮ 格納容器下部水温
- ⑯ ドライウエル圧力
- ⑰ サブレーション・チェンバ圧力
- ⑱ 格納容器下部水位 (1m超, 2個)
- ⑲ 格納容器下部水位 (1m未満, 2個)
- ⑳ 格納容器下部水位 (0.5m, 2個)
- ㉑ 格納容器下部水温 (0.2m, 5個)
- ㉒ 格納容器下部水温 (0m, 5個)
- ㉓ サブレーション・チェンバ圧力
- ㉔ サブレーション・チェンバ水位
- ㉕ 格納容器下部水位
- ㉖ 格納容器内水温濃度 (S/A)
- ㉗ 格納容器内酸濃度 (S/A)
- ㉘ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
- ㉙ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
- ㉚ 起動領域計装
- ㉛ 平均出力領域計装

第10図 重大事故等対処設備 系統概略図 (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) (2/2)

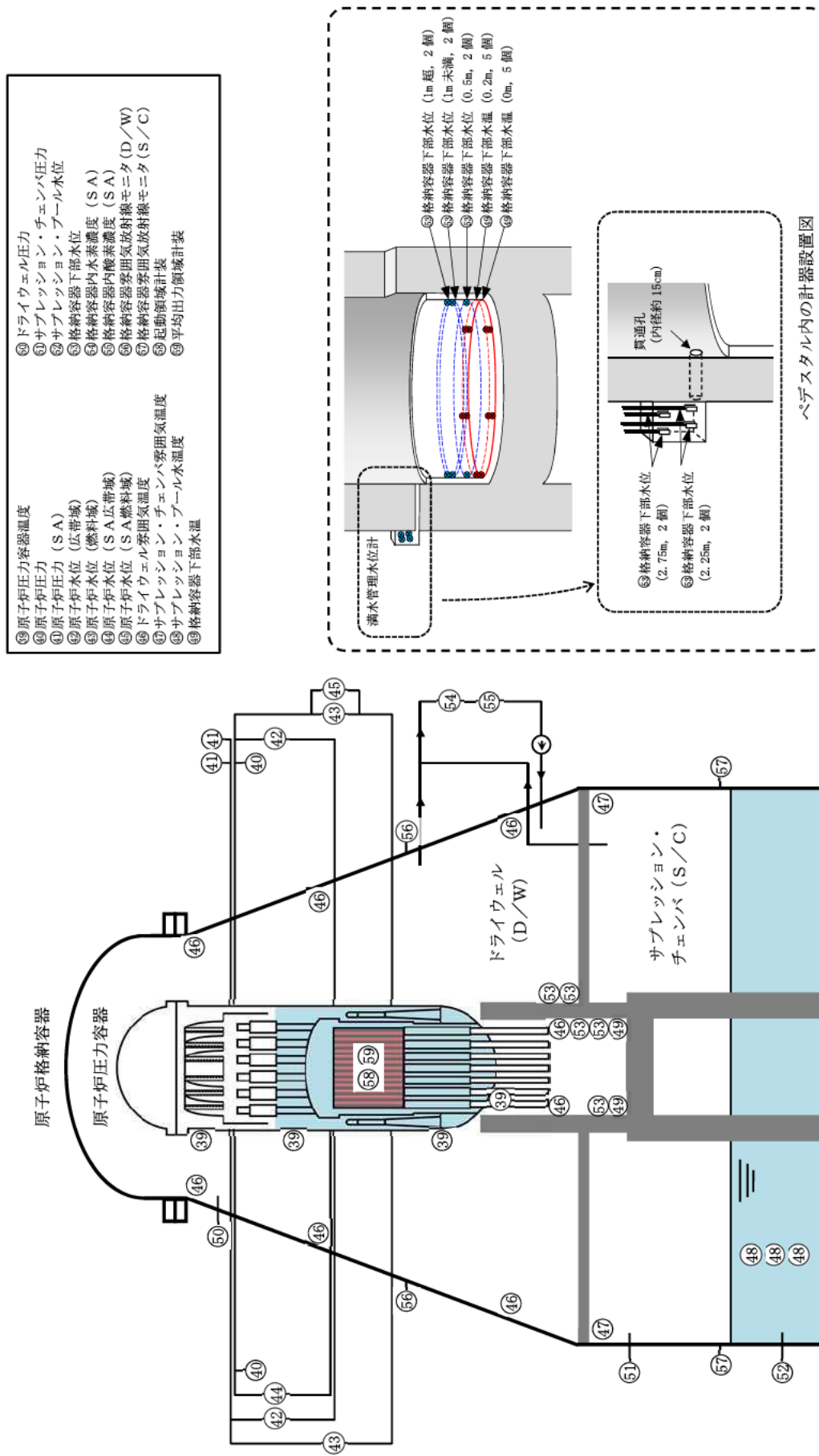


- ②⑥使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)
- ⑦使用済燃料プール温度 (SA)
- ⑧使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ⑨使用済燃料プール監視カメラ
- ⑩使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ⑪原子炉建屋水素濃度
- ⑫静的触媒式水素再結合器動作監視装置

- ⑬フィルタ装置水位
- ⑭フィルタ装置スクラビング水温度
- ⑮フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ⑯フィルタ装置入口水素濃度
- ⑰耐圧強化ベント系放射線モニタ

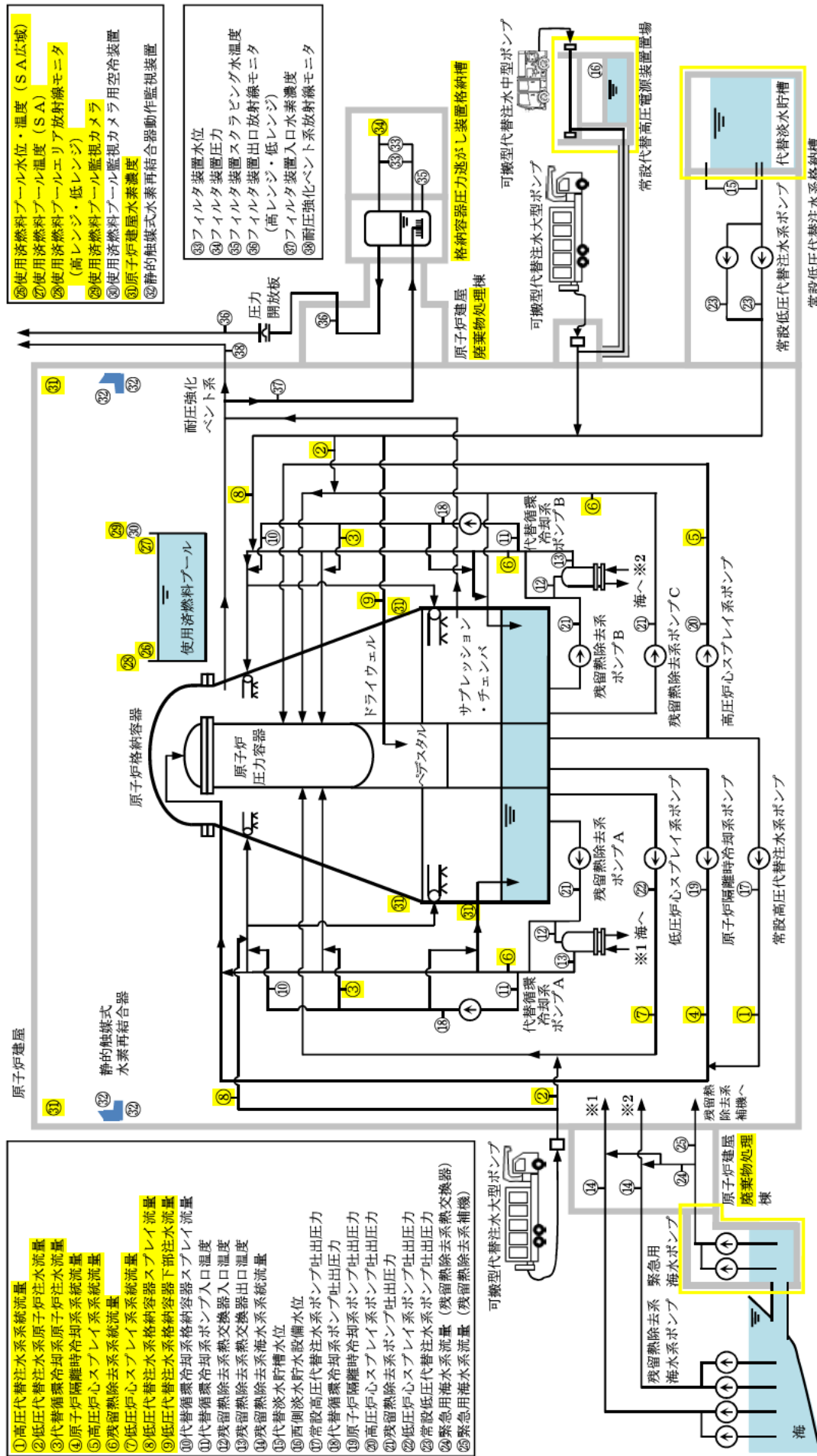
- ① 高圧代替注水水系系統流量
- ② 低圧代替注水水系原子炉注水流量
- ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑤ 高圧炉心スプレイ系系統流量
- ⑥ 残留熱除去系系統流量
- ⑦ 低圧炉心スプレイ系系統流量
- ⑧ 低圧代替注水系統格納容器下部注水流量
- ⑨ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
- ⑩ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
- ⑪ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑫ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑬ 残留熱除去系海水系系統流量
- ⑭ 代替淡水貯槽水位
- ⑮ 西側淡水貯水設備水位
- ⑯ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ⑰ 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 高圧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 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ㉒ 常設低圧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)

第11図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等) (1/2)



- ③ 原子炉格納容器温度
- ④ 原子炉圧力
- ⑤ 原子炉圧力 (S/A)
- ⑥ 原子炉圧力 (広帯域)
- ⑦ 原子炉水位 (広帯域)
- ⑧ 原子炉水位 (燃料域)
- ⑨ 原子炉水位 (S/A広帯域)
- ⑩ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ⑪ ドライウエル雰囲気温度
- ⑫ サプレッション・チェンバ雰囲気温度
- ⑬ サプレッション・プール温度
- ⑭ 原子炉圧力
- ⑮ サプレッション・チェンバ圧力
- ⑯ サプレッション・プール水位
- ⑰ 格納容器下部水位
- ⑱ 格納容器内水素濃度 (S/A)
- ⑲ 格納容器内酸素濃度 (S/A)
- ⑳ 格納容器雰囲気気放射線モニタ (D/W)
- ㉑ 格納容器雰囲気気放射線モニタ (S/C)
- ㉒ 起動領域計装
- ㉓ 平均出力領域計装

第11図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等) (2/2)



- ① 高圧代替注水系統流量
- ② 低圧代替注水系統流量
- ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑤ 高圧炉心スプレイ系統流量
- ⑥ 残留熱除去系統流量
- ⑦ 低圧炉心スプレイ系統流量
- ⑧ 低圧代替注水系統格納容器下部注水流量
- ⑨ 低圧代替注水系統格納容器上部注水流量
- ⑩ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
- ⑪ 代替循環冷却系格納容器入口温度
- ⑫ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑬ 残留熱除去系海水系統流量
- ⑭ 代替淡水貯槽水位
- ⑮ 西側高圧代替注水系統吐出圧力
- ⑯ 代替循環冷却系吐出圧力
- ⑰ 原子炉隔離時冷却系吐出圧力
- ⑱ 高圧炉心スプレイ系吐出圧力
- ⑲ 残留熱除去系吐出圧力
- ⑳ 低圧炉心スプレイ系吐出圧力
- ㉑ 常設低圧代替注水系統熱交換器
- ㉒ 緊急用海水系統流量 (残留熱除去系補機)

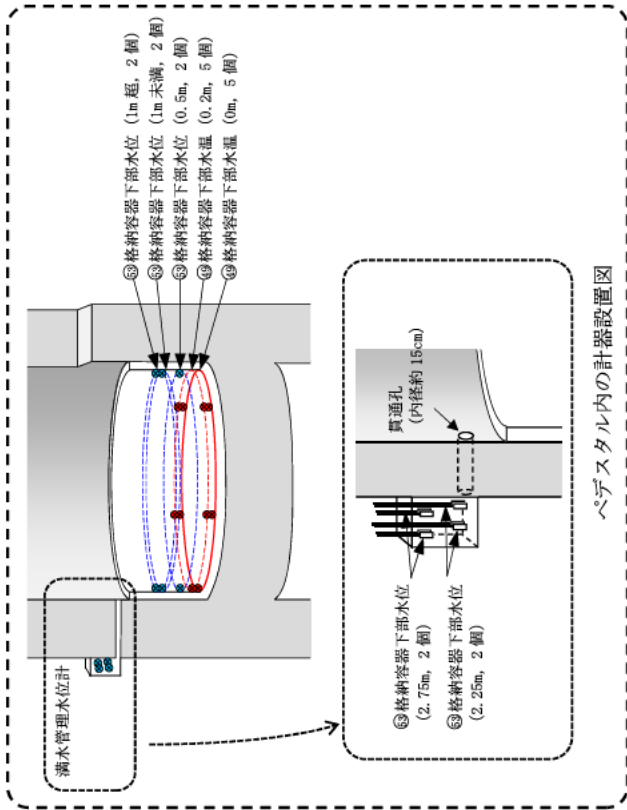
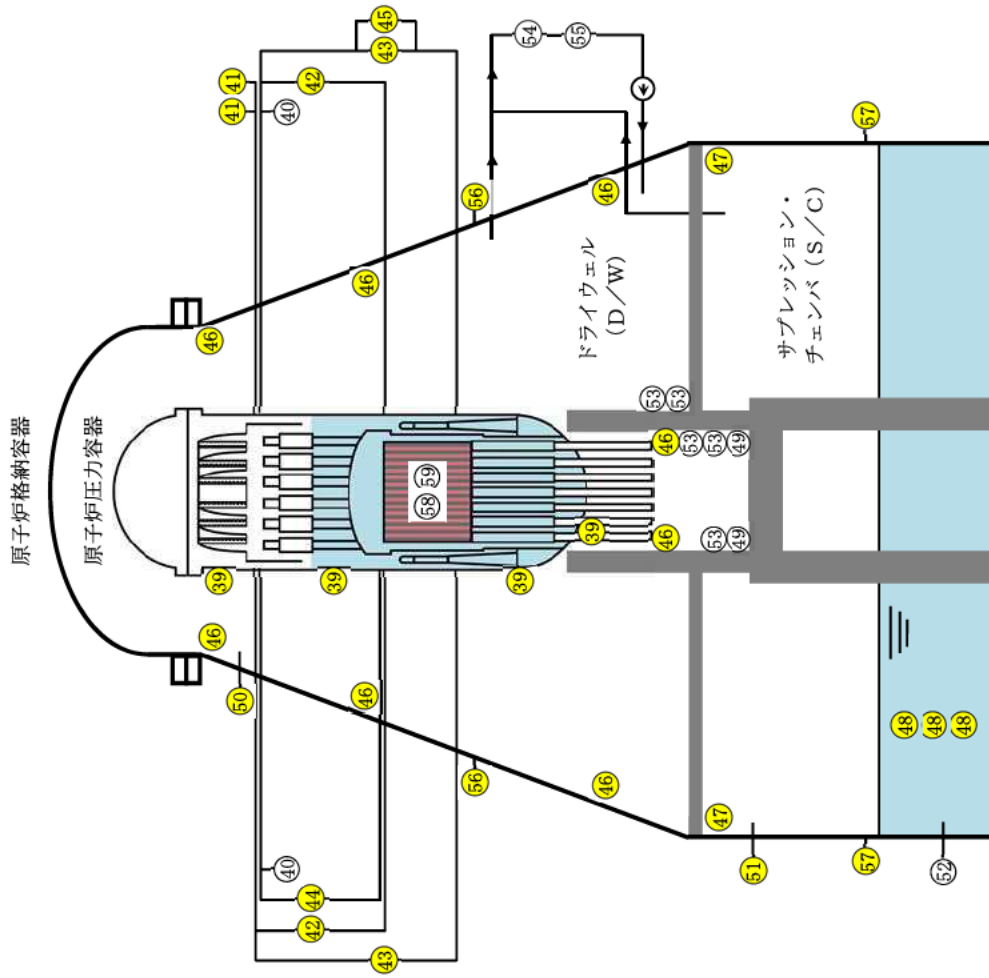
- ⑳ 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)
- ㉑ 使用済燃料プール温度 (SA)
- ㉒ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㉓ 使用済燃料プール監視カメラ
- ㉔ 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
- ㉕ 原子炉建屋水素濃度
- ㉖ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
- ㉗ フィルタ装置水位
- ㉘ フィルタ装置スクラビング水温度
- ㉙ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㉚ フィルタ装置入口水素濃度
- ㉛ 耐圧強化ベント系放射線モニタ

- ① 高圧代替注水系統流量
- ② 低圧代替注水系統流量
- ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ④ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑤ 高圧炉心スプレイ系統流量
- ⑥ 残留熱除去系統流量
- ⑦ 低圧炉心スプレイ系統流量
- ⑧ 低圧代替注水系統格納容器下部注水流量
- ⑨ 低圧代替注水系統格納容器上部注水流量
- ⑩ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
- ⑪ 代替循環冷却系格納容器入口温度
- ⑫ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑬ 残留熱除去系海水系統流量
- ⑭ 代替淡水貯槽水位
- ⑮ 西側高圧代替注水系統吐出圧力
- ⑯ 代替循環冷却系吐出圧力
- ⑰ 原子炉隔離時冷却系吐出圧力
- ⑱ 高圧炉心スプレイ系吐出圧力
- ⑲ 残留熱除去系吐出圧力
- ⑳ 低圧炉心スプレイ系吐出圧力
- ㉑ 常設低圧代替注水系統熱交換器
- ㉒ 緊急用海水系統流量 (残留熱除去系補機)

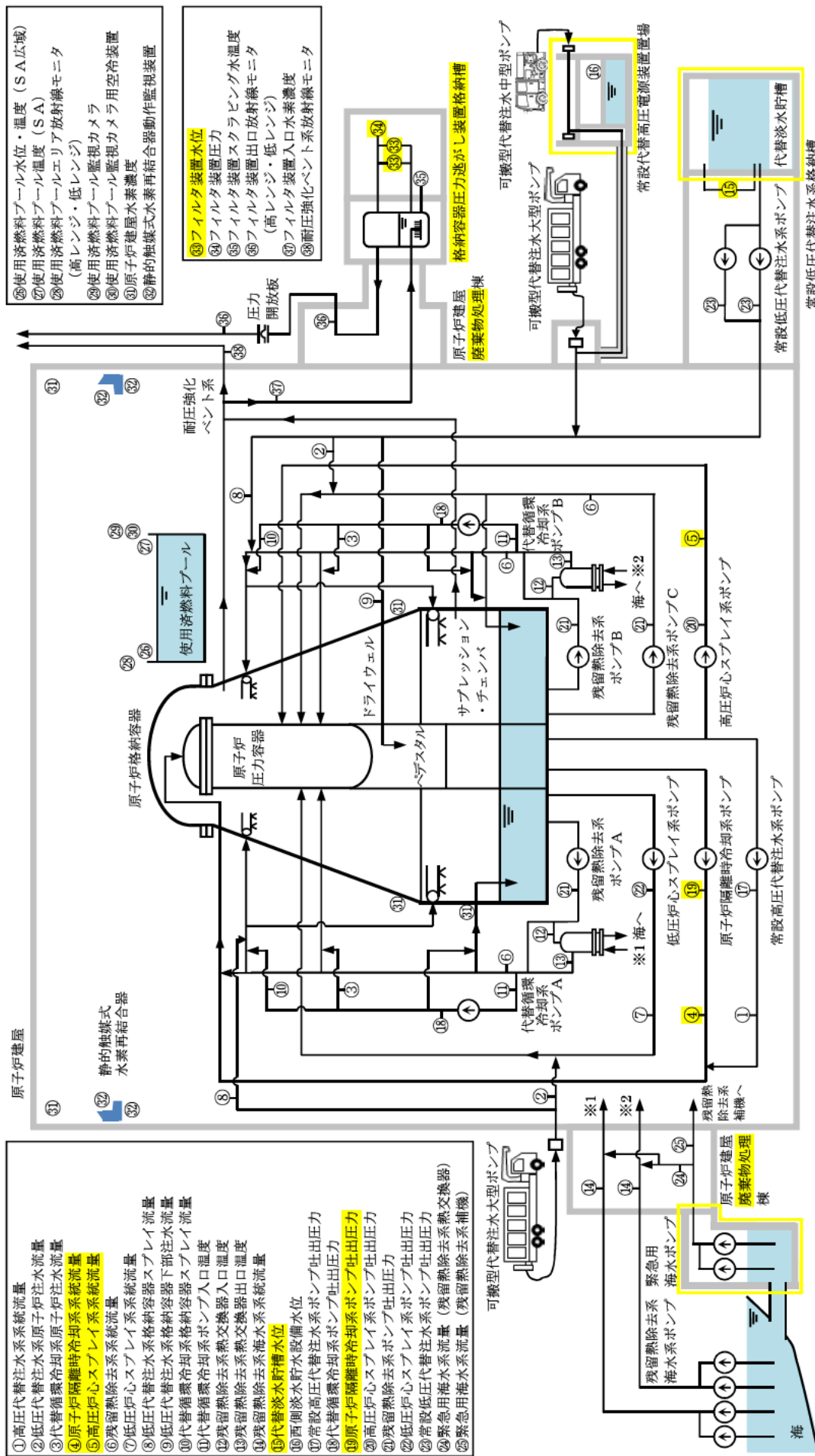
第12図 重大事故等対処設備 系統概略図

(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) (1/2)

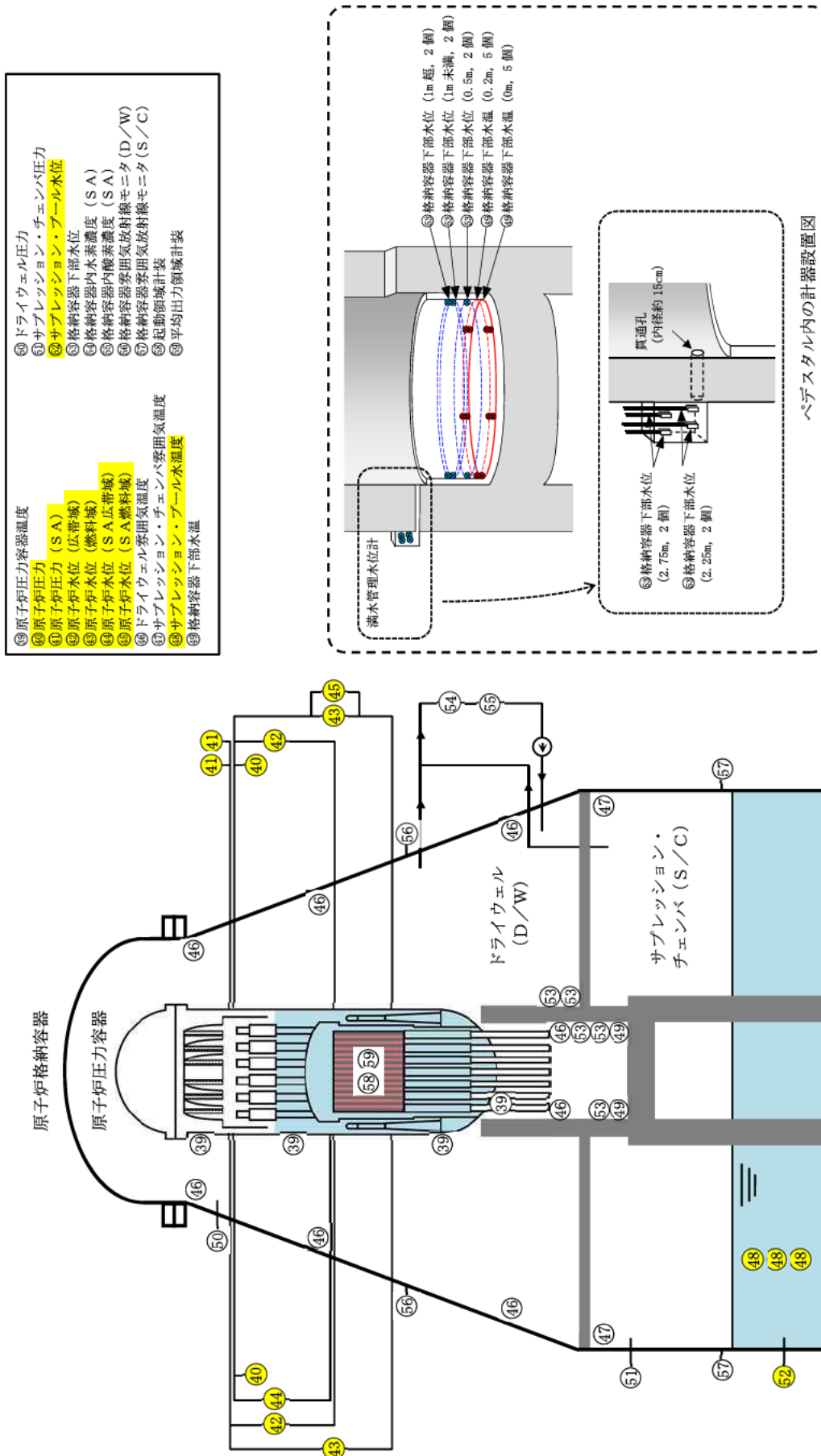
- ⑤ 原子炉圧力容器温度
- ⑥ 原子炉圧力
- ⑦ 原子炉圧力 (S/A)
- ⑧ 原子炉水位 (広帯域)
- ⑨ 原子炉水位 (燃料域)
- ⑩ 原子炉水位 (S/A広帯域)
- ⑪ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ⑫ サブプレッション・チェンバ水温度
- ⑬ サブプレッション・チェンバ水温
- ⑭ 原子炉圧力容器温度
- ⑮ サブプレッション・チェンバ圧力
- ⑯ サブプレッション・チェンバ水位
- ⑰ 格納容器下部水位
- ⑱ 格納容器内水素濃度 (S/A)
- ⑲ 格納容器内酸素濃度 (S/A)
- ⑳ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
- ㉑ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)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



第12図 重大事故等対処設備 系統概略図 (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) (2 / 2)



第13図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等) (1/2)



第13図 重大事故等対処設備 系統概略図 (1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等) (2 / 2)

主要パラメータと代替パラメータの相関関係による推定について（具体例）

推定ケース 1～推定ケース 1 2 における具体例を以下に示す（該当箇所を下線部に示す）。

推定ケース 1：同一物理量（温度，圧力，水位，流量，放射線量率，水素濃度及び中性子束）から推定する。

分類	原子炉压力容器内の水位
主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）
原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	① <u>主要パラメータの他チャンネル</u> ② <u>原子炉水位（S A 広帯域）</u> ② <u>原子炉水位（S A 燃料域）</u> 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 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力（S A） ④サプレッション・チェンバ圧力
代替パラメータ推定方法	
① <u>原子炉水位（広帯域）又は原子炉水位（燃料域）の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。</u> ② <u>原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）の計測が困難となった場合は、同一物理量の原子炉水位（S A 広帯域）及び原子炉水位（S A 燃料域）により推定する。</u> 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及び低圧炉心スプレイ系系統流量による注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して推定する。 ④ 原子炉圧力，原子炉圧力（S A）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧による原子炉压力容器の満水を推定する。 推定は， <u>主要パラメータの他チャンネル</u> を優先する。	
代替パラメータによる推定の具体例	
・ 同じ仕様のもので原子炉压力容器内の水位を計測することができ，原子炉の状態に依存することなく適用可能である。	

推定ケース 2：水位を水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定する。

分類	原子炉圧力容器内の水位	
主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）	
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） <u>②高圧代替注水系系統流量</u> <u>②低圧代替注水系原子炉注水流量</u> <u>②代替循環冷却系原子炉注水流量</u> <u>②原子炉隔離時冷却系系統流量</u> <u>②高圧炉心スプレイ系系統流量</u> <u>②残留熱除去系系統流量</u> <u>②低圧炉心スプレイ系系統流量</u> ③原子炉圧力 ③原子炉圧力（SA） ③サプレッション・チェンバ圧力	
代替パラメータ推定方法		
<p>① 原子炉水位（SA広帯域）及び原子炉水位（SA燃料域）の計測が困難となった場合は、同一物理量の原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）により推定する。</p> <p>② <u>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及び低圧炉心スプレイ系系統流量による注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して推定する。</u></p> <p>③ 原子炉圧力，原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧による原子炉圧力容器の満水を推定する。</p> <p>推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）を優先する。</p>		
代替パラメータによる推定の具体例		
<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA等により格納容器温度が上昇し、ドライウエル雰囲気温度の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。水位不明と判断した場合、次の方法により推定する。 第1図より原子炉圧力容器への注水流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水位を推定する。なお、炉心冷却状態を原子炉圧力容器温度にて合わせて確認する。 		

代替パラメータによる推定の具体例

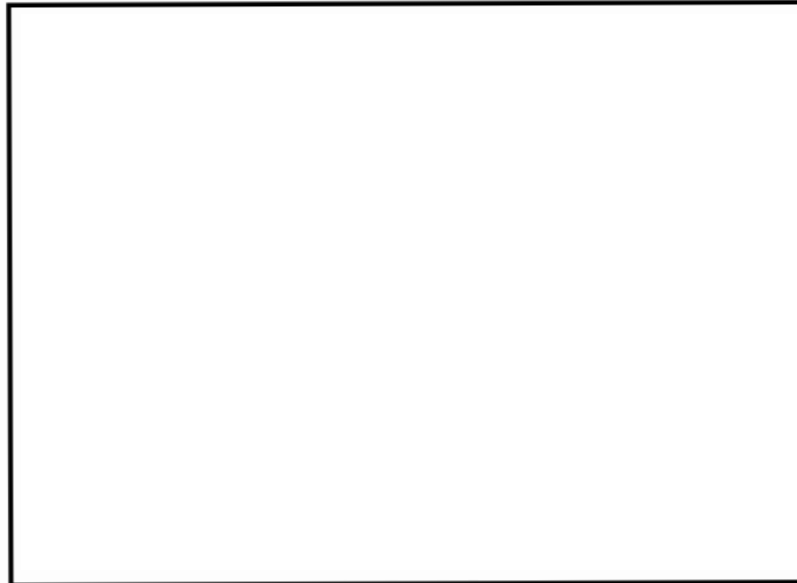
原子炉水位変化率 [mm/min]

= 原子炉圧力容器注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差 [m³/h]

/60 [min] /

原子炉圧力容器レベル換算 :

推定可能範囲 : 全範囲



第1図 原子炉圧力容器への注水量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用した水位の推定

推定ケース3：流量を注水先又は水源の水位変化を監視することにより推定する。

分類	原子炉压力容器への注水量	
主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）	
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）	
代替パラメータ推定方法		
① <u>高圧代替注水系系統流量の計測が困難になった場合、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。</u> ② 注水先の原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）及び原子炉水位（SA燃料域）の水位変化により注水量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さいサブプレッション・プール水位を優先する。		
代替パラメータによる推定の具体例		
<ul style="list-style-type: none"> サブプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて合わせて確認する。 <p>原子炉压力容器注水量 [m³/h] = <input type="text"/> ×1時間当たりに換算したサブプレッション・プール水位の上昇量 [cm/h] サブプレッション・プール水量レベル換算：<input type="text"/></p> <div style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%; margin-top: 20px;"></div> <p style="text-align: center;">第2図 サブプレッション・プールの水位容量曲線</p>		

推定ケース4：圧力から原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の水位を推定する。

分類	原子炉圧力容器内の水位
主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）
原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②高圧代替注水系系統流量 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 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力（SA） ③サプレッション・チェンバ圧力
代替パラメータ推定方法	
<p>① 原子炉水位（SA広帯域）又は原子炉水位（SA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。</p> <p>② 原子炉水位（SA広帯域）及び原子炉水位（SA燃料域）の計測が困難となった場合は、同一物理量の原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）により推定する。</p> <p>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及び低圧炉心スプレイ系系統流量による注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して推定する。</p> <p>④ <u>原子炉圧力，原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧による原子炉圧力容器の満水を推定する。</u></p> <p>推定は，原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）を優先する。</p>	
代替パラメータによる推定の具体例	
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器が満水であることを確認することで炉心冷却状態を確認する。 具体的には，逃がし安全弁により原子炉圧力が低圧状態で維持されている状態において，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）又は代替の注水系による原子炉圧力容器への注水により，原子炉水位が主蒸気管高さまで上昇し，逃がし安全弁から蒸気ではなく水が流れ出すことで原子炉圧力容器内の圧力が上昇し，原子炉圧力又は原子炉圧力（SA）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧が0.6MPa [gage] 以上であれば原子炉圧力容器を満水と推定する。 本推定方法は，原子炉水位の計測が困難^{*1}となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における原子炉の状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用する。 <p>※1 原子炉水位の計測が困難になる状況として機器の故障以外に，原子炉圧力とドライウェル雰囲気温度の関係から水位不明と判断する場合がある。これは，計測機器内部の水が外部から飽和温度以上に過熱されることで蒸発し，正確な指示を示さなくなる可能性があるためである。</p>	

推定ケース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。

分類	格納容器バイパスの監視	
主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）	
原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA）	①主要パラメータ（原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（SA））の他チャンネル ②ドライウエル雰囲気温度 ②ドライウエル圧力 ② [エリア放射線モニタ] ※2	
代替パラメータ推定方法		
<p>① 主要パラメータのうち，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉圧力及び原子炉圧力（SA）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。</p> <p>② <u>原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域），原子炉圧力及び原子炉圧力（SA）の監視が不可能となった場合には，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。</u></p> <p>推定は，主要パラメータ（原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（SA））の他チャンネルを優先する。</p>		
代替パラメータによる推定の具体例		
<ul style="list-style-type: none"> 格納容器バイパス発生監視の主要パラメータは，＜原子炉圧力容器パラメータ＞，＜原子炉格納容器パラメータ＞，＜原子炉建屋パラメータ＞に分けられる。 ＜原子炉圧力容器パラメータ＞の主要パラメータである原子炉水位（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）の計測が困難になった場合，代替パラメータの＜原子炉格納容器パラメータ＞，＜原子炉建屋パラメータ＞により推定する。 ＜原子炉圧力容器パラメータ＞の計測が困難になった場合，＜原子炉格納容器パラメータ＞に漏えいの傾向がないこと及び＜原子炉建屋パラメータ＞に漏えいの傾向があることにより，格納容器バイパスの発生を推定することができる。 		

※2：有効監視パラメータ

推定ケース 6：圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定する。

分類	原子炉格納容器内の圧力																			
主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）																			
ドライウエル圧力	① サプレッション・チェンバ圧力 ② <u>ドライウエル雰囲気温度</u> ③ [ドライウエル圧力] ※3																			
代替パラメータ推定方法																				
① ドライウエル圧力の計測が困難になった場合は、原子炉格納容器内の他の計測箇所であるサプレッション・チェンバ圧力による推定する。 ② <u>ドライウエル雰囲気温度により飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉格納容器内の圧力の推定を行う。</u> ③ 監視可能であればドライウエル圧力（常用代替監視パラメータ）により圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるサプレッション・チェンバ圧力を優先する。																				
代替パラメータによる推定の具体例																				
・ 原子炉格納容器内が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度／圧力 の関係を利用して第 3 図より原子炉格納容器内圧力の推定を行う。 推定可能範囲：0～0.71MPa [gage]																				
<table border="1"> <caption>第 3 図 飽和温度／圧力の関係</caption> <thead> <tr> <th>圧力 (kPa [gage])</th> <th>飽和温度 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>0</td><td>100</td></tr> <tr><td>100</td><td>120</td></tr> <tr><td>200</td><td>130</td></tr> <tr><td>300</td><td>140</td></tr> <tr><td>400</td><td>150</td></tr> <tr><td>500</td><td>160</td></tr> <tr><td>600</td><td>168</td></tr> <tr><td>700</td><td>175</td></tr> </tbody> </table>			圧力 (kPa [gage])	飽和温度 (°C)	0	100	100	120	200	130	300	140	400	150	500	160	600	168	700	175
圧力 (kPa [gage])	飽和温度 (°C)																			
0	100																			
100	120																			
200	130																			
300	140																			
400	150																			
500	160																			
600	168																			
700	175																			
第 3 図 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定																				
・ 本推定方法は、原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、事象初期に一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。																				

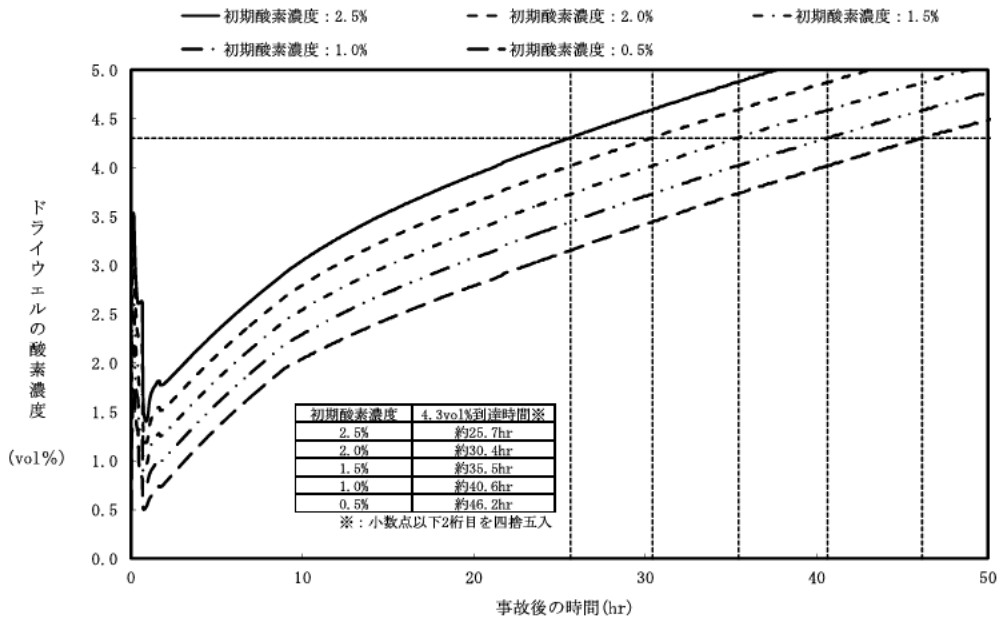
※3：常用代替監視パラメータ

推定ケース7：水素燃焼するおそれのある状態であるかを推定する。

分類	原子炉格納容器内の酸素濃度	
主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）	
格納容器内酸素濃度（SA）	①格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） ①格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C） ①ドライウエル圧力 ①サプレッション・チェンバ圧力 ②〔格納容器内酸素濃度〕※3	
代替パラメータ推定方法		
<p>① <u>格納容器内酸素濃度（SA）が困難になった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）にて炉心損傷を判断した後、評価結果（解析結果）により原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じるおそれのある状態であるかを推定する。</u></p> <p>② <u>事故後のドライウエル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力を監視することで、原子炉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。</u></p> <p>③ <u>監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用代替監視パラメータ）により酸素濃度を推定する。</u></p> <p>推定は、重要監視計器である格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）、格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）、ドライウエル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力を優先する。</p>		
代替パラメータによる推定の具体例		
<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの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、<u>第4(1)図及び第4(2)図</u>に示す初期酸素濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的なG値（沸騰状態の場合 $G(H_2)=0.4$、$G(O_2)=0.2$、非沸騰状態の場合 $G(H_2)=0.25$、$G(O_2)=0.125$）を入力とした評価結果（解析結果）により推定する。 ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により、<u>原子炉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）の流入の有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。</u> 		

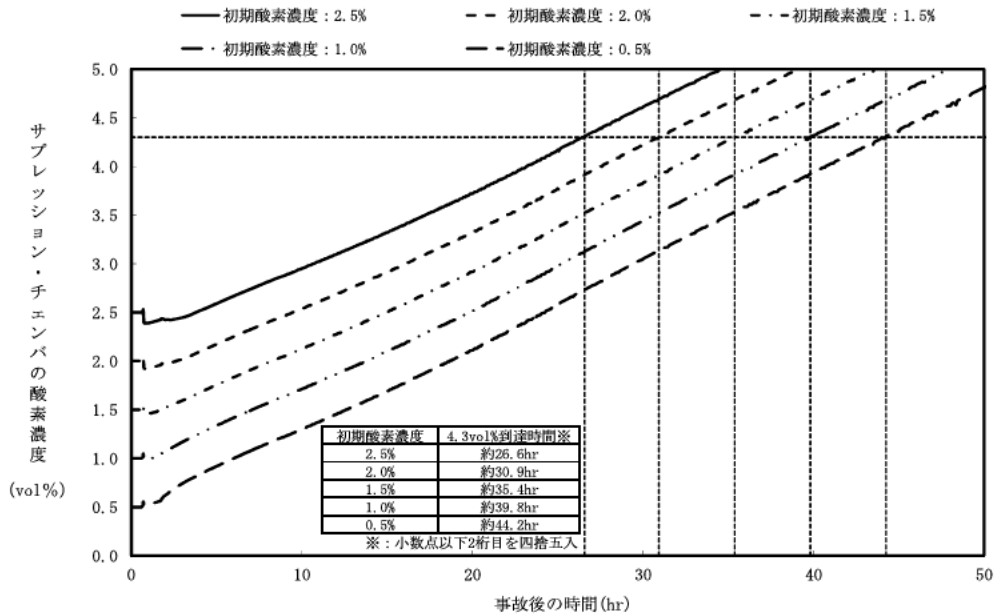
※3：常用代替監視パラメータ

代替パラメータによる推定の具体例



JOB No. MA47BNT2AE-3H6800225

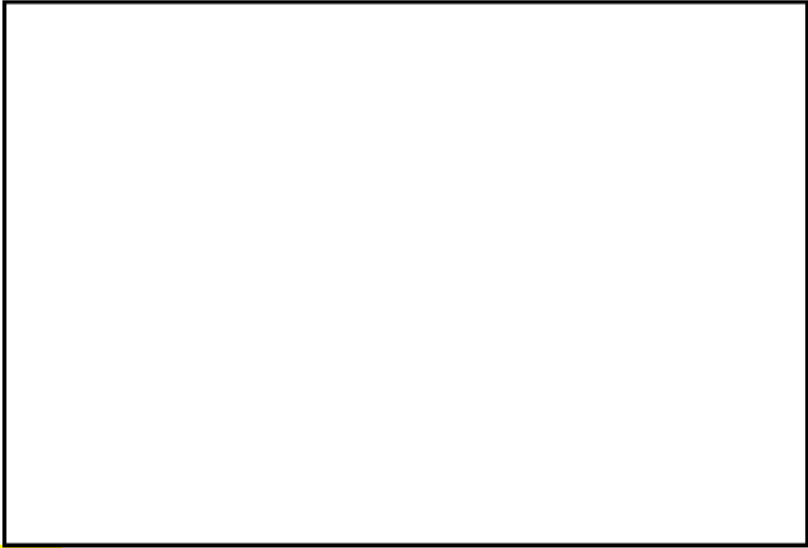
第4(1)図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」
 において代替循環冷却を使用する場合のドライウエルの酸素濃度変化
 （格納容器内への窒素供給なし）



JOB No. MA47BNT2AE-3H6800225

第4(2)図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」
 において代替循環冷却を使用する場合のサプレッション・チェンバの
 酸素濃度変化（格納容器内への窒素供給なし）

推定ケース 8 : 装置の作動状況により水素濃度を推定する。

分類	原子炉建屋内の水素濃度	
主要パラメータ	代替パラメータ (番号は優先順位を示す。)	
原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素再結合器動作監視装置	
代替パラメータ推定方法		
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困難になった場合は、静的触媒式水素再結合器動作監視装置 (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。		
代替パラメータによる推定の具体例		
・ 原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの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に導入された水素濃度とその時の静的触媒式水素再結合器入口／出口の差温度との関係) により推定する。		
		
<p>第 5 図 静的触媒式水素再結合器の入口／出口の差温度と水素濃度の関係</p>		
<p><u>水素濃度 1vol%程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の温度差は約 40K となる。</u></p>		
<p><u>水素濃度 4vol%程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の温度差は約 170K となる。</u></p>		

推定ケース 9：制御棒の位置指示により未臨界を推定する。

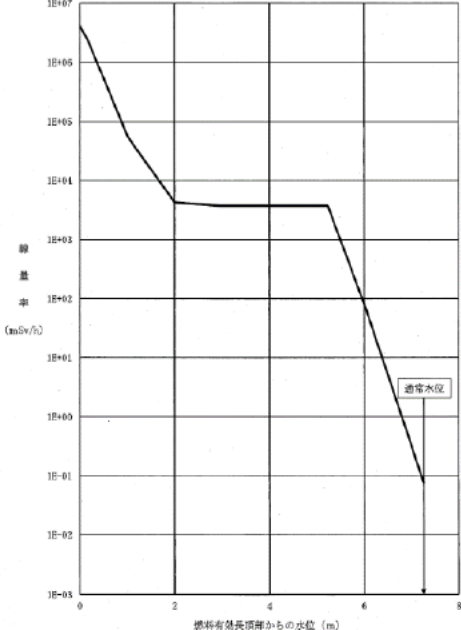
分類	未臨界の維持又は確認
主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）
起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③ <u>[制御棒操作監視系]</u> ※2
代替パラメータ推定方法	
① 起動領域計装の計測が困難になった場合は、同一物理量の主要パラメータの他チャンネルによる推定する。 ② 起動領域計装の監視が不可能となった場合には、平均出力領域計装により推定する。 ③ <u>制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。</u> 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
代替パラメータによる推定の具体例	
<ul style="list-style-type: none"> 制御棒は、原子炉が低温状態において臨界未滿に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する。 	

※2：有効監視パラメータ

推定ケース10：プラントの状態により最終ヒートシンクの確保を推定する。

分類	最終ヒートシンクの確保	
主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）	
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主要パラメータの他チャンネル（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） ② <u>ドライウエル雰囲気温度</u> ② <u>サプレッション・チェンバ雰囲気温度</u> ② <u>ドライウエル圧力</u> ② <u>サプレッション・チェンバ圧力</u>	
代替パラメータ推定方法		
<p>① 格納容器圧力逃がし装置の主要パラメータの計測が困難になった場合は，同一物理量の主要パラメータの他チャンネル（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）により推定する。</p> <p>② <u>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。</u></p> <p>推定は，主要パラメータの他チャンネル（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）を優先する。</p>		
代替パラメータによる推定の具体例		
<ul style="list-style-type: none"> 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困難になった場合，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・チェンバ圧力が低下傾向にあることにより，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 ドライウエル圧力，サプレッション・チェンバ圧力の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができることから，最終ヒートシンクへの熱移送が確保されていることを確認する。また，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の低下傾向を確認することができれば，原子炉格納容器内雰囲気の除熱が適切に行われていることを確認が可能である。 		

推定ケース 1 1 : 使用済燃料プールの状態を同一物理量 (温度), あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により, 使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。

分類	使用済燃料プールの監視	
	主要パラメータ	代替パラメータ (番号は優先順位を示す。)
使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)		<u>①使用済燃料プール温度 (SA)</u> <u>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)</u> <u>②使用済燃料プール監視カメラ</u>
代替パラメータ推定方法		
<p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>		
代替パラメータによる推定の具体例		
<p>・ 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) の計測が困難になった場合, 代替パラメータの使用済燃料プール温度 (SA) により, 使用済燃料プールの冷却状況を推定する。また, 代替パラメータの使用済燃料プールエリア放射線モニタにより水位/放射線量率の関係を利用して第 6 図より, 必要な水位が確保されていることを推定する。</p>		
		
<p>第 6 図 水位と放射線量率の関係</p>		
<p>・ 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) の計測が困難になった場合, 代替パラメータの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。</p>		

推定ケース12：デブリの冠水状態を温度により推定する。

分類	格納容器下部水位の監視	
主要パラメータ	代替パラメータ（番号は優先順位を示す。）	
格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ③代替淡水貯槽水位 ③西側淡水貯水設備水位 ④ [格納容器下部雰囲気温度] ※3	
代替パラメータ推定方法		
① 格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 低圧代替注水系格納容器下部注水流量から注水量を算出し、注水先である格納容器下部水位を推定する。 ③ 水源である代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の水位変化により、注水先である格納容器下部水位を推定する。 ④ <u>RPV破損後のデブリ少量落下時の注水の判断として、格納容器下部雰囲気温度(常用代替監視パラメータ)の温度(デブリが露出した場合デブリからの輻射熱等により温度が上昇)を計測することで、デブリの冠水状態を推定する。</u> 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。		
代替パラメータによる推定の具体例		
<ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部雰囲気温度は自主対策設備であるが、重大事故等時に計測が可能な場合は、格納容器下部雰囲気温度の温度(デブリが露出した場合デブリからの輻射熱等により温度が上昇)を計測することで、デブリの冠水状態を推定可能である。 		

※3：常用代替監視パラメータ

原子炉水位不明時の対応について

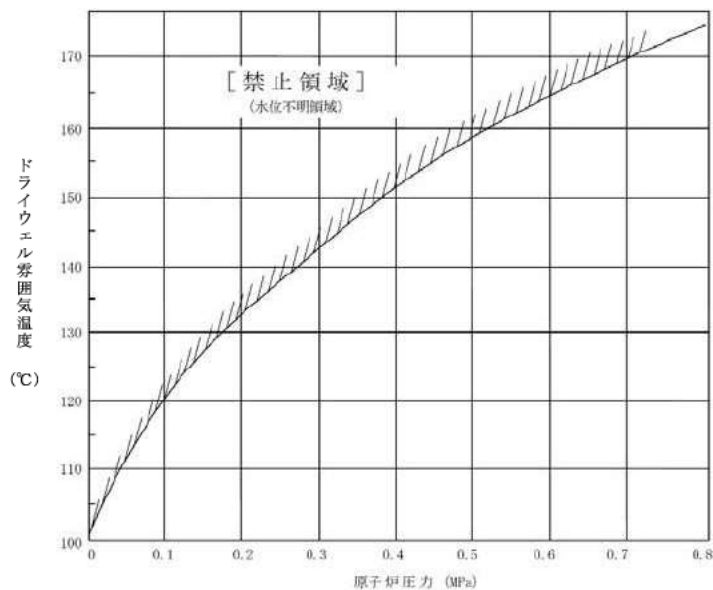
1. 概要

重大事故等対処設備とする原子炉水位計は、原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）並びに原子炉水位（S A 広帯域）及び原子炉水位（S A 燃料域）があり、それぞれの計測範囲で原子炉圧力容器内の水位を確認する。

2. 水位不明判断条件

以下の場合、原子炉水位不明と判断する。

- a. 原子炉水位指示計の電源が喪失した場合
- b. 原子炉水位計の指示に「ばらつき」があり、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることが判定できない場合
- c. ドライウェル雰囲気温度が、原子炉圧力に対する飽和温度に達した場合（不測事態「水位不明（C 3）」の中で定める水位不明判断曲線で水位不明領域に入った場合）



第1図 水位不明判断曲線

3. 有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」
における水位不明時の対応について

有効性評価の格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスでは、原子炉冷却材喪失（大破断LOCA）により、第1図に示す水位不明領域となるため、運転員は水位不明を判断する。

水位不明と判断した場合、原子炉水位LO以上まで冠水させるために必要な水量を注水する。具体的には、原子炉底部から原子炉水位LO以上まで冠水させるために必要な原子炉注水量及び注水した時点での崩壊熱による蒸発量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間を注水することとする。

4. 炉心損傷後における水位不明判断時の対応手順について

上記のとおり、炉心損傷後の対応手順として、LOCA時に水位不明を判断し外部水源に期待した原子炉注水を実施する場合には、手順に従い、第1表に示す原子炉水位LOまで水位回復させるために必要な注水時間を $230\text{m}^3/\text{h}$ 以上で継続して注水する。原子炉水位LO到達後に崩壊熱による蒸発量相当の注水量（以下「崩壊熱相当の注水量」という）よりも多い注水量で注水する場合には、原子炉に持ち込んだ水がLOCA破断口から格納容器へ流出しサプレッション・プール水位の上昇につながるため、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の開始時間が早まる。そのため、原子炉水位LO到達までに必要な注水時間の注水を実施後は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を可能な限り遅延させ環境への影響を低減させるため、崩壊熱相当の注水流量とする。

なお、サプレッション・プールを水源とした原子炉注水に切り替える場合には、崩壊熱相当の注水量には変更せず、所定の流量での注水を継続する。

第1表に示す必要注水時間は、原子炉底部から原子炉水位L0まで冠水させるために必要な注水量に加え、注水開始時点での崩壊熱除去に必要な注水量を考慮し設定した。

第1表 水位不明時の必要注水時間（L O C A）

原子炉水位L0到達までに必要な注水時間 (注水流量230m ³ /h以上)	
原子炉注水開始時間 (原子炉停止後の経過時間)	注水時間
5分～	55分
10分～	50分
15分～	45分
25分～	40分
1時間～	35分
12時間～	30分

5. 水位不明判断時の原子炉水位の推定手段について

上記のとおり、水位不明と判断した場合、原子炉注水流量及び必要な注水時間により、原子炉水位L0位置までの水位回復を判断する。

その後、原子炉水位をL0以上で維持するためには、崩壊熱相当の注水量以上での注水の継続及び原子炉圧力容器下部が健全であることが必要となる。仮に原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合には、原子炉水位L0以上を維持できない可能性があるが、漏えい水がペDESTAL（ドライウェル部）へ落下することで、格納容器下部水位及び格納容器下部水温が上昇すると考えられるため、以下のパラメータによって損傷炉心の冷却維持を判断することとする。

- ・崩壊熱相当の注水量以上で原子炉注水を継続していること
- ・格納容器下部水位及び格納容器下部水温の上昇がないこと

代替循環冷却系等のサプレッション・プールを水源とした注水手段を確保できる場合には、崩壊熱相当及び漏えいを補う注水量以上で注水を継続することで、原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合でも、サプレッション・プールの水位上昇を防止しつつ損傷炉心の冷却維持を図る。

一方、代替循環冷却系が使用できない場合において、原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合等には、原子炉水位LO到達の判断後に原子炉注水を崩壊熱相当の注水量とすると、原子炉水位が低下し損傷炉心の冷却維持ができない可能性がある。この場合、その後の事象進展により原子炉下部プレナムへ熔融炉心が移行することになるが、原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達した時点で、損傷炉心の冷却失敗を判断し、原子炉圧力容器破損に備えた対応を実施することとする。

上記のとおり、崩壊熱相当の注水量に調整した場合、損傷炉心の冷却維持ができず、いずれは原子炉圧力容器の破損に至る可能性があるが、崩壊熱相当の注水量に調整しない場合（流量低下しない場合）においても、サプレッション・プール水位の上昇により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を実施する際には、原子炉注水を崩壊熱相当の注水量に減少させる必要があり、その後、原子炉圧力容器の破損に至ることになる。

そのため、格納容器下部水位及び格納容器下部水温の上昇等により、損傷炉心の冷却失敗の兆候を確認した場合に、原子炉注水流量を増加させることはせず、原子炉水位LO到達を判断した時点で崩壊熱相当の注水量に変更することにより、サプレッション・プール水位上昇を抑制し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の実施を可能な限り遅延させることとする。したがって、破断位置等の違いによる注水手順の差異は生じない。

上記の原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段について第2表に示す。なお、流量計指示が正常な状況で崩壊熱相当の注水が失敗している場合には、注水配管の破断による漏えいが考えられるが、その場合に有意な変化を示すと考えられるパラメータを第3表に示す。格納容器スプレイの実施によりドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続しない等、状況によっては正確な判断が難しい場合が存在するが、第3表に記載の場合は注水失敗の傾向を判断することが可能と考えられる。ただし、注水が失敗している傾向を確認した場合においても崩壊熱相当の注水を継続し、最終的には原子炉压力容器表面温度（下鏡部）が300℃に到達した時点で注水不可を判断することとする。

第2表 原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段

推定事項	判断パラメータ
原子炉水位L0までの水位回復判断	原子炉注水流量と必要注水時間
損傷炉心の冷却維持判断 (原子炉水位L0以上の水位維持)	原子炉水位L0到達判断後, <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉注水流量 : 崩壊熱相当以上の流量 ・格納容器下部水位 : 上昇がないこと ・格納容器下部水温 : 上昇がないこと
損傷炉心の冷却失敗判断 (原子炉水位L0以下に低下, 炉心損傷の進展)	原子炉圧力容器温度(下鏡部) : 300℃到達

第3表 パラメータ推移

漏えい箇所	パラメータの推移
原子炉建屋内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋内の漏えい検知設備の作動により, 注水系統からの漏えいを判断可能な場合がある ・原子炉圧力容器内に崩壊熱相当の注水ができている場合, 発生した蒸気が炉心部で過熱され, 過熱蒸気として格納容器内に流出するため, 格納容器スプレイを実施していない場合においては, ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある ・常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系(常設)の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある
格納容器内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉へ注入する冷却水がドライウエルからベント管を通じてサブプレッション・プールに移行することで, サプレッション・プール水位が上昇する可能性がある ・原子炉圧力容器内に崩壊熱相当の注水ができている場合, 発生した蒸気が炉心部で過熱され, 過熱蒸気として格納容器内に流出するため, 格納容器スプレイを実施していない場合においては, ドライウエル雰囲気温度圧力の上昇が継続する可能性がある ・常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系(常設)の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある

R P V破損判断について

1. R P V破損に係る判断パラメータの考え方

炉心損傷後に原子炉へ注水されない場合、溶融炉心が原子炉压力容器の下部プレナムに落下（リロケーション）し、その後R P Vが破損することとなるが、リロケーション後のR P V破損のタイミングには不確かさが存在する。R P V破損後は、ペDESTALにデブリが落下することにより、格納容器圧力が上昇するとともにペDESTAL水が蒸発することから、格納容器スプレイ及びペDESTAL注水を実施するために、速やかにR P V破損を判断する必要がある。

このため、R P V破損前に、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知できる【破損徴候パラメータ】によって、R P V破損の徴候を検知し、徴候を検知した以降のR P V破損に至るまでの間はR P V破損を検知可能なパラメータ【破損判断パラメータ】を継続的に監視することによって、R P V破損判断の迅速性向上を図ることとする。

2. 個別パラメータ設定の考え方（第1表）

破損徴候パラメータとしては、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知可能なパラメータを設定する。

また、破損判断パラメータは、次の①及び②に適合するパラメータから設定する。

- ① R P V破損以外の原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因により、R P V破損と同様の傾向を示すことがないパラメータ（R P V破損の誤検知防止）（別添1）
- ② デブリの落下挙動の不確かさ^{*}を考慮した場合でも、変化幅が大きいパラメータ（R P V破損の迅速な判断）

^{*}原子炉注水機能が喪失した状態でR P Vが破損した場合には、CRDハウジング等のR P V貫通部溶接箇所が破損し、アブレーションによる破損口の拡大を伴いながら下部ヘッドに堆積したデブリが継続的にペDESTALへ落下する可能性が高いと考えられる。ただし、R P V破損前に原子炉注水機能が復旧した場合等、少量のデブリがペDESTALに落下する不確かさも存在すると考えられる。

破損徴候パラメータ及び破損判断パラメータは全て中央制御室で確認できるものとし、R P V破損判断の迅速性を確保する。

【破損徴候パラメータ】

- ・原子炉水位の「低下（喪失）」
- ・制御棒位置の指示値の「喪失数増加」
- ・R P V下鏡部温度（第1図）が「300℃到達」

【破損判断パラメータ】

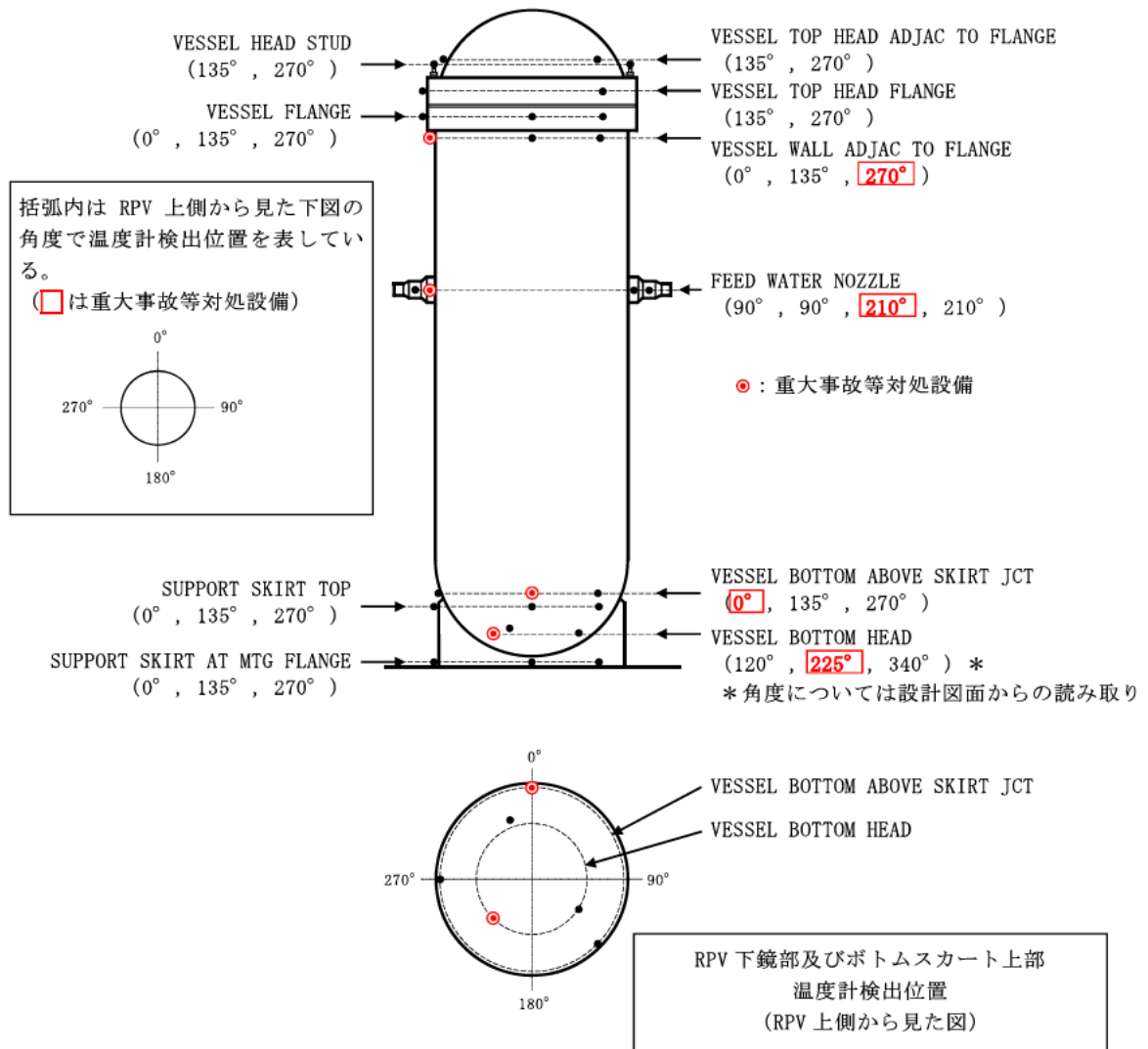
- ・ペDESTAL水温の「上昇」又は「指示値喪失」

なお、従来の非常時運転手順書Ⅲ及びアクシデントマネジメントガイドでは、“原子炉圧力の低下” “ドライウェル圧力の上昇” “ペDESTAL雰囲気

温度の上昇” “ドライウェル雰囲気温度の上昇”等を破損判断パラメータ（R P V破損時の変化が顕著で，同一のタイミングで変化した場合には破損判断の確実性が高いと考えられるパラメータ）及び破損判断の参考パラメータ（R P V破損時のあるパラメータの副次的な変化として確認されるパラメータや R P V破損時の変化幅が小さいパラメータ等）として定め，パラメータの挙動から総合的にR P V破損を判定することとしていた。しかし，これらのパラメータは，デブリ少量落下時のようにパラメータの変化幅が小さい場合など，上記①②のいずれかを満足せず，R P V破損を誤検知する可能性や迅速な判断に支障を来す可能性がある。このため，R P V破損の判断パラメータから除外するとともに，新規にペデスタル水温に係る計装設備を設置し，破損判断パラメータとして設定する。

第 1 表 過渡事象及びLOCA時のRPV破損判断パラメータ設定の理由

パラメータ	設定の理由
【破損徴候パラメータ】	
原子炉水位	原子炉水位の低下・喪失により、リロケーションに先立ち発生する炉心の露出を検知するものであり、RPV破損前における事象進展の把握のため設定。
制御棒位置	RPV下部に制御棒位置検出のためのケープルが設置されており、溶融炉心が下部プレナムに落下した際のケープル接触に伴う指示値喪失を検知することによりリロケーションの発生を検知可能であり、RPV破損前における事象進展の把握のため設定。
RPV下鏡部温度	RPV下鏡部温度 300℃到達を検知することにより、リロケーション発生後におけるRPV下鏡部の温度上昇を検知可能であり、破損徴候パラメータとして設定可能。なお、RPV内が 300℃到達の状態は、逃がし安全弁（安全弁機能）最高吹出圧力に対する飽和温度を超えており、RPV内が過熱状態であることを意味するため、リロケーション前に下部プレナムに水がある状態では到達しない。
【破損判断パラメータ】	
ペデスタル水温	<ul style="list-style-type: none"> RPV下鏡部温度により破損徴候を判定した以降、ペデスタル水温が顕著に上昇するのはRPV破損時のみであり、RPV破損の誤検知の恐れはない。 少量のデブリがペデスタルに落下する不確かさを考慮しても、ペデスタル水温計の上昇又は指示値喪失により、RPV破損の迅速な判断が可能。
【従来の破損判断パラメータ等】	
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 ドライウエル圧力 ドライウエル雰囲気温度 ペデスタル雰囲気温度、等 	以下の理由により、破損判断パラメータとして設定しない ・ LOCA 事象のリロケーション時等、RPV破損時と同様の傾向を示す場合が存在する。 又は ・ 少量のデブリがペデスタルに落下する不確かさを考慮した場合、変化幅が小さい。



第 58 条で重大事故等対処設備とする温度計の検出位置は代表性を考慮して RPV 上部，中部，下鏡部及びボトムスカート上部各々 1 箇所としている。

なお，東海第二発電所では下部炉心支持板で炉心を支えており，炉心損傷が進んで下部炉心支持板が崩壊すれば，全量の熔融炉心が下部プレナムに落下するとともに，下鏡部の温度が上昇し，いずれは RPV 破損に至る。このように RPV 破損前には，下部プレナムに全量の熔融炉心が落下することを考慮すると，RPV 破損の徴候を検知するには下鏡部の 1 つの温度計で十分と考えられるが，東海第二発電所では高さ方向及び径方向ともに位置的に分散された 2 箇所の温度計を重大事故等対処設備とし，RPV 破損徴候の検知性の向上を図っている。

第 1 図 RPV 温度計検出位置

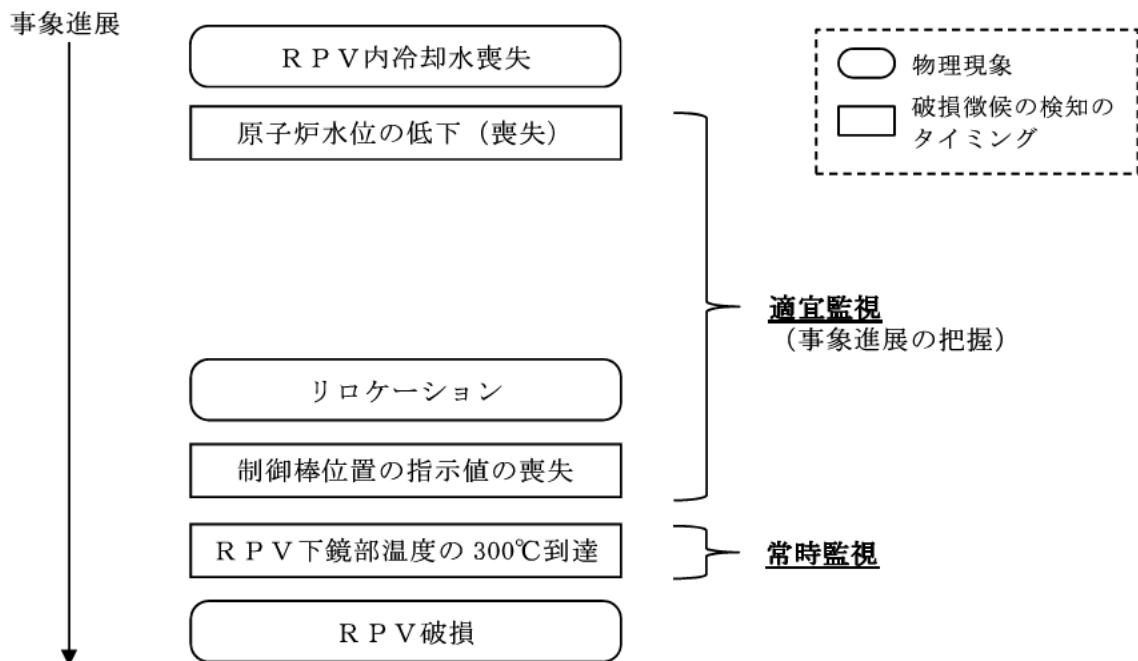
3. 個別パラメータによる検知の考え方について

2. で示した複数の個別パラメータを用いた、R P V破損の徴候及びR P V破損の検知方法について以下に記載する。

(1) R P V破損の徴候の検知方法について

第2図のとおり、事故発生後は、R P V内冷却水喪失、炉心損傷、リロケーションといった物理現象が事故の進展に応じて発生するが、その間に“原子炉水位の低下（喪失）”，“制御棒位置の指示値の喪失”及び“R P V下鏡部温度の 300℃到達”が検知され、その後R P Vが破損することとなる。

そこで、“原子炉水位の低下（喪失）”や“制御棒位置の指示値の喪失”を検知している状態では、機能喪失した機器の復旧等の作業を並行して実施する可能性等を考慮して破損判断パラメータを適宜監視することとするが、“R P V下鏡部温度の 300℃到達”を検知すればやがてR P V破損に至る可能性が高い状況であると判断し、破損判断パラメータを常時監視することとする。



第2図 R P V破損までの事象進展

(2) R P V破損の検知方法について

R P V破損の誤検知防止及びR P V破損の迅速な判断の観点から、“ペデスタル水温の上昇又は指示値喪失”が検知された場合に、R P V破損を判断することとする。

なお、ペデスタル水温を計測する測温抵抗体式温度計については、水温上昇そのものを検知するほか、測温部に高温のデブリが接触すると温度指示値は急上昇しオーバースケールする（温度上昇）。また、デブリとの反応に伴い測温部の導線周囲の絶縁材（MgO）の熔融等が発生すると、導線間の絶縁性が失われ短絡又は導通することにより、温度指示値がダウンスケールする（指示値喪失）。

(3) R P V下鏡部温度の監視に使用する計器について

R P V下鏡部温度を計測する計器については、重大事故等対処設備と設計基準対象施設が存在するが、このうち設計基準対象施設の計器については、重大事故時の耐環境性を有していない等の理由により、重大事故時に正しく指示値が出力されない可能性がある。

また、重大事故等対処設備の計器は重大事故時においても信頼性を有する設計であり、かつ位置的に分散して2箇所を設置することから、重大事故等対処設備の計器の監視によりR P V破損の徴候の検知は十分可能と考えられる。

以上より、重大事故等対処設備の計器が300℃に到達した場合にR P V破損の徴候を検知し、破損判断パラメータであるペデスタル水温を常時監視することを基本とする。ただし、重大事故等対処設備の計器が機能喪失する等の不測事態も考慮し、設計基準対象施設の計器が1つでも300℃に到達するような場合には、万が一のR P V破損判断の遅れを防止する観点から、R P V破損の徴候を検知し、破損判断パラメータである

ペDESTAL水温を常時監視することを手順書に記載することとする。

(4) 個別パラメータの位置付けを踏まえたR P V破損判断の成立性

制御棒位置を除く個別パラメータは重大事故等対処設備により計測されるため、重大事故時にパラメータ変動を検知可能であるが、制御棒位置の指示値については、S B O時等、重大事故時にパラメータ変動が確認できない可能性がある。ただし、その他のR P V破損の徴候に係る個別パラメータ（“原子炉水位の低下（喪失）”，“R P V下鏡部温度の300℃到達”）により事象の進展及びR P V破損の徴候が確認可能であり，“R P V下鏡部温度の300℃到達”が検知された以降は、破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。したがって、重大事故時に制御棒位置の指示値が確認できない場合でも、R P V破損判断の成立性に与える影響はない。

4. R P V破損の判断時間について

上述のとおり，“R P V下鏡部温度の300℃到達”が検知された以降は、破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。このため、実機においてR P Vが破損してデブリがペDESTALに落下した場合、時間遅れなく破損判断パラメータの変化傾向が確認可能であり、「実機においてR P Vが破損したタイミング」から「R P V破損判断の個別パラメータの確認開始」までの時間遅れは考慮不要と考えられる。

したがって、有効性評価においては、上記時間遅れを考慮せず、3. に示す“ペDESTAL水温の上昇又は指示値喪失”の確認に必要な時間を保守的に積み上げ、5分と想定している。さらに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の操作時間1分、格納容器下部注水系（常設）の操作時間1分を加え、R P V破損から7分後にペDESTALへの注水を開始する設定としている。

なお、ペDESTAL水プールの水位を 1m とした場合、R P V破損時点からデブリ露出までの時間は、過渡事象の場合で約 19 分間、事象進展の早い大破断 L O C A事象の場合で約 14 分間であり、R P V破損から 7 分後にペDESTALへの注水を開始することでデブリの冷却は維持される*。

*格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL注水流量は $80\text{m}^3/\text{h}$ であり、デブリからの崩壊熱による蒸散量より多いため、デブリ露出までの注水により冠水維持可能。露出までの余裕時間は、過渡事象の場合で約 12 分間（19 分－7 分）、大破断 L O C A事象の場合で約 7 分間（14 分－7 分）である。

事象進展を踏まえた R P V 破損判断の成立性

1. はじめに

R P V 破損は“ペDESTAL水温の上昇又は指示値喪失”を検知した場合に判断するが、R P V 破損以外の要因によって原子炉冷却材圧力バウンダリ外へ熱が急激に移行した場合に、“ペDESTAL水温の上昇又は指示値喪失”を検知することによる R P V 破損の誤判断の可能性について整理する。

添付資料 1. 15. 13. 3. (1)に記載のとおり、R P V 破損の徴候については、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知できるパラメータの指示値により判断している。“R P V 下鏡部温度の 300℃到達”は、リロケーションに伴う R P V 下鏡部の温度上昇を直接的に検知するものであり、徴候を誤検知することはないと考えられるため、以下ではリロケーションに伴う破損徴候検知後において、R P V 破損を誤判断する可能性について整理する。

2. 考慮する事象

過渡事象、L O C A 事象のそれぞれについて、R P V 破損以外の要因による原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行について考慮する。

(1) 過渡事象

R P V 破損までは原子炉冷却材圧力バウンダリの機能が健全であるため、原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては、「逃がし安全弁の作動」が考えられる。

(2) L O C A

原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては、リロケーショ

ン後における「破断口からの蒸気流出」が考えられる。

3. 考慮する事象とパラメータ変動の関係

過渡事象，LOCA事象のそれぞれについて，RPV破損を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動の関係をまとめた結果を第1表及び第2表に示す。従来の破損判断パラメータ等については，RPV破損時とその他要因で同様の傾向を示すパラメータは存在するものの，ペDESTAL水温はRPV破損時特有の挙動を示すことから，RPV破損以外の要因を考慮しても，RPV破損を誤判断することはなく，RPV破損判断の成立性に影響はない。

第 1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（過渡事象）

パラメータ	逃がし安全弁 作動	R P V 破損	判 断
【破損判断パラメータ】			
ペデスタル水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	R P V 破損時には、ペデスタル水温の指示値の上昇又は喪失が 検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウエル圧力	有意な変化なし	上昇	R P V 破損前の発生蒸気は逃がし安全弁から S / P 経由で排出 されるため、ドライウエル圧力に有意な変化はない
ドライウエル雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	R P V 破損前の発生蒸気は逃がし安全弁から S / P 経由で排出 されるため、ドライウエル雰囲気温度に有意な変化はない
ペデスタル雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	ペデスタル内にデブリが落下する前に有意な変化はない

第 2 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（LOCA）

パラメータ	破断口からの 蒸気流出	R P V 破損	判 断
【破損判断パラメータ】			
ペデスタル水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	R P V 破損時には、ペデスタル水温の指示値の上昇又は喪失が 検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウエル圧力	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ドライウエル雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ペデスタル雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示すが、R P V 破損後は溶融炉心からの放熱影響 により雰囲気温度の上昇がより顕著であると考えられる