

1.15 事故時の計装に関する手順等

< 目次 >

1.15.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

- a. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備
- b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備
- c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備
- d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備
- e. 手順等

1.15.2 重大事故等時の手順等

1.15.2.1 監視機能喪失

(1) 計器の故障

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

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

1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

- a. 所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電
- b. 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電
- c. 可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電
- d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視
- e. 重大事故等時の対応手段の選択

1.15.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

1.15.4 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台数整理
- 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 原子炉水位不明時の対応について
- 添付資料 1.15.8 自主対策設備仕様
- 添付資料 1.15.9 手順のリンク先について

1.15 事故時の計装に関する手順等

【要求事項】

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

【解釈】

- 1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。
 - a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）
 - b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。
 - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。
 - ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。
 - iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。
 - c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。
 - d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。

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

1.15.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等時において、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を実施するため、発電用原子炉施設の状態を把握することが重要である。当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、技術的能力に係る審査基準（以下「審査基準」という。）1.1～1.15の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータを抽出する（以下「抽出パラメータ」という。）。

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、格納容器破損防止対策等を成功させるための手順ではないため、各々の手順において整備する。

（添付資料1.15.3）

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

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

また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータ（以下「代替パラメータ」という。）を用いて対応する手段を整備し、重大事故等対処設備を選定する（第1.15-1図、第1.15-2図）。（以下「機能喪失原因対策分析」という。）

さらに、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等、想定される重大事故等の対応に必要なパラメータの記録手順及びそのために必要となる重大事故等対処設備を選定する。抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないパラメータについては、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータ（以下「補助パラメータ」という。）に分類し、第1.15-4表に整理する。なお、重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の設置許可基準規則第四十三条への適合状況のうち、(2)操作性（設置許可基準規則第四十三条第一項二）にて、適合性を整理する。

重大事故等対処設備のほかに、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：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

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

（添付資料 1.15.1）

主要パラメータは以下のとおり分類する。

・重要監視パラメータ

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

・有効監視パラメータ

主要パラメータのうち、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を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。

・有効監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器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は以下のとおり分類する。

主要パラメータを計測する計器は以下のとおり。

・重要計器

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

・常用計器

主要パラメータを計測する計器のうち、重要計器以外の自主対策設備の

計器をいう。

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要代替計器

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

- ・常用代替計器

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

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

(添付資料 1.15.2)

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。併せて、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化するために、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無についても整理する。

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

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

(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）を超過した場合を想定する。また、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失による計器電源の喪失を想定する。

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

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に主要パラメータを計測する計器が故障した場合、発電用原子炉施設の状態を把握するため、多重化された計器の他チャンネル^{※3}の計器により計測する手段及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する手段がある（第 1.15-3 表）。

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

他チャンネルによる計測に使用する計器は以下のとおり。

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

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要代替計器
- ・常用代替計器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、主要パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、当該パラメータの他チャンネルの重要計器は重大事故等対処設備として位置付ける。代替パラメータによる推定に使用する設備のうち、重要代替計器は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(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。併せて、その理由を示す。

- ・主要パラメータの他チャンネルの常用計器及び常用代替計器
耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。

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

(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を超えた場合は、発電用原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータを計測する計器により必要とするパラメータの値を推定する手段及び可搬型の計測器により計測する手段がある。

代替パラメータによる推定に使用する設備は以下のとおり。

- ・重要代替計器
- ・常用代替計器

可搬型の計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を超えた場合に、発電用原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、重要代替計器及び可搬型計測器は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(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。併せて、その理由を示す。

- ・常用代替計器

耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから、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手段及び設備

(a) 対応手段

監視する計器に供給する電源（以下「計器電源」という。）が喪失し、監視機能が喪失した場合に、代替電源（交流、直流）から給電し、当該パ

ラメータの計器により計測又は監視する手段がある。

また、計器電源が喪失した場合に、電源（乾電池）を内蔵した可搬型の計測器を用いて計測又は監視する手段がある。計器の電源構成を第 1.15-4 図に示す。

代替電源（交流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

代替電源（直流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 可搬型直流電源設備
- ・ 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備

可搬型の計測器による計測又は監視する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、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すべて網羅されている。

(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。併せて、その理由を示す。

- ・ 直流給電車

給電可能であれば重大事故等の対処に必要なパラメータの監視が可能となることから代替手段として有効である。

d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備

(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、放射線量率等、想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する手段がある。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置により構成される。

また、重大事故等時の有効監視パラメータ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を記録する設備は以下のとおり。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）
- ・中央制御室記録計

なお、その他の記録として、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。

- ・運転監視用計算機

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、可搬型計測器により測定したパラメータの値、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む）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すべて網羅されている。

(添付資料 1.15.1)

以上の重大事故等対処設備により、重要な監視パラメータを記録することができる。また、以下の設備は、プラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。併せて、その理由を示す。

- ・運転監視用計算機
- ・中央制御室記録計

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監視パラメータの記録が可能なことから代替手段として有効である。

e. 手順等

上記の「a. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備」, 「b. 原子炉圧力容器内の温度, 圧力及び水位, 並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備」, 「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, 運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時操作要領書(徴候ベース), 原子力災害対策手順書及びAM設備別操作要領書に定める(第1.15-1表)。

1.15.2 重大事故等時の手順等

1.15.2.1 監視機能喪失

(1) 計器の故障

主要パラメータを計測する計器が、故障により計測することが困難となった場合、当該パラメータを推定する手順を整備する（第 1.15-3 表）。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータを計測する重要計器が故障した場合^{※1}。

※1：重要計器の指示値に、以下のような変化があった場合

- ・通常時や事故時に想定される値から、大きな変動がある場合
- ・複数ある計器については、それぞれの指示値の差が大きい場合
- ・計器信号の喪失に伴い、指示値が計測範囲外にある場合
- ・計器電源の喪失に伴い、指示値の表示が消滅した場合

b. 操作手順

計器の故障の判断及び対応手順は、以下のとおり。

- ①中央制御室運転員Aは、発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータについて、他チャンネルの重要計器がある場合には、当該計器により当該パラメータを計測する。
また、当該パラメータの常用計器が監視可能であれば確認に使用する。
- ②中央制御室運転員Aは、読み取った指示値が正常であることを、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より確認する。
- ③当該パラメータが計測範囲外、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には、当直副長は、あらかじめ選定した重要代替監視パラメータの計測を中央制御室運転員に指示する。
- ④中央制御室運転員Aは、読み取った指示値を当直副長に報告する。なお、常用代替計器が使用可能であれば、併せて確認する。
- ⑤当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ重要代替監視パラメータの指示値から主要パラメータの推定を依頼する。
- ⑥緊急時対策本部は、緊急時対策要員に重要代替監視パラメータの値から主要パラメータの推定を指示する。
- ⑦緊急時対策要員は、主要パラメータの推定結果を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑧緊急時対策本部は、当直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

上記の計測及び推定は、中央制御室運転員1名、緊急時対策要員1名で対応が可能である。速やかに作業ができるように、推定手順を整備する。

d. 代替パラメータでの推定方法

主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータによる推定を行う。

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

推定に当たっては、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、使用環境条件等、以下に示す事項及び計測される値の不確かさを考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。

- ・ 基準配管に水を満たした構造の計器で計測するパラメータについては、急激な原子炉減圧等により基準配管の水が蒸発し、不確かな指示を示すことがある。そのような状態が想定される場合は、関連するパラメータを複数確認しパラメータを推定する。なお、原子炉水位及び原子炉圧力を除き、基準配管の水位変動に起因する不確かさを考慮する必要はない。
- ・ 常用代替計器が監視機能を維持している場合、重大事故等の対処に有効な情報を得ることができる。ただし、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、パラメータの値、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態であるため、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、重大事故等発生時と校正時の状態変化による影響を考慮する。
- ・ 圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさを生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態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)

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であり、具体的な推定方法については、第 1.15-3 表に整理する。

- ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度、中性子束及び酸素濃度）により推定するケース
- ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及びポンプ出口圧力により推定するケース
- ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定するケース
- ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定するケース
- ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定するケース
- ・注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定するケース
- ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定するケース
- ・あらかじめ評価したパラメータの相関関係により酸素濃度を推定するケース
- ・装置の作動状況により水素濃度を推定するケース
- ・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定するケース
- ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定するケース
- ・燃料プールの状態を同一の物理量（水位）、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、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
- ・原子炉圧力容器内の圧力とサブプレッション・チェンバの圧力の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定するケース

(添付資料 1.15.6)

e. 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は、第 1.15-3 表にて定める優先順位にて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

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

(添付資料 1.15.5)

・原子炉圧力容器内の温度

原子炉圧力容器内の温度を計測する計器の計測範囲は、0～500℃である。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棒有効長頂部以下になった場合、原子炉圧力容器温度の計測範囲を超える場合があるが、重大事故等時における損傷炉心の冷却失敗及び原子炉圧力容器の破損徴候を検知する温度は、300℃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計器の計測範囲は、0～11MPa [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計器の計測範囲は、気水分離器下端を基準とした－900cm～150cm であり、原子炉水位制御範囲（レベル 3～8）及び燃料棒有効長底部まで計測できるため、重大事故等時において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。

原子炉圧力容器内の水位のパラメータである、原子炉水位の計測範囲を超えた場合、高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち、機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。

また、発電用原子炉の満水確認は原子炉圧力又は原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧により、原子炉圧力容器内

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

・原子炉圧力容器への注水量

原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータは、高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量である。

高圧原子炉代替注水流量の計測範囲は、 $0 \sim 150 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である高圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量は、 $93 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の計測範囲は、 $0 \sim 150 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量は、 $99 \text{m}^3/\text{h}$ 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。

高圧炉心スプレイポンプ出口流量の計測範囲は、 $0 \sim 1,500 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である高圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量は、 $1,314 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧原子炉代替注水系（常設）による代替注水流量（常設）の計測範囲は、 $0 \sim 300 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時の最大注水量は、 $230 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による低圧原子炉代替注水流量の計測範囲は、 $0 \sim 200 \text{m}^3/\text{h}$ （狭帯域は $0 \sim 50 \text{m}^3/\text{h}$ ）としており、計測対象である低圧原子炉代替注水系（可搬型）の原子炉圧力容器への注水時の最大注水量は、 $70 \text{m}^3/\text{h}$ 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。

残留熱除去ポンプ出口流量の計測範囲は、 $0 \sim 1,500 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である残留熱除去ポンプの最大注水量は $1,380 \text{m}^3/\text{h}$ 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。

低圧炉心スプレイポンプ出口流量の計測範囲は、 $0 \sim 1,500 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である低圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量は $1,314 \text{m}^3/\text{h}$ 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。

残留熱代替除去系原子炉注水流量の計測範囲は、 $0 \sim 50 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水時の最大注水量は $30 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

・原子炉格納容器への注水量

原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータは、代替注水流量（常設）、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量である。

格納容器代替スプレイ系（常設）による代替注水流量（常設）の計測範囲は、 $0 \sim 300 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である格納容器代替スプレイ系（常設）による格納容器スプレイ時の最大注水量は、 $120 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器代替スプレイ流量の計測範囲は、 $0 \sim 150 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ時の最大注水量は、 $120 \text{m}^3/\text{h}$ 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。

ペDESTAL代替注水系（常設）による代替注水流量（常設）の計測範囲は、 $0 \sim 300 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象であるペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部注水時における最大注水量は、 $200 \text{m}^3/\text{h}$ 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。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL代替注水流量の計測範囲は、 $0 \sim 150 \text{m}^3/\text{h}$ （狭帯域は $0 \sim 50 \text{m}^3/\text{h}$ ）としており、計測対象であるペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部注水時における最大注水量は、 $120 \text{m}^3/\text{h}$ 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。

残留熱代替除去系による残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の計測範囲は、 $0 \sim 150 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である残留熱代替除去系による格納容器スプレイ時における最大注水量は、 $120 \text{m}^3/\text{h}$ 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。

a. 代替パラメータによる推定

重大事故等時において、計器の計測範囲を超過した場合、代替パラメータによる推定を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時に、原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合。

(b) 操作手順

計器の計測範囲超過の判断及び対応手順は、以下のとおり。

- ①中央制御室運転員Aは、発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータについて、他チャンネルの重要計器がある場合には、当該計器により当該パラメータを計測する。

- また、当該パラメータの常用計器が監視可能であれば確認に使用する。
- ②中央制御室運転員Aは、読み取った指示値が正常であることを、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より確認する。
 - ③当該パラメータが計測範囲外にある場合には、当直副長は、あらかじめ選定した重要代替監視パラメータの計測を中央制御室運転員に指示する。
 - ④中央制御室運転員Aは、読み取った指示値を当直副長に報告する。なお、常用代替計器が使用可能であれば、併せて確認する。
 - ⑤当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ重要代替監視パラメータの指示値から主要パラメータの推定を依頼する。
 - ⑥緊急時対策本部は、緊急時対策要員に重要代替監視パラメータの値から主要パラメータの推定を指示する。
 - ⑦緊急時対策要員は、主要パラメータの推定結果を緊急時対策本部へ報告する。
 - ⑧緊急時対策本部は、当直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

上記の計測及び推定は、中央制御室運転員1名、緊急時対策要員1名で対応が可能である。速やかに作業ができるように、推定手順を整備する。

b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

重大事故等時において、主要パラメータが計器の計測範囲を超過した場合、可搬型計測器による計測を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第1.15-5図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型計測器によるパラメータの計測開始を指示する。
- ②現場運転員B及びCは、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乾電池と交換する。
- ③現場運転員B及びCは、廃棄物処理建物1階のあらかじめ定めた端子台にて、測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続し、測定を開始する。

④現場運転員B及びCは，可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り，換算表により工学値に換算し，記録する。

(c) 操作の成立性

上記の操作対応は1測定点当たり，現場運転員2名にて実施し，作業開始を判断してから所要時間は20分以内で可能である。2測定点以降は10分追加となる。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，照明及び通信連絡設備を整備する。また，作業環境（作業空間，温度等）に支障がないことを確認する。

1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

(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及び直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合に、代替電源（交流，直流）から計器へ給電する手順及び可搬型計測器により，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

a. 所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に，所内常設蓄電式直流電源設備であるB-115V系蓄電池，B1-115V系蓄電池（SA）又は常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池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」にて整理する。

なお，所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器については第1.15-2表に示す。

b. 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に，常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機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。

c. 可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電

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，可搬型直流電源設備である高圧発電機車，B1-115V系充電器（SA），SA用115V系充電器又は可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備である直流給電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。

d. 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，中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち，手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器で計測又は監視を行う手順を整備する。

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

なお，可搬型計測器により計測可能な計器については第1.15-2表に示す。

（添付資料 1.15.5）

(a) 手順着手の判断基準

計器電源が喪失し、中央制御室でパラメータ監視ができない場合。

(b) 操作手順

可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第 1.15-5 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型計測器によるパラメータの計測開始を指示する。
- ②現場運転員 B, C は、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乾電池と交換する。
- ③現場運転員 B, C は、廃棄物処理建物 1 階のあらかじめ定めた端子台にて、測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続し、測定を開始する。
- ④現場運転員 B, C は、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、換算表により工学値に換算し、記録する。

(c) 操作の成立性

上記の操作対応は 1 測定点当たり、現場運転員 2 名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は 20 分以内で可能である。2 測定点以降は 10 分追加となる。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、照明及び通信連絡設備を整備する。また、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。

(添付資料 1.15.4)

e. 重大事故等時の対応手段の選択

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

全交流動力電源喪失が発生した場合には、所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備から計測可能な計器に給電される。

所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備から給電されている間に、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から計器に給電する。

常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が困難となった場合で直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備又は直流給電車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。

1.15.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により計測結果を記録する。

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

主要パラメータのうち記録可能なものについて、自主対策設備である運転監視用計算機及び中央制御室記録計により計測結果等を記録する。

有効監視パラメータの計測結果の記録について整理し、第 1.15-5 表に示す。

(1) 手順着手の判断

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）は、常時記録であり、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機又は可搬型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、14 日間の記録容量を持っている。重大事故等時のパラメータの値を継続して確認できるよう、記録された計測結果が記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。

b. 現場指示計の記録

現場運転員は、現場操作時に監視する手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータの現場指示計がある場合には、記録用紙へ記録する。

c. 可搬型計測器の記録

現場運転員は、「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. 運転監視用計算機の記録

(a) 運転日誌

運転監視用計算機が稼働状態にあれば、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) 状態変化記録

運転監視用計算機が稼働状態にあれば、プロセス値の異常な状態変化を記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

プラントの過渡変化によるトリップ事象発生時、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作動状況を記録し、中央制御室にて事象発生時に自動で帳票印刷する。

(c) 事故時データ収集記録

運転監視用計算機が稼働状態にあれば、事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため、定められたプロセス値のデータを自動で収集、記録し、中央制御室にて事象発生時に自動で帳票印刷する。

e. 中央制御室記録計による記録

中央制御室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、中央制御室にてチャート用紙に自動で記録する。

(3) 操作の成立性

安全パラメータ表示システム（SPDS）による記録は、安全パラメータ表示システム（SPDS）の記録容量（14日間）を超える前に、緊急時対策所にて緊急時対策要員1名で行う。室内での端末操作であるため、対応が可能である。

現場指示計及び可搬型計測器の記録は記録用紙への記録であり、現場運転員2名で対応が可能である。

また、中央制御室記録計に記録されたチャート紙の交換は、中央制御室運転員1名で対応が可能である。

1.15.4 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。

原子炉建物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物等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

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

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

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，対処設備，手順書一覧

分類	機能喪失を想定する 重大事故等対処設備	対応 手段	対処設備		手順書	
監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネル による計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「重要計器の監視・復旧」	
			主要パラメータの他チャンネルの常用計器	自主対策 設備		
		代替パラメータ による推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備		
			常用代替計器	自主対策 設備		
	計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータ による推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備		原子力災害対策手順書 「重要計器の監視・復旧」
			常用代替計器	自主対策 設備		
可搬型計測器 による計測		可搬型計測器	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書（徴候ベ- ース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「可搬型計測器による計測」		
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源（交流） からの給電	常設代替交流電源設備	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書（徴候ベ- ース） 「電源復旧」	
			可搬型代替交流電源設備			
			代替所内電気設備			
		代替電源（直流） からの給電	所内常設蓄電式直流電源設備	重大事故等 対処設備		
			常設代替直流電源設備			
			可搬型直流電源設備			
			直流給電車			自主対策 設備
		可搬型計測器 による計測	可搬型計測器	重大事故等 対処設備		事故時操作要領書（徴候ベ- ース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「可搬型計測器による計測」
-	-	パラメータ記録	安全パラメータ表示システム（SPDS）（SPD Sデータ収集サーバ，SPDS伝送サーバ，SPD Sデータ表示装置）	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「SPDSによるパラメータ記録 結果の保存」	
			運転監視用計算機	自主対策 設備	-	
			中央制御室記録計			

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) (1/18)

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※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	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 (SA)	2	0 ~ 500°C	最大値: 302°C	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準 (300°C) に対して、500°C までを監視可能。	- (S s)	SA 用 直流電源	熱電対	可	③③
	原子炉圧力※1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ					
	原子炉圧力 (SA) ※1									
	原子炉水位 (広帯域) ※1									
	原子炉水位 (燃料域) ※1									
	原子炉水位 (SA) ※1									
残留熱除去系熱交換器入口温度※1						「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ				
原子炉圧力※2	2	0 ~ 10MPa [gauge]	最大値: 8.29MPa [gauge]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.68MPa [gauge]) を包絡する範囲として設定。なお、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。	S		区分 I, II バイタル 交流電源	弾性圧力 検出器	可	③④
原子炉圧力 (SA) ※2	1	0 ~ 11MPa [gauge]	最大値: 8.29MPa [gauge]	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 s)		SA 用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	③⑤
原子炉水位 (広帯域) ※1										
原子炉水位 (燃料域) ※1										
原子炉水位 (SA) ※1										
原子炉圧力容器温度 (SA) ※1					「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					

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8: 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。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。

※12: 所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (2/18)

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 ^{※12}	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15-3 図No.
③ 原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ^{※2}	2	-400~150cm ^{※3}	-798~132cm ^{※3}	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) 及び燃料棒有効長底部まで監視可能である。	S	区分 I, II バイタル 交流電源	差圧式 水位 検出器	可	⑤
	原子炉水位 (燃料域) ^{※2}	2	-800~-300cm ^{※3}			S	区分 I, II バイタル 交流電源	差圧式 水位 検出器	可	⑥
	原子炉水位 (SA) ^{※2}	1	-900~150cm ^{※3}			- (S s)	SA用 直流電源	差圧式 水位 検出器	可	⑧
	高压原子炉代替注水流量 ^{※1}									
	代替注水流量 (常設) ^{※1}									
	低压原子炉代替注水流量 ^{※1}									
	低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ^{※1}									
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ^{※1}									
	高压炉心スプレイポンプ出口流量 ^{※1}									
	残留熱除去ポンプ出口流量 ^{※1}									
原子炉圧力 ^{※1}										
原子炉圧力 (SA) ^{※1}										
サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ^{※1}										
<p>② 原子炉压力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ</p> <p>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</p>										

④ 原子炉压力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ

※1：重要代替監視パラメータ
 ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉压力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・ブール通常水位 (EL5610)。
 ※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。
 ※8：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。
 ※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。
 ※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分IIバイタル交流電源を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (3/18)

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※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
④ 原子炉压力容器への注水量 (1/2)	高压原子炉代替注水流量	1	0 ~ 150m ³ /h	—※8	高压原子炉代替注水ポンプの最大注水量 (93m ³ /h) を監視可能である。	— (S s)	S A 用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	①
	代替注水流量 (常設)	1	0 ~ 300m ³ /h	—※8	低压原子炉代替注水ポンプの最大注水量 (230m ³ /h) を監視可能。	— (S s)	S A 用 直流電源	超音波式 流量 検出器	—	②
	低压原子炉代替注水流量	2	0 ~ 200m ³ /h	—※8	大量送水車を用いた低压原子炉代替注水系 (可搬型) における最大注水量 (70m ³ /h) を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量 (12m ³ /h) を監視可能。	— (S s)	S A 用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	③ ^a ③ ^b
	低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	0 ~ 50m ³ /h	—※8		— (S s)	S A 用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	0 ~ 150m ³ /h	0 ~ 99m ³ /h	原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量 (99m ³ /h) を監視可能。	S	区分 II 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑥
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0 ~ 1, 500m ³ /h	0 ~ 1, 314m ³ /h	高压炉心スプレイ・ポンプの最大注水量 (1, 314m ³ /h) を監視可能。	S	区分 III 交流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑦
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0 ~ 1, 500m ³ /h	0 ~ 1, 380m ³ /h	残留熱除去ポンプの最大注水量 (1, 380m ³ /h) を監視可能。	S	区分 I, II 交流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑧
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0 ~ 1, 500m ³ /h	0 ~ 1, 314m ³ /h	低压炉心スプレイ・ポンプの最大注水量 (1, 314m ³ /h) を監視可能。	S	区分 I 交流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑨
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	0 ~ 50m ³ /h	—※8	残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量 (30m ³ /h) を監視可能。	S	S A 用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑩

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉压力容器零レベルより 1, 328cm)。 ※4: 基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時値なし。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。

※12: 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S A 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (4/18)

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※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
④ 原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	サブレーション・プールの水位 (SA) ※1									「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 「④水源の確保」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
	低圧原子炉代替注水槽水位※1									
	原子炉水位 (広帯域) ※1									
	原子炉水位 (燃料域) ※1									
	原子炉水位 (SA) ※1									

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器霧レベルより 1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：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。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び非常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II直流電源及び区分IIバイタル交流電源を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (5/18)

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 ^{※12}	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑤ 原子炉格納容器への注水量	代替注水量 (常設)				「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					
	格納容器代替スプレイ流量	2	0~150m ³ /h	-※8	大量送水車を用いた格納容器代替スプレイ系 (可搬型) における最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。	- (S s)	S A 用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	④
	ベデスタル代替注水流量	2	0~150m ³ /h	-※8	大量送水車を用いたベデスタル代替注水系 (可搬型) における最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量 (12m ³ /h) を監視可能。	- (S s)	S A 用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑤ ^a ⑤ ^b
	ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	2	0~50m ³ /h	-※8		- (S s)	S A 用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ 流量	1	0~150m ³ /h	-※8	残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。	S	S A 用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑩
	低圧原子炉代替注水槽水位 ^{※1}				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ					
	ドライウエル水位 ^{※1}									
	サブレーション・プール水位 (S A) ^{※1}				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ					
	ドライウエル水位 ^{※1}									
	サブレーション・プール水位 (S A) ^{※1}				「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					
	ベデスタル水位 ^{※1}									
	残留熱代替除去系原子炉注水流量 ^{※1}				「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					
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ^{※1}				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ					

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：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。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S A 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (6/18)

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※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
㉔ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) ※2	7	0 ~ 300°C	最大値: 145°C	原子炉格納容器の限界温度 (200°C) を監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	熱電対	可	㉔
	ペダスタル温度 (SA) ※2	2	0 ~ 300°C	最大値: 145°C	原子炉格納容器の限界温度 (200°C) を監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	熱電対	可	㉕
	ペダスタル水温度 (SA)	2	0 ~ 300°C	-※8	原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。	- (S s)	SA用 直流電源	熱電対	可	㉖
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) ※2	2	0 ~ 200°C	最大値: 88°C	原子炉格納容器の限界温度 (200°C) を監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	熱電対	可	㉗
	サブプレッション・プール水温度 (SA) ※2	2	0 ~ 200°C	最大値: 88°C	原子炉格納容器の限界圧力 (2 Pd : 853kPa [gage]) におけるサブプレッション・プールの飽和温度 (約 178°C) を監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	测温 抵抗体	可	㉘
	ドライウエル圧力 (SA) ※1									
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ※1									

「㉗原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8: 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。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵トラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。

※12: 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II直流電源及び区分IIバイタル交流電源を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (7/18)

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※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	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 (SA) ※2	2	0 ~ 1,000kPa [abs]	最大値: 324kPa [gage]	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 853kPa [gage]) を監視可能。	-	SA用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	④
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ※2	2	0 ~ 1,000kPa [abs]	最大値: 206kPa [gage]						
	ドライウエル温度 (SA) ※1									
	ペダスタル温度 (SA) ※1									
	サブレーション・チェンバ温度 (SA) ※1									
⑥ 原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ										

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4: 基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり, 平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8: 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。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。

※12: 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は, SA用直流電源, 区分II直流電源及び区分IIバイタル交流電源を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (8/18)

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※12	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15-3 図No.
⑧ 原子炉格納容器内の水位	ドライウエル水位	3	-3.0m※5, -1.0m※5, +1.0m※5	-※8	重大事故等時において、溶融炉心の事前注水量を監視可能。 ペデスタル代替注水系 (可搬型) の崩壊熱に余裕を見た注水の停止を判断できる位置 (格納容器底面+1.0m) を監視可能。	- (S s)	S A用 直流電源	電極式 水位 検出器	可	④⑦
	サブプレッション・ブール水位 (S A) ※2	1	-0.80~5.50m※4	-0.5~0 m※4	ウェットウェルベント操作可否判断を把握できる範囲を監視可能。 (サブプレッション・ブールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動 (低下) 水位: -0.5m についても監視可能。)	- (S s)	S A用 直流電源	差圧式 水位 検出器	可	④⑥
	ペデスタル水位	4	+0.1m※6, +1.2m※6, +2.4m※6, +2.4m※6	-※8	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水深 (+2.4m) があることを監視可能。	- (S s)	S A用 直流電源	電極式 水位 検出器	可	④⑧
	代替注水流量 (常設) ※1									
	低圧原子炉代替注水流量※1									
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ※1									
	格納容器代替スプレイ流量※1									
	ペデスタル代替注水流量※1									
	ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ※1									
	低圧原子炉代替注水水位※1									

「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ

「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッション・ブール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※8: 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。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は7箇所。

※12: 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S A用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱバイタル交流電源を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (9/18)

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 ^{※12}	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑨ 原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器水素濃度 (B系) ^{※2}	1	0 ~ 5 vol% / 0 ~ 100 vol%	0 ~ 2.0 vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の 水素濃度が変動する可能性のある範 囲 (0 ~ 16.4 vol%) を監視可能。	S	区分 II 交流電源	熱伝導式 水素 検出器	-	⑭
	格納容器水素濃度 (S A) ^{※2}	1	0 ~ 100 vol%	0 ~ 2.0 vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の 水素濃度が変動する可能性のある範 囲 (0 ~ 16.4 vol%) を監視可能。	- (S s)	S A 用 交流電源	熱伝導式 水素 検出器	-	⑮
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドワイヴエール)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	約 10Sv/h 未満 ^{※9}	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後 に炉心損傷した場合は約 10Sv/h) を 把握する上で監視可能 (上記の判断 値及び推定値は原子炉停止後の経過 時間とともに低くなる)。	S	区分 I, II バイタル 交流電源	電離箱	-	⑯
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	約 10Sv/h 未満 ^{※9}	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後 に炉心損傷した場合は約 10Sv/h) を 把握する上で監視可能 (上記の判断 値及び推定値は原子炉停止後の経過 時間とともに低くなる)。	S	区分 I, II バイタル 交流電源	電離箱	-	⑰

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉压力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8: 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。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。

※12: 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S A 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (10/18)

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※12	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15-3 図№
⑩ 未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装※2	4	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の 約 21 倍	原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお、中性子源領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。	S	区分 I, II 交流電源	核分裂 計数管	-	㉔
	平均出力領域計装※2	6 ※7	0 ~ 125% ($1.2 \times 10^{22} \sim 2.8 \times 10^{24} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	S	区分 I, II バイタル 交流電源	核分裂 電離箱	-	㉕

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：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。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S A 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (11/18)

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 ^{※12}	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑫ 最終ヒートシンクの確保 残留熱代替除去系	サブプレッション・プール水温度 (SA) ^{※2}				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ					
	残留熱除去系熱交換器出口温度				「⑫最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ					
	残留熱代替除去系原子炉注水流量 ^{※2}				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ					
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ 流量 ^{※2}				「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ					
	原子炉水位 (広帯域) ^{※1}				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ					
	原子炉水位 (燃料域) ^{※1}									
	原子炉水位 (SA) ^{※1}									
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ^{※1}					「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ				
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) ^{※1}					「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ				
	ドライヴェル温度 (SA) ^{※1}									
原子炉圧力容器温度 (SA) ^{※1}					「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					

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：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。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II直流電源及び区分IIバイタル交流電源を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (12/18)

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※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.	
⑫ 最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	8	[]	—※8	系統待機時におけるスクラバ容器水位の範囲 (1,700mm~1,900mm) 及びフィルタ装置機能維持のための系統運転時の下限水位から上限水位の範囲を監視可能。	— (S s)	SA用 直流電源	差圧式 水位 検出器	可	⑭	
	スクラバ容器圧力	4	0 ~ 1 MPa [gauge]	—※8	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルタベント系の最高使用圧力 (0.853MPa [gauge]) が監視可能。	— (S s)	SA用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑮	
	スクラバ容器温度	4	0 ~ 300℃	—※8	格納容器フィルタベント系の最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。	— (S s)	SA用 直流電源	熱電対	可	⑯	
	第 1 ベントフィルタ出口放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ)		2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—※8	格納容器ベント実施時 (炉心損傷していない場合) に、想定される第 1 ベントフィルタ出口の最大放射線量率 (約 $1.6 \times 10^1 \text{ Sv/h}$) を監視可能。	— (S s)	SA用 直流電源	電離箱	—	⑰
			1	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	—※8	格納容器ベント実施時 (炉心損傷していない場合) に、想定される第 1 ベントフィルタ出口の最大放射線量率 (約 $6.5 \times 10^{-2} \text{ mSv/h}$) を監視可能。	— (S s)	SA用 直流電源	電離箱	—	
		第 1 ベントフィルタ出口水素濃度	1	$0 \sim 20 \text{ vol}\%$ / $0 \sim 100 \text{ vol}\%$	—※8	格納容器ベント停止後の莖素によるパージを実施し、第 1 ベントフィルタ出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界 (4 vol%) 未満であることが監視可能。	—	SA用 交流電源	熱伝導式 水素濃度 検出器	—	⑱
		ドライウェル圧力 (SA) ※1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ								
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ※1									
		格納容器水素濃度 (B系) ※1	「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ								
		格納容器水素濃度 (SA) ※1									

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用するための、設計基準事故時は値なし。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II直流電源及び区分IIバイタル交流電源を電源とした計器である。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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) (13/18)

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※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑫ 最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※2	2	0 ~ 200°C	最大値 : 90°C	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最高使用温度 (116°C) を監視可能。	S	区分 I, II 交流電源 S A 用 直流電源	熱電対	可	⑬
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0 ~ 200°C	最大値 : 90°C	残留熱代替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最高使用温度 (185°C) を監視可能。	S	区分 I, II 交流電源 S A 用 直流電源	熱電対	可	⑭
	残留熱除去ポンプ出口流量	「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								
	原子炉圧力容器温度 (S A) ※1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ								
	サブレーション・プールの水温度 (S A) ※1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ								
	残留熱除去系熱交換器冷却水流量※1	2	0 ~ 1,500m ³ /h	0 ~ 1,218m ³ /h	残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量 (1,218m ³ /h) を監視可能。移動式代替熱交換器設備の最大流量 (600m ³ /h) を監視可能。	S	区分 I, II 交流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑮
	残留熱除去ポンプ出口圧力※1	「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ								

※1 : 重要代替監視パラメータ ※2 : 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3 : 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4 : 基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5 : 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6 : 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7 : 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8 : 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。

※9 : 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10 : 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11 : 検出点は 7 箇所。

※12 : 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S A 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (14/18)

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※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位 (広帯域) ※2				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ					
	原子炉水位 (燃料域) ※2									
	原子炉水位 (S A) ※2									
	原子炉圧力 ※2									
	原子炉圧力 ※2									
	原子炉圧力 ※2									
	原子炉圧力 ※2									
	原子炉圧力 ※2									
	原子炉圧力 ※2									
	原子炉圧力 ※2									
原子炉格納容器内の状態	原子炉圧力容器温度 (S A) ※1				「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					
	ドラウウェル温度 (S A) ※2									
原子炉格納容器内の状態	ドラウウェル圧力 (S A) ※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・チェンバ圧力 (S A) ※1									
原子炉建物内の状態	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	0 ~ 4 MPa [gage]	最大値： 1.0MPa [gage]	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統の最高使用圧力 (1.0MPa [gage]) を監視可能。	S	区分 I, II バイタル 交流電源	弾性圧力 検出器	可	⑩
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	0 ~ 5 MPa [gage]	最大値： 2.0MPa [gage]	低圧炉心スプレイ系の運転時における、低圧炉心スプレイ系統の最高使用圧力 (2.0MPa [gage]) を監視可能。	S	区分 I バイタル 交流電源	弾性圧力 検出器	可	⑪
	原子炉圧力 ※1									
	原子炉圧力 (S A) ※1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ					

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：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。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S A 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (15/18)

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※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑭ 水源 の 確 保 (1 / 2)	低圧原子炉代替注水槽水位	1	0 ~ 1,500m ³ (0 ~ 12,542mm)	—※8	低圧原子炉代替注水槽の底部から上 端 (0 ~ 1,495m ³) を監視可能である。	— (S s)	S A 用 直流電源	差圧式 水位 検出器	可	⑰
	サブプレシジョン・プールの水位 (S A) ※2				「⑧原子炉格納容器の水位」を監視するパラメータと同じ					
	高圧原子炉代替注水流量※1				「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ					
	代替注水流量 (常設) ※1									
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量※1									
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量※1									
	残留熱除去ポンプ出口流量※1									
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量※1									
	残留熱代替除去系原子炉注水流量※1									

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4：基準点はサブプレシジョン・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：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。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S A 用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱバイタル交流電源を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (16/18)

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 ^{※12}	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15-3 図No.	
④ 水源の確保 (2/2)	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 ^{※1}	2	0 ~ 4 MPa [gage]	-**s	重大事故等時における, 低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用圧力 (3.92MPa [gage]) を監視可能。	- (S s)	S A 用直流電源	弾性圧力検出器	可	⑱	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ^{※1}	1	0 ~ 10MPa [gage]	最大値: 9.02MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系の運転時における, 原子炉隔離時冷却系統の最高使用圧力 (9.02MPa [gage]) を監視可能。	S	区分 II 直流電源	弾性圧力検出器	可	⑲	
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ^{※1}	1	0 ~ 12MPa [gage]	最大値: 8.93MPa [gage]	高圧炉心スプレイ系の運転時における, 高圧炉心スプレイ系統の最高使用圧力 (8.93MPa [gage]) を監視可能。	S	区分 III 直流電源	弾性圧力検出器	可	⑳	
	残留熱除去ポンプ出口圧力 ^{※1}	「③格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ									
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ^{※1}										
	残留熱代替ポンプ出口圧力 ^{※1}	2	0 ~ 3 MPa [gage]	-**s	重大事故等時における, 残留熱代替ポンプの最高使用圧力 (2.5MPa [gage]) を監視可能。	- (S s)	S A 用直流電源	弾性圧力検出器	可	㉑	
	原子炉水位 (広帯域) ^{※1}	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ									
	原子炉水位 (燃料域) ^{※1}										
	原子炉水位 (S A) ^{※1}										

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッジョン・プールの通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり, 平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8: 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。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。

※12: 所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は, S A 用直流電源, 区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (17/18)

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 ^{※12}	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15-3 図No.
⑮ 原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	1	0 ~ 10vol%	— ^{※8}	重大事故等時において、原子炉建物内の水素燃焼の可能性 (水素濃度: 4 vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的触媒式水素処理装置にて、原子炉建物内の水素濃度を可燃限界である 4 vol% 未満に低減する)。	— (S s)	S A 用 交流電源	触媒式水素 検出器 熱伝導式水素 検出器	—	⑳
	静的触媒式水素処理装置入口温度 ^{※1} 静的触媒式水素処理装置出口温度 ^{※1}	2 2	0 ~ 100℃ 0 ~ 400℃	— ^{※8}	重大事故等時において、静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度を監視可能。	— (S s)	S A 用 直流電源	熱電対	可	㉑ ^a ㉑ ^b
⑯ 原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (B系) ^{※2}	1	0 ~ 5 vol% / 0 ~ 25 vol%	4.3 vol% 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が変動する可能性のある範囲 (0 ~ 3.0 vol%) を監視可能。	S	区分 II 交流電源	熱磁気風 式酸素 検出器	—	㉒
	格納容器酸素濃度 (S A) ^{※2}	1	0 ~ 25 vol%	4.3 vol% 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が変動する可能性のある範囲 (0 ~ 3.0 vol%) を監視可能。	— (S s)	S A 用 交流電源	磁気力式 酸素 検出器	—	㉓
	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ^{※1}									
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレンジオン・チェンバ) ^{※1} ドライウエル圧力 (S A) ^{※1} サブレンジオン・チェンバ圧力 (S A) ^{※1}									
<p>「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</p> <p>「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</p>										

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4: 基準点はサブレンジオン・プール通常水位 (EL5610)。

※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8: 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。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。

※12: 所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S A 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II バイタル交流電源を電源とした計器である。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (18/18)

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※12	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15-3 図No.	
⑩ 燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA) ※2	1	-4.30~7.30m※10 (EL31218~42818)	6,982mm※10 (EL42500)	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から底部付近までの範囲にわたり水位を監視可能。	- (S s)	SA用 交流電源	ガイド パルス式 水位検出 器	-	㉔	
	燃料プール水位・温度 (SA) ※2	1 ※11	-1,000~6,710mm※10 (EL34518~42228)	6,982mm※10 (EL42500)	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	C (S s)	区分Ⅱ 直流電源	熱電対	可	㉕	
			0~150℃	最大値： 65℃	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プールの温度を監視可能。						
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ※2	1	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	-※8	重大事故等時により変動する可能性がある放射線量率の範囲 (10 ⁻³ ~10 ⁷ mSv/h) にわたり監視可能。	重大事故等時により変動する可能性がある放射線量率の範囲 (10 ⁻³ ~10 ⁷ mSv/h) にわたり監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	電離箱	-	㉖
			10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h								
燃料プール監視カメラ (SA) ※2	1	-	-※8	重大事故等時において燃料プールの状況を監視可能。	重大事故等時に燃料プールの状況を監視可能。	- (S s)	カメラ： SA用 直流電源 冷却設 備；SA用 交流電源	赤外線 カメラ	-	㉗	

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。

※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。

※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：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。

※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱ交流電源を電源とした計器である。

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, 放射線量率, 酸素濃度, 中性子束及び酸素濃度) により推定する。
- ケース 2 : 水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及びポンプ出口圧力により推定する。
- ケース 3 : 流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定する。
- ケース 4 : 除熱状態を温度, 圧力, 流量等の傾向監視により推定する。
- ケース 5 : 圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定する。
- ケース 6 : 注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定する。
- ケース 7 : 未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定する。
- ケース 8 : 酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定する。
- ケース 9 : 酸素濃度を装置の作動状況により推定する。
- ケース 10 : エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定する。
- ケース 11 : 原子炉格納容器への空気 (酸素) の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定する。
- ケース 12 : 燃料プールの状態を同一の物理量 (水位), 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, 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 13 : 原子炉圧力容器内の圧力とサブプレッション・チェンバの圧力の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定する。

なお、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。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	① 主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	① 原子炉圧力容器温度 (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 原子炉圧力容器温度 (SA) 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j利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。また、スクラム後、原子炉水位が燃料棒有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③ 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		② 原子炉圧力 ② 原子炉圧力 (SA) ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA)	ケース 5	
		③ 残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース 1	

※ 1 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2 / 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ネル	ケース 1	①原子炉圧力の I 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原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度 (SA) により飽和温度/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ネルを優先する。
		②原子炉水位 (広帯域)	ケース 5	
		③原子炉水位 (燃料域)		
	③原子炉水位 (SA)			
	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (SA)	ケース 1	①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。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度 (SA) により飽和温度/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、原子炉圧力容器内の圧力を優先する。
	②原子炉水位 (広帯域)	ケース 5		
		②原子炉水位 (燃料域)		
		②原子炉水位 (SA)		
		②原子炉圧力容器温度 (SA)		

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の I チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA) により推定する。 ③高圧原子炉代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱除去ポンプ出口流量, 低圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブレーション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②原子炉水位 (SA)		
		③高圧原子炉代替注水流量		
		③代替注水流量 (常設)		
		③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	ケース 2	
		③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		
		③高圧炉心スプレイポンプ出口流量		
		③残留熱除去ポンプ出口流量		
		③低圧炉心スプレイポンプ出口流量		
		③残留熱代替除去系原子炉注水流量		
		④原子炉圧力		
		④原子炉圧力 (SA)	ケース 13	
		④サブレーション・チェンバ圧力 (SA)		
	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域)	ケース 1	①原子炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②高圧原子炉代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用), 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱除去ポンプ出口流量, 低圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブレーション・チェンバ圧力 (SA) 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優先する。
	①原子炉水位 (燃料域)			
	②高圧原子炉代替注水流量			
	②代替注水流量 (常設)			
	②低圧原子炉代替注水流量	ケース 2		
	②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)			
	②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量			
	②高圧炉心スプレイポンプ出口流量			
	②残留熱除去ポンプ出口流量			
	②低圧炉心スプレイポンプ出口流量			
	②残留熱代替除去系原子炉注水流量			
	③原子炉圧力			
	③原子炉圧力 (SA)	ケース 13		
	③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)			

※ 1 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(4/16)

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	高圧原子炉代替注水流量	①サブプレッション・プールの水位 (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)	ケース 3	①高圧原子炉代替注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧原子炉代替注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。
	代替注水流量 (常設)	①低圧原子炉代替注水槽水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース 3	①代替注水流量 (常設) の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替注水流量 (常設) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい低圧原子炉代替注水槽水位を優先する。
	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA)	ケース 3	①低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化により注水量を推定する。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	①サブプレッション・プール水位 (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)	ケース 3	①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サブプレッション・プール水位 (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)	ケース 3	①高圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。
	残留熱除去ポンプ出口流量	①サブプレッション・プール水位 (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)	ケース 3	①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去ポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サブプレッション・プール水位 (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)	ケース 3	①低圧炉心スプレイポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイポンプ出口流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サブプレッション・プール水位 (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)	ケース 3	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) を優先する。

※ 1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(5/16)

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
		代替注水流量(常設)	代替注水流量(常設)		
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量(常設)	①低圧原子炉代替注水槽水位	①低圧原子炉代替注水槽水位	ケース 3	①代替注水流量(常設)の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により注水量を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先のドライウエル圧力(SA)又はサブプレッション・チェンバ圧力(SA)より代替注水流量(常設)を推定する。 ③注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位(SA)及びベデスタル水位の水量変化により代替注水流量(常設)を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい低圧原子炉代替注水槽水位を優先する。
		②ドライウエル圧力(SA)	②サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	ケース 6	
		②ドライウエル水位	②サブプレッション・プール水位(SA)	ケース 3	
	格納容器代替スプレイ流量	①ドライウエル圧力(SA)	①ドライウエル圧力(SA)	ケース 6	①格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、注水先のドライウエル圧力(SA)又はサブプレッション・チェンバ圧力(SA)より格納容器代替スプレイ流量を推定する。 ①注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位(SA)及びベデスタル水位の水量変化により注水量を推定する。
		①サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	①サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	ケース 3	
		①ドライウエル水位	①サブプレッション・プール水位(SA)	ケース 3	
	ベデスタル代替注水流量(狭帯域用)	①ベデスタル水位	①ベデスタル水位	ケース 3	①ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量(狭帯域用)の監視が不可能となった場合は、注水先のベデスタル水位及びドライウエル水位の変化により注水量を推定する。
		①ドライウエル水位	①ドライウエル水位	ケース 3	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量	ケース 6	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。
		①残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	①残留熱代替除去系ポンプ出口圧力		

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(6/16)

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	ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ペデスタル温度 (SA)	ケース 1	①ドライウエル温度 (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ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ペデスタル温度 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。 ④サブレーション・チェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にドライウエル温度 (SA) を推定する。
		③ドライウエル圧力 (SA) ④サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	ケース 5	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	ペデスタル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル温度 (SA)	ケース 1	①ペデスタル温度 (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ペデスタル温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、ドライウエル温度 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力 (SA) によりペデスタル温度 (SA) を推定する。 ④サブレーション・チェンバ圧力 (SA) により、上記③と同様にペデスタル温度 (SA) を推定する。
		③ドライウエル圧力 (SA) ④サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	ケース 5	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	ペデスタル水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①ペデスタル水温度 (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。
		①主要パラメータの他チャンネル ②サブレーション・プール水温度 (SA)	ケース 1	①サブレーション・チェンバ温度 (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サブレーション・チェンバ温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブレーション・プール水温度 (SA) によりサブレーション・チェンバ温度 (SA) を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブレーション・チェンバ圧力 (SA) によりサブレーション・チェンバ温度 (SA) を推定する。
		③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	ケース 5	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブレーション・プール水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブレーション・チェンバ温度 (SA)	ケース 1	①サブレーション・プール水温度 (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サブレーション・プール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブレーション・チェンバ温度 (SA) によりサブレーション・プール水温度 (SA) を推定する。
		③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	ケース 1	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/16)

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圧力	ドライウエル圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	ケース 1	①ドライウエル圧力 (SA) の I 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ドライウエル圧力 (SA) 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 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA) , ペデスタル温度 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③ドライウエル温度 (SA) ③ペデスタル温度 (SA)	ケース 5	
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA)	ケース 1	①サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の I 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・チェンバ圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力 (SA) により推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	ケース 5	

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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

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	ドライウエル水位	①サブプレッション・プール水位 (SA) ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ②ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ③低圧原子炉代替注水槽水位	ケース 2	①原子炉格納容器下部注水の停止判断に用いるドライウエル水位計の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水位 (SA) により推定する。 ②ドライウエル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、ドライウエル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ドライウエル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
	サブプレッション・プール水位 (SA)	①代替注水流量 (常設) ①低圧原子炉代替注水流量 ①低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ①格納容器代替スプレイ流量 ①ペデスタル代替注水流量 ①ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水槽水位	ケース 2	①サブプレッション・プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、サブプレッション・プール水位 (SA) を推定する。 ②水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、サブプレッション・プール水位 (SA) を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
	ベデスタル水位	①主要パラメータの他チャンネル ②代替注水流量 (常設) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水槽水位	ケース 1 ケース 2	①ベデスタル水位の監視が不可能になった場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ペデスタル水位の監視が不可能になった場合は、代替注水流量 (常設)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量により、ベデスタル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ベデスタル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。

※ 1 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(9/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の 格納容器水素濃度	格納容器水素濃度 (B系)	①格納容器水素濃度 (SA)	ケース1	①格納容器水素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (SA) により推定する。
	格納容器水素濃度 (SA)	①格納容器水素濃度 (B系)	ケース1	①格納容器水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (B系) により推定する。
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 (ド ライウエル)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース1	①格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 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監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (+ プレッション・チェンバ)	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース1	①格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) 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監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
表 臨界の維持又は監視	中性子源領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装	ケース1	①中性子源領域計装の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中性子源領域計装の監視が不可能になった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確 認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域計装	③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	ケース7	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になった場合は、中性子源領域計装により推定する。 ③制御棒手動操作・監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確 認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒手動操作・監視系] ※2	①中性子源領域計装 ②平均出力領域計装	ケース7	①制御棒手動操作・監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能になった場合は、中性子源 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中性子源領域計装を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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

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	
残留熱代替除去系 最終ヒートシンクの確保	サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA)	ケース1	①サブプレッジョン・プール水温度 (SA) の I 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サブプレッジョン・プール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッジョン・プール水温度 (SA) 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。	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	ケース1	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価からサブプレッジョン・プール水温度 (SA) により推定する。	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①原子炉水位 (広帯域)	①原子炉水位 (広帯域)	ケース3	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位置変化により残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 ②残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて、残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。 ③原子炉圧力容器温度 (SA) 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。
		①原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (燃料域)	ケース6	
		①原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (SA)	ケース4	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	②残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	②残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	ケース6	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。 ②残留熱代替除去系による冷却において、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・プール水温度 (SA)、ドライウエル温度 (SA)、サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) 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。
		③原子炉圧力容器温度 (SA)	③原子炉圧力容器温度 (SA)	ケース4	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力	ケース6	推定は、残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去ポンプ出口圧力を優先する。
		②サブプレッジョン・プール水温度 (SA) ②ドレイウエル温度 (SA) ②サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA)	②サブプレッジョン・プール水温度 (SA) ②ドレイウエル温度 (SA) ②サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA)	ケース4	

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(11/16)

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 フィルタ ベント系 最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①スクラバ容器水位の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。
	スクラバ容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA) ③サブレッション・チェンバ圧力 (SA)	ケース1	①スクラバ容器圧力の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スクラバ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブレッション・チェンバ圧力 (SA) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	スクラバ容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①スクラバ容器温度の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。
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) 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。
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度 (B系) ③格納容器水素濃度 (SA)	ケース1	①第1ベントフィルタ出口水素濃度が故障した場合は、予備の第1ベントフィルタ出口水素濃度により推定する。 ②第1ベントフィルタ出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器水素濃度 (SA) により推定する。 推定は、主要パラメータの予備を優先する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 (SA) ①サブレッション・プール水温度 (SA)	ケース1	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度 (SA)、サブレッション・プール水温度 (SA) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	ケース1 ケース4	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能になった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、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、残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
	残留熱除去系ポンプ出口流量	①残留熱除去系ポンプ出口圧力	ケース6	①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(12/16)

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状態 格納容器ハイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA)	ケース 1	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の I チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA) により推定する。	
		①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	ケース 1	①原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。	
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA)	ケース 1	①原子炉圧力の I チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度 (SA) 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。	
		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) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	ケース 5	推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
		①原子炉圧力	ケース 1	①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。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度 (SA) 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。	
	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) ②原子炉圧力容器温度 (SA)	ケース 5	推定は, 原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。	
		①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①ドライウエル温度 (SA) の I 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ドライウエル温度 (SA) 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 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。	
	原子炉格納容器内の状態	ドライウエル温度 (SA)	②ドライウエル圧力 (SA)	ケース 5	推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
			①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①ドライウエル圧力 (SA) の I 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ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, サプレッション・チェンバ圧力 (SA) により推定する。
		③ドライウエル温度 (SA)	ケース 5	③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) 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重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

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

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
原子炉建物内の状態 格納容器バイパスの監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	①原子炉圧力	ケース 1	①残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
		①原子炉圧力 (SA)		
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース 10	推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。
		①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA)	ケース 1	①低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
		② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース 10	推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(14/16)

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	低圧原子炉代替注水槽水位	①代替注水流量(常設) 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) ②サブレーション・プールの水位(SA) ②低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	ケース2	①低圧原子炉代替注水槽水位の監視が不可能となった場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とする代替注水流量(常設)から低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位又はサブレーション・プールの水位(SA)の水位変化により低圧原子炉代替注水槽水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力から低圧原子炉代替注水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、水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプの代替注水流量(常設)を優先する。
	サブレーション・プールの水位(SA)	①高圧原子炉代替注水流量 ①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替除去ポンプ出口圧力	ケース2	①サブレーション・プールの水位(SA)の監視が不可能となった場合は、サブレーション・プールの水位容量曲線を用いて、原子炉圧力容器へ注水する高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブレーション・プールの水位を水源とする原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替除去ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替除去ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替除去ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替除去ポンプ出口圧力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・プールの水位(SA)が確保されていることを推定する。 推定は、サブレーション・プールの注水量を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(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
原子炉建物内 の水素濃度	原子炉建物水素濃度	①主要パラメータの他チャネル	ケース 1	①原子炉建物水素濃度の I 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原子炉建物水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の温度差により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
		②静的触媒式水素処理装置入口温度 ②静的触媒式水素処理装置出口温度	ケース 9	
原子炉格納 容器内の 酸素濃度	格納容器酸素濃度 (B系)	①格納容器酸素濃度 (SA)	ケース 1	①格納容器酸素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (SA) により推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (B系) を推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 推定は、格納容器酸素濃度 (SA) を優先する。
		②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	ケース 8	
		②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	ケース 11	
		②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	ケース 11	
原子炉格納 容器内の 酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA)	①格納容器酸素濃度 (B系)	ケース 1	①格納容器酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (B系) により推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器酸素濃度 (SA) を推定する。 ②ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 推定は、格納容器酸素濃度 (B系) を優先する。
		②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	ケース 8	
		②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	ケース 11	
		②ドライウエル圧力 (SA) ②サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	ケース 11	

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(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
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プールの監視カメラ (SA)	ケース 12	①燃料プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位・温度 (SA) により燃料プール水位を推定する。 ②燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) により燃料プール水位を推定する。 ③燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プール水位・温度 (SA) を優先する。
	燃料プール水位・温度 (SA)	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プールの監視カメラ (SA)	ケース 12	①燃料プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA) により水位・温度を推定する。 ②燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) にて燃料プールの状態を判断した後、燃料プールの水位を推定する。 ③燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プール水位 (SA) を優先する。
	燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールの監視カメラ (SA)	ケース 12	①燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合、水位と放射線率の関係により放射線量を推定する。 ②燃料プールの監視カメラ (SA) により、燃料プールの状態を監視する。 推定は、燃料プールの監視カメラ (SA) を優先する。
	燃料プールの監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ①燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	ケース 12	①燃料プールの監視カメラ (SA) の監視が不可能となった場合は、燃料プール水位 (SA) 、燃料プール水位・温度 (SA) 、燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) にて、燃料プールの状態を推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-4 表 補助パラメータ(1 / 2)

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	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧	外部電源の受電状態を確認するパラメータ
	220kV 第2原子力幹線2L送電電圧	
	66kV 鹿島支線電圧	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ
	C-メタクラ母線電圧 ^{*1}	
	D-メタクラ母線電圧 ^{*1}	
	C-メタクラ母線電圧(他号炉)	
	D-メタクラ母線電圧(他号炉)	
	HPCS-メタクラ母線電圧 ^{*1}	
	C-ロードセンタ母線電圧 ^{*1}	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ
	D-ロードセンタ母線電圧 ^{*1}	
	C-ロードセンタ母線電圧(他号炉)	
	D-ロードセンタ母線電圧(他号炉)	
	B1-115V系充電器(SA)電圧	直流電源の受電状態を確認するパラメータ
	B1-115V系蓄電池(SA)電圧 ^{*1}	
	B-115V系充電器電圧	
	A-115V系直流盤母線電圧 ^{*1}	
	B-115V系直流盤母線電圧 ^{*1}	
	230V系直流盤(RCIC)母線電圧	
	230V系直流盤(常用)母線電圧 ^{*1}	
	SA用115V系充電器電圧	
	230V系充電器(RCIC)電圧	
	230V系充電器(常用)電圧	
	A-115V系充電器電圧	
	B-115V系直流盤(SA)母線電圧	
	高圧炉心スプレイ系直流盤母線電圧	
	SA対策設備用分電盤(2)母線電圧	
	SA用115V系充電器蓄電池電圧 ^{*1}	
	A-原子炉中性子計装用充電器盤母線電圧	
	B-原子炉中性子計装用充電器盤母線電圧	
	ディーゼル発電機電圧	
	ディーゼル発電機周波数	
	ディーゼル発電機電力	
	ディーゼル発電機電圧(他号炉)	
	ディーゼル発電機周波数(他号炉)	
	ディーゼル発電機電力(他号炉)	
	HPCS-ディーゼル発電機電圧	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ
	HPCS-ディーゼル発電機電力	
	HPCS-ディーゼル発電機周波数	
	ガスタービン発電機電圧	
	ガスタービン発電機電流	
	ガスタービン発電機電力	
	高圧発電機車電圧	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ
高圧発電機車周波数		
直流給電車電圧	緊急用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	
緊急用メタクラ電圧 ^{*1}		
SAロードセンタ母線電圧 ^{*1}	燃料の確保状態を確認するパラメータ	
ディーゼル燃料デイトンクレベル		
ディーゼル燃料貯蔵タンクレベル		
タンクローリ油タンクレベル		
ガスタービン発電機用軽油タンク油面		
各機器油タンクレベル		
補機関係	高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	高圧原子炉代替注水系の運転状態を確認するパラメータ
	高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力	
	高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力	
	高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ
	可搬型回転計	
	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	
	原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力	
	原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力	
	原子炉隔離時冷却系タービン回転速度	
	復水貯蔵タンク水位	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力	
	RPV/PCV注入流量	
	ベデスタル注入流量	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	消火ポンプ出口圧力	
	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ出口圧力	移動式代替熱交換設備の運転状態を確認するパラメータ
	大量送水車ポンプ出口圧力	
	大型送水車ポンプ車出口圧力	大型送水車ポンプ車の運転状態を確認するパラメータ
	ほう酸水注入ポンプ出口圧力	
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	
非常用ガス処理系排ガス・モニタ		
	耐圧強化ペントラインの運転状態を確認するパラメータ	

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

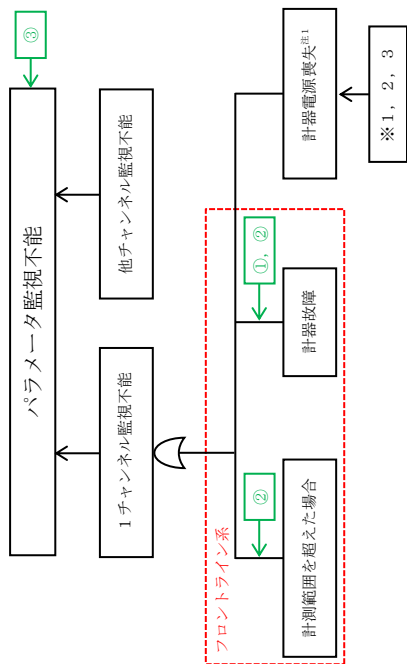
第 1.15-4 表 補助パラメータ (2 / 2)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由	
その他	制御棒駆動水圧系系統流量	制御棒駆動水圧系の動作状態を確認するパラメータ	
	制御棒駆動水圧系充てん水ヘッド圧力		
	制御棒駆動水圧系駆動水差圧		
	ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 ^{*1}	主蒸気逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	
	N ₂ ガスポンベ圧力 ^{*1}		
	窒素ガス代替供給系窒素ガスポンベ圧力		
	窒素ガス代替供給系窒素ガス供給圧力	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ	
	ドライウェル床ドレンサンプ水位		
	残留熱除去系配管周囲温度		
	原子炉隔離時冷却系配管周囲温度	格納容器フィルタベント系の運転状態を確認するパラメータ	
	スクラバ水 pH		
	薬液タンク水位		
	FCS系統入口流量	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	
	ブロウ入口圧力		
	FCSブロウ入口流量		
	再結合器ガス温度		
	FCS加熱器ガス温度		
	FCS加熱器出口温度		
	FCS加熱器壁温度		
	FCS再結合器壁温度		
	非常用ガス処理系系統流量		非常用ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉給水流量		給復水系の運転状態を確認するパラメータ
	RFP出口ヘッド圧力	原子炉浄化系の運転状態を確認するパラメータ	
	復水器真空度		
	原子炉浄化系系統流量		
	原子炉浄化系系統入口温度	残留熱代替除去系の運転状態を確認するパラメータ	
	原子炉浄化系非再生熱出口温度		
	原子炉補機冷却水ポンプ出口流量		
	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 ^{*1}	原子炉補機冷却系の動作状態を確認するパラメータ	
	原子炉補機冷却系常用流量	原子炉補機海水ポンプの動作状態を確認するパラメータ	
	RCW熱交換器出口温度 ^{*1}		
	RCWサージタンク水位 ^{*1}		
	原子炉補機海水ポンプ出口圧力	原子炉ウェル代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	
	原子炉ウェル水位	原子炉建物の放射線量率を確認するパラメータ	
	原子炉棟排気高レンジモニタ	燃料プールの状態を確認するパラメータ	
	換気系モニタ		
	燃料取替階放射線モニタ		
	燃料プールスプレイ流量	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	
	スキマサージタンク水位		
	燃料プール冷却ポンプ出口流量		
	純水タンク水位	屋外の放射線量を確認するパラメータ	
	ろ過水タンク水位		
	1号ろ過水タンク水位		
非常用ろ過水タンク水位			
補助消火水槽水位			
輪谷貯水槽 (西1)			
輪谷貯水槽 (西2)			
輪谷貯水槽 (東1)			
輪谷貯水槽 (東2)			
モニタリング・ポスト			

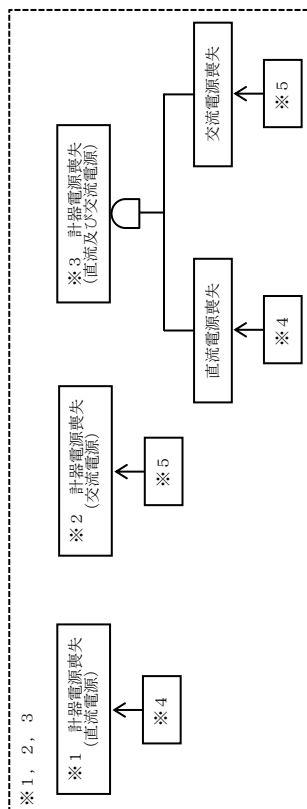
※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故対処設備とする。

第 1.15-5 表 有効監視パラメータ（自主対策設備）の監視・記録について

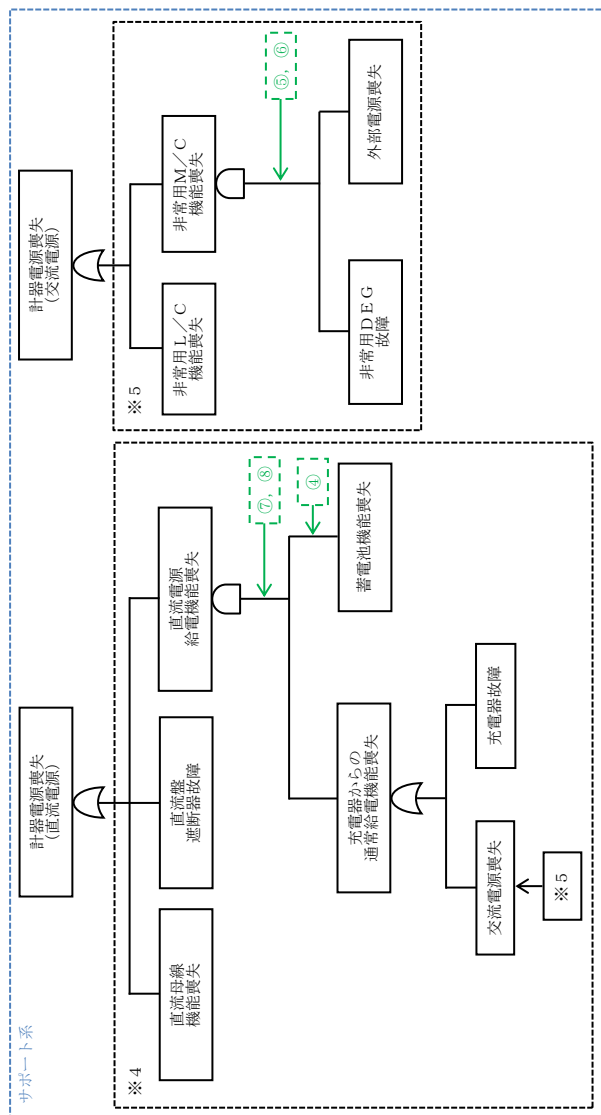
分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録	
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器バイパスの監視	エリア放射線モニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	中央制御室 記録計	—
未臨界の維持又は監視	制御棒手動操作・監視系	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	安全パラメータ 表示システム (SPDS)	—



注1：計器電源喪失には、計器タイプにより以下の3とおりがある。
 ※1 直流電源
 ※2 交流電源
 ※3 直流電源及び交流電源



凡例
 ◻ : AND条件
 ◻ : フロントライン系の対応
 ◻ : OR条件
 ◻ : サポート系の対応



対応手段

- ① 他チャンネルによる計測
- ② 代替パラメータによる推定
- ③ 可搬型計測器による計測
- ④ 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電
- ⑤ 常設代替交流電源設備からの給電
- ⑥ 可搬型代替交流電源設備からの給電
- ⑦ 可搬型直流電源設備からの給電
- ⑧ 直流給電車からの給電

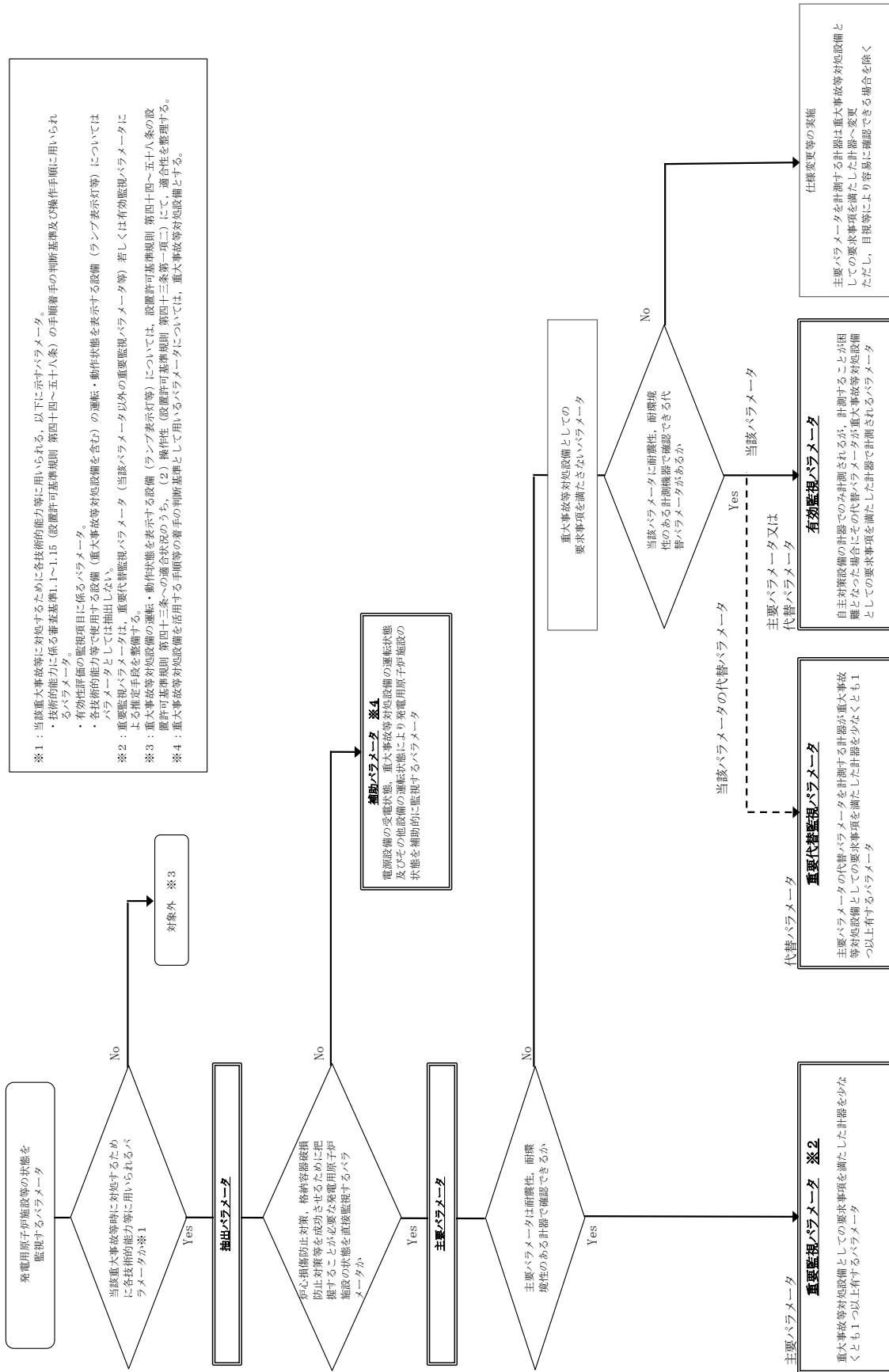
第1.15-1 図 機能喪失原因対策分析

フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	
パラメータ監視不能	他チャンネル監視不能	計測範囲を超えた場合						
		計器故障						
	1チャンネル監視不能	計器電源喪失 (直流電源)	直流母線機能喪失					
			直流盤遮断器故障					
			直流母線への 直流電源給電 機能喪失	蓄電池 機能喪失				
		計器電源喪失 (交流電源)	非常用L/C 機能喪失	充電器故障			非常用L/C 機能喪失	
			非常用M/C 機能喪失	交流電源喪失	充電器からの 通常給電機能喪失	非常用M/C 機能喪失	非常用DEG 故障	非常用DEG 故障
							外部電源喪失	外部電源喪失

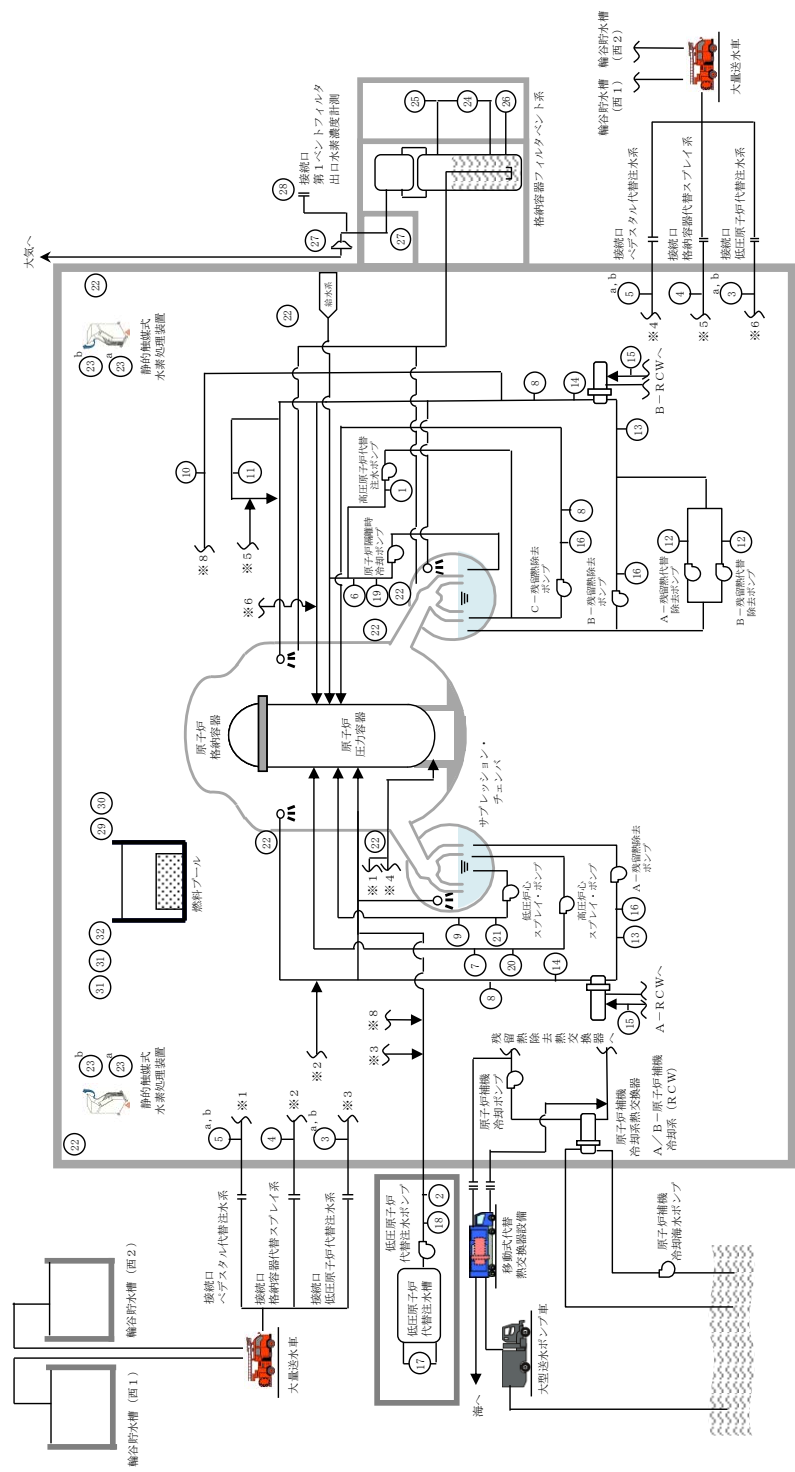
※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

第 1.15-1 図 機能喪失原因対策分析（補足）



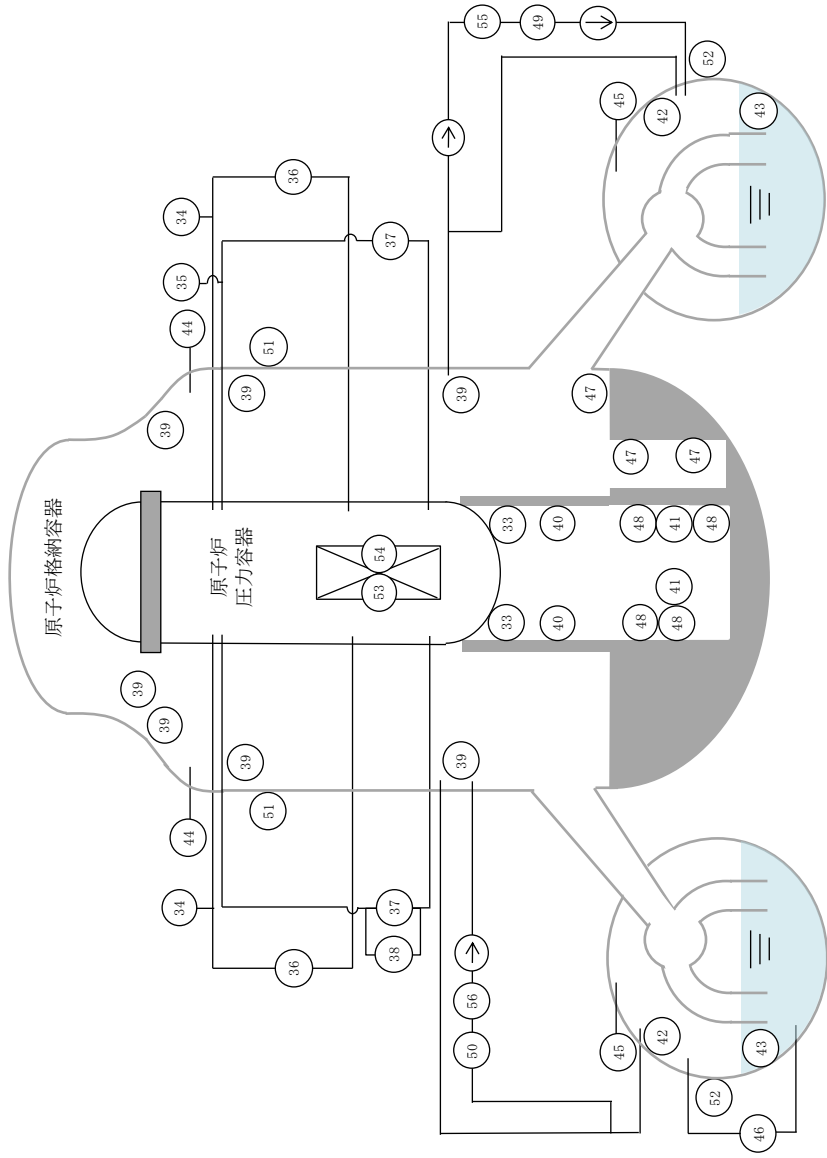
第 1.15-2 図 重大事故等発生時に必要なパラメータの選定フロー

- ① 高圧原子炉代替注水流量
- ② 代替注水流量 (常設)
- ③ a 低圧原子炉代替注水流量
- ③ b 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
- ④ 格納容器代替注水流量
- ⑤ a ベデスタル代替注水流量
- ⑤ b ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用)
- ⑥ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- ⑦ 高圧炉心スプレイレイポンプ出口流量
- ⑧ 残留熱除去ポンプ出口流量
- ⑨ 低圧炉心スプレイレイポンプ出口流量
- ⑩ 残留熱代替除去系原子炉注水流量
- ⑪ 残留熱代替除去系格納容器スプレイレイ流量
- ⑫ 残留熱代替除去ポンプ出口圧力
- 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 残留熱除去系熱交換器冷却水流量
- ⑯ 残留熱除去系ポンプ出口圧力
- ⑰ 低圧原子炉代替注水槽水位
- ⑱ 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
- ⑲ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ⑳ 高圧炉心スプレイレイポンプ出口圧力
- ㉑ 残留熱除去ポンプ出口圧力
- ㉒ 低圧炉心スプレイレイポンプ出口圧力
- ㉓ 残留熱代替除去系原子炉注水濃度
- ㉔ a 静的触媒式水素処理装置入口温度
- ㉔ b 静的触媒式水素処理装置出口温度
- ㉕ スクラバ容器水位
- ㉖ スクラバ容器圧力
- ㉗ スクラバ容器温度
- ㉘ 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㉙ 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㉚ 燃料プール水位 (SA)
- ㉛ 燃料プール水位・温度 (SA)
- ㉜ 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
- ㉝ 燃料プール監視カメラ (SA)

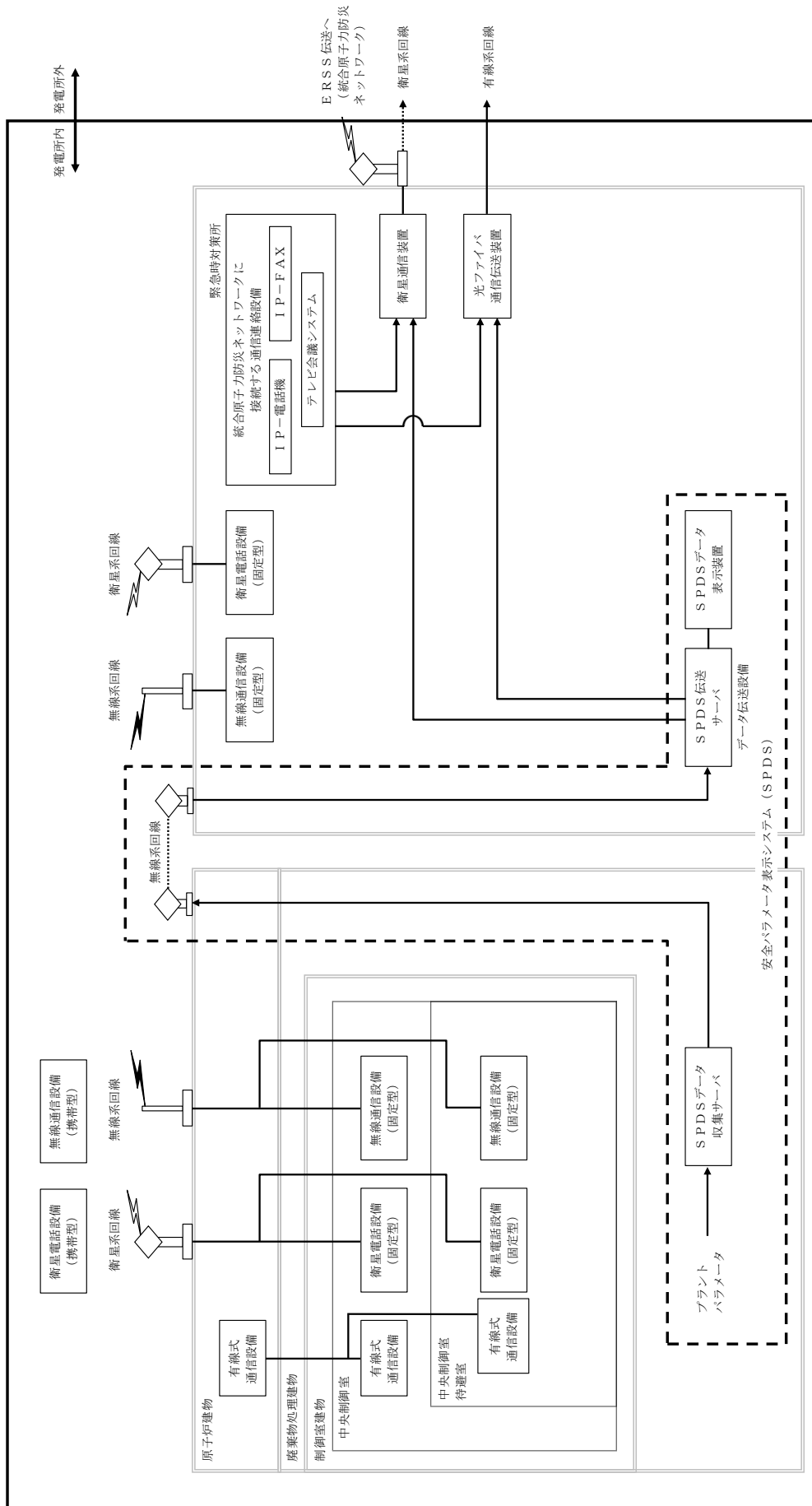


第1.15-3 図 主要設備 概略系統図 (1 / 3)

- ③③ 原子炉压力容器温度 (SA)
- ③④ 原子炉圧力
- ③⑤ 原子炉圧力 (SA)
- ③⑥ 原子炉水位 (広帯域)
- ③⑦ 原子炉水位 (燃料域)
- ③⑧ 原子炉水位 (SA)
- ③⑨ ドライウエル温度 (SA)
- ④① ペデスタル温度 (SA)
- ④② ペデスタル水温度 (SA)
- ④③ サプレッション・チェンバ温度 (SA)
- ④④ サプレッション・プール水温度 (SA)
- ④⑤ ドライウエル圧力 (SA)
- ④⑥ サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
- ④⑦ サプレッション・プール水位 (SA)
- ④⑧ ドライウエル水位
- ④⑨ ペデスタル水位
- ④⑩ 格納容器水素濃度 (B系)
- ⑤① 格納容器水素濃度 (SA)
- ⑤② 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)
- ⑤③ 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
- ⑤④ 平均出力領域計装
- ⑤⑤ 中性子源領域計装
- ⑤⑥ 格納容器酸素濃度 (B系)
- ⑤⑦ 格納容器酸素濃度 (SA)



第 1.15-3 図 主要設備 概略系統図(2/3)



第 1.15-3 図 主要設備 概略系統図 (3 / 3)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	
手順の項目	要員(数)													
可搬型計測器によるパラメータ確認	現場運転員B, C 2													

第 1.15-5 図 可搬型計測器による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 / 5)

技術的能力審査基準 (1.15)	番号	設置許可基準規則 (五十八条)	技術基準規則 (七十三条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（設置許可基準規則第十六条第三項第二号に規定するパラメータをいう。以下同じ。）を計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>【解釈】 1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	一	<p>【解釈】 1 第五十八条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	<p>【解釈】 1 第七十三条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	一
<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) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。 ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p>	③	<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p>	<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p>	⑨
<p>iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p>	④	<p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p>	<p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p>	⑩
<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	⑤	<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	⑪
<p>d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</p>	⑥	—	—	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2 / 5)

: 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
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	常設	-	-	-
	-	-			-	-			
代替パラメータ による推定	重要代替計器	既設 新設	① ③ ④ ⑦ ⑨ ⑩	代替パラメータ による推定	常用代替計器	常設	-	-	-
	-	-			-	-			
可搬型計測器 による計測	可搬型計測器	新設	① ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-
	-	-			-	-			
代替電源(直流) からの給電	所内常設蓄電式直流 電源設備	新設	① ⑥ ⑦	代替電源(直流) からの給電	直流給電車	可搬	-	-	手順は 「1.14 電源の確 保に関する 手順等」 にて整備 する。
	常設代替直流電源設 備	新設			-	-			
	可搬型直流電源設備	新設			-	-			
	-	-			-	-			
代替電源(交流) からの給電	常設代替交流電源設 備	新設	① ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	
	可搬型代替交流電源 設備	新設			-	-			
	代替所内電気設備	新設			-	-			
	-	-			-	-			
パラメータ記録	安全パラメータ表示 システム(SPDS) (SPDSデータ収 集サーバ、SPDS伝 送サーバ、SPDSデ ータ表示装置)	新設	① ⑤ ⑦ ⑩	パラメータ記録	運転監視用計算機 中央性著室記録計	常設	-	-	自主対策 とする理 由は本文 参照
	-	-			-	-			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3/5)

技術的能力審査基準 (1.15)	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>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】</p> <p>1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	<p>—</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発電用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。</p> <p>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>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(4 / 5)

技術的能力審査基準 (1.15)	適合方針
<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。</p> <p>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。</p> <p>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> <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>	<p>重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ(原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等)の計測が困難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。</p> <p>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> <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ができること。</p>	<p>原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、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(SPD S)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、現場操作時のみ監視する現場の指示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>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(5 / 5)

技術的能力審査基準 (1.15)	適合方針
<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ガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車並びに可搬型直流電源設備である高圧発電機車、B 1 - 115V 系充電器(S A)、S A用 115V 系充電器又は可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備である直流給電車から、計器へ給電する。</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, 格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは, 技術的能力に係る審査基準 1.1~1.15 (設置許可基準規則第四十四~五十八条) 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: 原子炉圧力容器内の温度, 圧力及び水位, 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量, 原子炉格納容器内の温度, 圧力, 水位, 水素濃度及び放射線量率, 未臨界の維持又は監視, 最終ヒートシンクの確保, 格納容器バイパスの監視, 水源の確保, 原子炉建物内の水素濃度, 原子炉格納容器内の酸素濃度, 燃料プールの監視) 及び代替パラメータは, 以下のとおり分類する (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, すべ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。

主要パラメータ

・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

・重要代替監視パラメータ

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

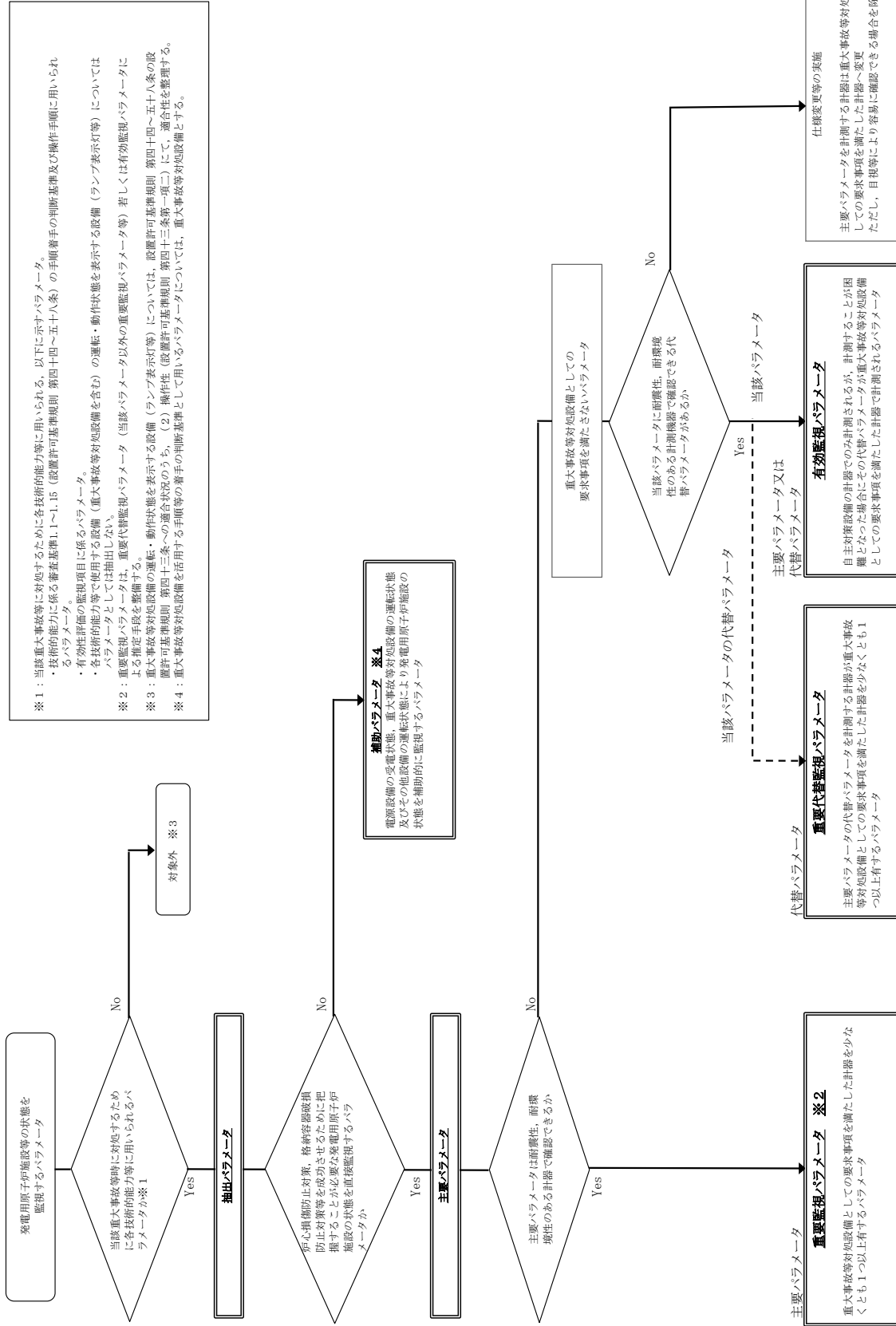
・有効監視パラメータ

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

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、重大事故等時に発電用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。



第1図 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー

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、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを選定した。

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 / 6)

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 (S A)	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) 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) 原子炉圧力容器温度 (S A)
	原子炉圧力 (S A)	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) 原子炉圧力容器温度 (S A)
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)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (S A) 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 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 (S A)
	原子炉水位 (S A)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 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 (S A)

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

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ(2/6)

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	高压原子炉代替注水流量	サブプレッション・プール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	代替注水流量 (常設)	低压原子炉代替注水槽水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	低压原子炉代替注水流量 低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	サブプレッション・プール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	サブプレッション・プール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	残留熱除去ポンプ出口流量	サブプレッション・プール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	サブプレッション・プール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	サブプレッション・プール水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	低压原子炉代替注水槽水位 ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル水位 サブプレッション・プール水位 (SA) ペDESTアル水位
	格納容器代替スプレイ流量	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル水位 サブプレッション・プール水位 (SA) ペDESTアル水位
	ペDESTアル代替注水流量 ペDESTアル代替注水流量 (狭帯域用)	ペDESTアル水位 ドライウエル水位
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去ポンプ出口圧力

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

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ(3/6)

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温度	ドライウエル温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル ペDESTAL温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
	ペDESTAL温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
	ペDESTAL水温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	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 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
	サブプレッション・プール水温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ温度 (SA)
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル温度 (SA) ペDESTAL温度 (SA)
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ温度 (SA)
原子炉格納容器内の水位	ドライウエル水位	サブプレッション・プール水位 (SA) 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) 低圧原子炉代替注水槽水位
	サブプレッション・プール水位 (SA)	代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) 低圧原子炉代替注水槽水位
	ペDESTAL水位	主要パラメータの他チャンネル 代替注水流量 (常設) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 低圧原子炉代替注水槽水位
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (B系)	格納容器水素濃度 (SA)
	格納容器水素濃度 (SA)	格納容器水素濃度 (B系)
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 (ドライウエル)	主要パラメータの他チャンネル [エリア放射線モニタ] ※
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	主要パラメータの他チャンネル [エリア放射線モニタ] ※

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

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ(4/6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	中性子源領域計装	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域計装 [制御棒手動操作・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 中性子源領域計装 [制御棒手動操作・監視系] ※	
	[制御棒手動操作・監視系] ※	中性子源領域計装 平均出力領域計装	
最 終 ヒ ー ト シ ン ク の 確 保	残 留 熱 代 替 除 去 系	サブプレッション・プール水温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ温度 (SA)
		残留熱除去系熱交換器出口温度	サブプレッション・プール水温度 (SA)
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 原子炉圧力容器温度 (SA)
		残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 サブプレッション・プール水温度 (SA) ドライウエル温度 (SA) サブプレッション・チェンバ温度 (SA)
	格 納 容 器 フ ィ ル タ ベ ン ト 系	スクラバ容器水位	主要パラメータの他チャンネル
		スクラバ容器圧力	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		スクラバ容器温度	主要パラメータの他チャンネル
		第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・ 低レンジ)	主要パラメータの他チャンネル
		第1ベントフィルタ出口水素濃度	主要パラメータの予備 格納容器水素濃度 (B系) 格納容器水素濃度 (SA)
	残 留 熱 除 去 系	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度 (SA) サブプレッション・プール水温度 (SA)
		残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器冷却水流量
		残留熱除去ポンプ出口流量	残留熱除去ポンプ出口圧力

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

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ(5/6)

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)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA)
		原子炉水位 (燃料域)	
		原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度 (SA)
	原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度 (SA)	
	原子炉格納容器内の状態	ドライウエル温度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル ドライウエル圧力 (SA)
		ドライウエル圧力 (SA)	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル温度 (SA)
	原子炉建物内の状態	残留熱除去ポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) [エリア放射線モニタ] ※
		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) [エリア放射線モニタ] ※

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

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ(6/6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	代替注水流量(常設) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA) サブプレッション・プール水位(SA) 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
	サブプレッション・プール水位(SA)	高圧原子炉代替注水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱代替除去ポンプ出口圧力
原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度(B系)	格納容器酸素濃度(SA) 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) ドライウエル圧力(SA) サブプレッション・チェンバ圧力(SA)
	格納容器酸素濃度(SA)	格納容器酸素濃度(B系) 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) ドライウエル圧力(SA) サブプレッション・チェンバ圧力(SA)
燃料プールの監視	燃料プール水位(SA)	燃料プール水位・温度(SA) 燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA) 燃料プール監視カメラ(SA)
	燃料プール水位・温度(SA)	燃料プール水位(SA) 燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA) 燃料プール監視カメラ(SA)
	燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA)	燃料プール水位(SA) 燃料プール水位・温度(SA) 燃料プール監視カメラ(SA)
	燃料プール監視カメラ(SA)	燃料プール水位(SA) 燃料プール水位・温度(SA) 燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA)

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

重大事故等対処に係る監視事項

1. はじめに

重大事故等時における運転員の対応操作においては、監視計器を用いてプラント状態を的確に把握する必要がある。また、対応操作の実施に当たって、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及び確認】

3. 重大事故等対処に係る監視事項についての説明資料

第1表の「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. 各技術的能力の「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あるい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、判断基準の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（負荷切り離し後）」欄は、負荷を切り離し、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備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で推定可否を評価し、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、判断基準の確認が可能なパラメータの監視方法を示す。
- ・負荷を切り離し、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	分類	d. 抽出パラメータを計測する計器						e. 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	c. SBO影響		e. 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	f. SBO影響		i. 計器故障等	j. SBO		
					g. 直後	h. 負荷切離し後					g. 直後	h. 負荷切離し後				
原子炉圧力容器内の水位低下操作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 (S.A)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	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			
									原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1				
									高压原子炉代替注水流量	1	1	1				
									代替注水流量 (常設)	1	1	1				
									低圧原子炉代替注水流量	2	2	2				
									低圧原子炉代替注水流量 (実機運用)	2	2	2				
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	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隔離解除に必要な水量より代替監視可能	
									高压中心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0				
									低圧中心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1				
									原子炉圧力	2	2	1				原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S.A) の高低から原子炉圧力容器の満水も推定可能
									原子炉圧力 (S.A)	1	1	1				
									サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2				

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

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等
- 1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等
- 1.14 電源の確保に関する手順等

2. 有効性評価の監視項目に係る判断と確認

(1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
- 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
- 2.3 全交流動力電源喪失
 - 2.3.1 全交流動力電源喪失（長期T B）
 - 2.3.2 全交流動力電源喪失（T B U）
 - 2.3.3 全交流動力電源喪失（T B D）
 - 2.3.4 全交流動力電源喪失（T B P）
- 2.4 崩壊熱除去機能喪失
 - 2.4.1 取水機能が喪失した場合
 - 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
- 2.5 原子炉停止機能喪失
- 2.6 L O C A時注水機能喪失
- 2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）

(2) 運転中の原子炉における重大事故

- 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 残留熱代替除去系を使用する場合
 - 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合
- 3.2 高圧熔融物放出／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) 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 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

対応手段	項目	分類	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				計器名称	計器数	SPO影響		計器故障等	SPO
			直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	直後	負荷切り離し後								
1.1.2.1 フロントライン系統故障時の対応手順 (1) EOP「スクラム」(原子炉出力)	事故時監視要領書 (厳格ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	スクラム発生の有無	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		スクラム要諦	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
1.1.2.2 事故時監視要領書 (厳格ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	原子炉手動スクラム	スクラム発生	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		プラント停止状態	1	0	②	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		原子炉出力	6	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		原子炉出力	4	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
事故時監視要領書 (厳格ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	代替制御棒挿入機能による 制御棒緊急挿入(手動)	スクラム発生	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		プラント停止状態	1	0	②	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		原子炉出力	6	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		原子炉出力	4	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

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	計器名称	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			計器故障等	SBO				
				計器数	SBO影響		計器数	SBO影響							
					直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後						
		ハラムメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO						
1.1.2.1 フロントライン系統降時の対応手順 (2) EOP「反応度制御」 事故時操作要領書(最終ベース) 「反応度制御」 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	判断基準	プラント停止状態	全周制御全挿入ランプ	1	1	0	1	0	—	—	—				
			[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	1	0	—	中性子源領域計装又は平均出力領域計装により、未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認				
			原子炉再循環ポンプシヤ断開開放状態	4	4	0	4	0	—	—	—	—			
			原子炉再循環ポンプ運転状態	2	2	0	2	0	—	—	—	—			
			操作	原子炉出力	平均出力領域計装	6	6	0	6	0	①	—	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
					[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	1	0	—	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	—	—	
					平均出力領域計装	4	0	0	6	0	—	—	平均出力領域計装により中性子源領域計装の代替監視可能	—	—
					[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	1	0	—	—	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	—	—
			事故時操作要領書(最終ベース) 「反応度制御」 自動減圧系の起動阻止、インッチによる原子炉出力急上昇防止	判断基準	プラント停止状態	全周制御全挿入ランプ	1	1	0	1	0	—	—	—	
						[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	1	0	②	—	中性子源領域計装又は平均出力領域計装により、未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
自動減圧起動阻止、代替自動減圧起動阻止状態	1	1				1	1	1	—	—	—	—			
操作	自動減圧起動阻止、代替自動減圧起動阻止状態	1				1	1	1	1	—	—	—			

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	抽出パラメータを評価する計器				抽出パラメータの代替パラメータを評価する計器				評価				
			計器名称	計器数	SPO影響		計器名称	計器数	SPO影響		計器故障等	SPO			
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
事故時操作要領書(撤発ベース) 「反応制御」 ほう酸水注入	操作	未臨界の維持又は監視	平均出力領域計表	6	0	0	①	—	中性子源領域計表	4	0	0	中性子源領域計表により平均出力領域計表の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			中性子源領域計表	4	0	0	①	—	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	[制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能]		
			ほう酸水注入ポンプ出口圧力	1	1	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	平均出力領域計表	6	6	0	平均出力領域計表により中性子源領域計表の代替監視可能		
			ほう酸水貯蔵タンク液位	1	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	[制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能]	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉浄化系運転状態	原子炉浄化系隔離弁表示灯	2	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—

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	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									
		分類	計器名称	計器数	SPO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	SPO影響		計器名称	計器数	SPO影響		計器名称	計器数	SPO		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後
事故時最低限度書(概算ベース)「反応制御」 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	原子炉出力	原子炉出力	平均出力領域計表	6	0	①	-	中性子源領域計表	4	0	0	中性子源領域計表により平均出力領域計表の代替監視可能	4	0	0	中性子源領域計表により平均出力領域計表の代替監視可能	4	0	0	中性子源領域計表により平均出力領域計表の代替監視可能	
				4	0	①		中性子源領域計表	1	1	0	制御棒手動操作・監視系	1	0	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未鑑別状態が推定可能	1	0	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未鑑別状態が推定可能	
				4	0	①		中性子源領域計表	6	6	0	平均出力領域計表	6	0	0	平均出力領域計表により中性子源領域計表の代替監視可能	6	0	0	平均出力領域計表により中性子源領域計表の代替監視可能	
				8	0	-		主源気隔離弁開閉表示灯	1	1	0	制御棒手動操作・監視系	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未鑑別状態が推定可能	1	0	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未鑑別状態が推定可能	
				8	0	-		原子炉隔離状態の有無	1	1	-	原子炉水位 (S.A)	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	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	
				1	1	1		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		1	1	1		
				1	1	1		代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1		1	1	1		
				2	2	2		低圧原子炉代替注水流量 (稼働使用)	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (稼働使用)	2	2	2		2	2	2		
				1	1	1		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		1	1	1		
				3	2	2		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	①	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の系の注水流量と尚線熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の系の注水流量と尚線熱除去に必要な水量より代替監視可能	
2	2	2	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	①	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		3	0	0							
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	①	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		1	0	0							
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		1	1	1							
			原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力	2	2	1		2	2	1							
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1		1	1	1							
			オペレーション・チェンバ	2	2	2	オペレーション・チェンバ	2	2	2		2	2	2							
			圧力 (S.A)	2	2	2	圧力 (S.A)	2	2	2		2	2	2							

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

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

項目	分類	計器名称	計器数		SPO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		評価			
			計器数	直後	負荷切り離し後	直後			負荷切り離し後	計器故障等	SPO			
対応手段 事故時最低要領書(撤除ベース) 「反応制御」 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	①			2	2	1	監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		1
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1
			2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1
			3	0	0	0	0	0	0	0	0	0		0
			1	0	0	0	0	0	0	0	0	0		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1
			2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1
			2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2

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	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				SBO		
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
事故時最低要領書(微線ベース) 「反応制御」 原子炉圧力容器内の水位低 作操作による原子炉出力抑 制	操作 (3/3)	原子炉圧力容器への注水量	原子炉給水流量	4	0	③	終後水の運転状態を確認するパラメータ						
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	①				1	1	水源であるサプレッション・プール水位(SA)の水 位変化より代替監視可能	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	0	①				2	2	隔離熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1					1	1	水源であるサプレッション・プール水位(SA)の水 位変化より代替監視可能	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	0	①				2	2	隔離熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1					1	1	水源であるサプレッション・プール水位(SA)の水 位変化より代替監視可能	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1					1	1	水源であるサプレッション・プール水位(SA)の水 位変化より代替監視可能	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	3	0	③				1	1	隔離熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1					1	1	水源であるサプレッション・プール水位(SA)の水 位変化より代替監視可能	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1					1	1	水源であるサプレッション・プール水位(SA)の水 位変化より代替監視可能	
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	③	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量を確認するパラメータ							
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	③	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量を確認するパラメータ							
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	3	0	③	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量を確認するパラメータ							
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1				1	1				

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 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

項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	抽出パラメータを計測する計器			評価	
			計器数	SPO影響					計器数	SPO影響			
				直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
対応手段 事故時操作要領書（撤装 ベース） 「反応制御」 原子炉手動スクラム	スクラム発生の有無	スクラム警報	1	0	—	—	—	—	—	—	—		
	スクラム要薬	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
判断基準	プラント停止状態	全副制御全挿入ランプ	1	0	—	—	—	—	—	—	—		
		[制御棒手動操作・監視系]	1	0	②	—	—	中性子源領域計表 [制御棒手動操作・監視系]	4	0	0	中性子源領域計表又は平均出力領域計表により、未臨 界維持の推定可能	監視事項は代替ハラ メータにて確認
	原子炉出力	平均出力領域計表	6	0	①	—	—	中性子源領域計表	4	0	0	中性子源領域計表により平均出力領域計表の代替監視 可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認
		[制御棒手動操作・監視系]	1	1	—	—	—	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の副制御棒の位置表示により、 未臨界状態が推定可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認
操作	プラント停止状態	全副制御全挿入ランプ	1	0	—	—	—	—	—	—	—		
		[制御棒手動操作・監視系]	1	0	②	—	—	中性子源領域計表	4	0	0	中性子源領域計表又は平均出力領域計表により、未臨 界維持の推定可能	監視事項は代替ハラ メータにて確認
	原子炉出力	平均出力領域計表	6	0	①	—	—	中性子源領域計表	4	0	0	中性子源領域計表により平均出力領域計表の代替監視 可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認
		[制御棒手動操作・監視系]	1	1	—	—	—	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の副制御棒の位置表示により、 未臨界状態が推定可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認
中性子源領域計表	4	0	①	—	—	中性子源領域計表	6	6	0	平均出力領域計表により中性子源領域計表の代替監視 可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認		
[制御棒手動操作・監視系]	1	1	—	—	—	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の副制御棒の位置表示により、 未臨界状態が推定可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認		

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 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

項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器			SBO影響	計器数	抽出パラメータの種類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	抽出パラメータを計測する計器			SBO	
			直後	SBO影響							計器数	直後	SBO影響		
				負荷切り離し後	負荷切り離し後								負荷切り離し後		負荷切り離し後
対応手段 事故時操作要領書 (撤除ベース) 「反応度制御」 選択制制御棒挿入機構による 原子炉出力抑制	プラント停止状態	全副制御棒全挿入ランプ	1	0	1	1	1	1	—	—	0	0	—		
			1	0	1	1	1	1	—	—	0	0	監視事項は代替パラメータにて確認		
		[制御棒手動操作・監視系]	6	0	6	6	6	6	6	—	—	0	0	監視事項は代替パラメータにて確認	
			4	0	4	4	4	4	4	—	—	0	0	監視事項は代替パラメータにて確認	
事故時操作要領書 (撤除ベース) 「反応度制御」 制御棒手動挿入	原子炉出力	スクラム作開閉表示	137	0	137	137	137	137	—	—	0	0	—		
			1	0	1	1	1	1	—	—	0	0	—		
		全副制御棒全挿入ランプ	1	0	1	1	1	1	1	—	—	0	0	—	
			1	0	1	1	1	1	1	—	—	0	0	—	
操作 (1 / 2)	原子炉出力	[制御棒手動操作・監視系]	6	0	6	6	6	6	—	—	0	0	監視事項は代替パラメータにて確認		
			4	0	4	4	4	4	—	—	0	0	監視事項は代替パラメータにて確認		
		平均出力領域計表	6	0	6	6	6	6	6	—	—	0	0	監視事項は代替パラメータにて確認	
			4	0	4	4	4	4	4	—	—	0	0	監視事項は代替パラメータにて確認	

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	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	SPO影響		計器名称	計器数	SPO影響		計器故障等	SPO			
					直後	負切り離し後			直後	負切り離し後					
事故時操作要領書（撤除ベース） 「反応度制御」 制御棒手動挿入	操作 (2 / 2)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	補助パラメータ 分類理由	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
								原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
								原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
								原子炉圧力	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
								原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
								原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
								制御棒駆動水圧系駆動水差圧	1	1	0	0	③		制御棒駆動水圧系の動作状態を確認するパラメータ
								補機監視機能	1	1	0	0	③		—

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				計器故障等	評価					
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後							
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由			
1.2.2.1. フロントライントライントシステム稼働時の対応手順 (1)高圧原子炉代替注水システムによる原子炉圧力容器への注水 a. 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動 事故時操作要領書（取扱 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注 水」	判 断 基 準 (1 / 3)										原子炉水位 (SA)	1	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 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代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
											高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
											代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	
											低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	
											低圧原子炉代替注水流量 (喪帯域用)	2	2	2	2	
											原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	
											高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
											残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
											低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
											残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
											原子炉圧力	2	2	2	2	
											原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	
											ホップレシジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候 ペーセス） 「水位確保」等 AM（総機師操作要領書 [THPAC]による原子炉注 水）	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	
												パラメータ 分類
	別 冊 第 2 ／ 3	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	1	0	0	監視事項は主要パラ メータにて確認	
				2	2	2	2	2	2	2		2
				2	2	2	2	2	2	2		2
				1	1	1	1	1	1	1		1
				1	1	1	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	2	2	2		2
				2	2	2	2	2	2	2		2
				1	1	1	1	1	1	1		1
				3	3	3	3	3	3	3		3
				1	1	1	1	1	1	1		1
				1	1	1	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	2	2	2		2
				1	1	1	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	2	2	2		2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM認識別操作要領書 [HTPACによる原子炉注水]	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後		計器故障等		
												補助パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
	判 断 基 準 (3 / 3)	水源の確保	サブレーション・プール水位(SA)	1	1	1	①	-	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
									残留熱代替除去系統積容器スプレイ流量	1	1	1	
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	
									高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	
									残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	
									低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	
									残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（撤収 ペーセス） 「水位確保」等 AM認識別操作要領書 [HPAC]による原子炉注 水]	項目	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													
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後		計器故障等												
												補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SRD影響	SRD影響								
	機 作 (1 / 4)	原子炉圧力容 器内の水位	[原子炉水位 (燃料槽)] 原子炉水位 (燃料槽) 原子炉水位 (燃料槽)	3	3	0	1	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												
				2	2	1	1	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相敏熱除去に必要な水量より代替監視可能											
				2	2	1	1	1	1	1			監視事項は主要パラメータにて確認										
				2	2	1	1	1	1	1				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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能									
				3	3	0	0	0	0	0					原子炉圧力								
				2	2	1	1	1	1	1						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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能							
				2	2	1	1	1	1	1							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)						
				3	3	0	0	0	0	0								高圧炉心スプレイポンプ出 口流量					
				2	2	1	1	1	1	1									高圧炉心スプレイポンプ出 口流量				
				2	2	1	1	1	1	1										低圧炉心スプレイポンプ出 口流量			
				2	2	1	1	1	1	1											低圧炉心スプレイポンプ出 口流量		
				2	2	1	1	1	1	1												残留熱除去ポンプ出口流量	
				2	2	1	1	1	1	1													残留熱除去ポンプ出口流量
				2	2	1	1	1	1	1													
2	2	1	1	1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量																

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候 ペーセス） 「水位確保」等 AM（船舶明瞭作頭領書 [IHPAC]による原子炉注 水）	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	
												パラメータ 分類
	操作 (2 / 4)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認	
				2	2	2	2	2	2	2		2
				1	1	1	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	2	2	2		2
				1	1	1	1	1	1	1		1
				3	3	3	3	3	3	3		3
				1	1	1	1	1	1	1		1
				1	1	1	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	2	2	2		2
				1	1	1	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	2	2	2		2
				1	1	1	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	2	2	2		2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（撤炭 ペーパ） 「水位確保」等 AM総機別機作要領書 （T.H.P.A.C.による原子炉注 水）	項目	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				SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後		
												補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類
操作 (3 / 4)	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	1	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	1	2	2		2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
			原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1		1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2		2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			サブプレッション・プール水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1		1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S.A) の水位変化より代替監視可能
			原子炉圧力容器への注水量 高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1		1	高圧原子炉に必要水量と原子炉水位の変化より代替監視可能

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候 ベース） 「水位確保」等 AM認識別操作要領書 [HPAC]による原子炉注 水]	項目	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							
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後						
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由				
操 作 (4 / 4 / 4)		水源の確保		1	1	1	①	-	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認
									原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	
									高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
									低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	
									残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	
									残留熱代替除去系統精留器 スプレイ流量	1	1	1	残留熱代替除去系統精留器 スプレイ流量	1	1	1	
									原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	1	1	1	
									高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0	高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0	
									残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	
									低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0	低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0	
									残留熱代替除去ポンプ出口 圧力	2	2	2	残留熱代替除去ポンプ出口 圧力	2	2	2	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器数	直後	SBO影響	
事故時操作要領書（取扱 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 THPAC 現物起動による 原子炉注水	1.2.1.1 フロントライントラップ系統（即時の対応手順） (1) 高圧原子炉代替注水系統による原子炉圧力容器への注水 b. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系統起動	判断基準 (1 / 3)	原子炉水位 (SA)	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1			
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1			
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2			
			低圧原子炉代替注水流量 (燃料減速)	2	2	2	2			
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	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隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0			
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1			
			原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバー圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			
			サブプレッション・チェンバー圧力 (SA)	2	2	2	2			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候 ペーセス） 「水位確保」等 AM（船舶機作要領書 TIPAC現象起動）による 原子炉注水）	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器故障等	SBO
判断基準 (2 / 3)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
			1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1			
			2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2		
			1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	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隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
			1	1	1	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
			3	3	3	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
			1	1	1	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
			1	1	1	1	残留熱代替熱除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
			2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2	1		
			1	1	1	1	原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A.) とサブプレッション・チェンジョン・圧力 (S.A.) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			2	2	2	2	サブプレッション・チェンジョン・圧力 (S.A.)	2	2	2	2		
			1	1	1	1	原子炉水位 (可搬型計器)	1	1	1	1		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM認識別動作要領書 （TIP、AC現象起動による原子炉注水）	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
判断基準 ③ / ②	水源の確保	サプレッション・プール水位 (S/A)	1	1	1	①	-	高圧炉心代替注水流量	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
								残留熱代替除去系統精留器スプレイ流量	1	1	1	
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	
								高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	
								残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	
								低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	
								残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（撤収 ベース） 「水位確保」等 AMI（個別機作要領書） TLP、AC現象起動による 原子炉注水	操作 (1 / 3)	原子炉圧力容 器内の水位	「原子炉水位（燃料棒）」 原子炉水位（燃料棒） 原子炉水位（燃料棒）	3	3	0	原子炉水位 (S.A)	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	SBO
				2	2	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相殺 蒸発法に必要な水量より代替監視可能		
				2	2	1	代替注水流量（常設）	1	1			
				2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （実用設備）	2	2			
				2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （実用設備）	2	2			
				2	2	1	原子炉降圧時冷却ポンプ出 口流量	1	1			
				3	3	0	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0			
				2	2	1	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0			
				2	2	1	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0			
				2	2	1	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1			
				2	2	2	原子炉圧力	2	2			
				2	2	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1			
2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2							

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
													SBO影響	SBO影響
事故時操作要領書（徴候「水位確保」等）AM（総機別機作要領書）TIP、AC現象起動による原子炉注水	操作（2 / 3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（S.A.）	1	1	1	1	1	1	2	2	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 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と熱線熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1	1	2	2	1	1		
				1	1	1	1	1	2	2	1	1		
				1	1	1	1	1	2	2	1	1		
				1	1	1	1	1	2	2	1	1		
				1	1	1	1	1	2	2	1	1		
				1	1	1	1	1	2	2	1	1		
				1	1	1	1	1	2	2	1	1		
				1	1	1	1	1	2	2	1	1		
				1	1	1	1	1	2	2	1	1		
				1	1	1	1	1	2	2	1	1		
				1	1	1	1	1	2	2	1	1		
				1	1	1	1	1	2	2	1	1		
				1	1	1	1	1	2	2	1	1		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価											
		分類	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	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													
事故時操作要領書（抜粋） （ペーページ） 「水位確保」等 AM認識別操作要領書 （TIP、AC現象起動による 原子炉注水）	相繼監視機能 操作（3 / 3）	相繼監視機能	原子炉圧力	2	2	1	①	-	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認										
				原子炉水位 (圧巻域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		2	1	1			1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能							
				原子炉水位 (S.A.)	1	1	1		1	1	1			1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能						
				原子炉圧力容器温度 (S.A.)	2	2	2		2	2	2			2	2			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
				原子炉圧力	2	2	2		2	2	2			2	2				直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
				原子炉水位 (圧巻域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		2	2	2			2	2					直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
				原子炉水位 (S.A.)	1	1	1		1	1	1			1	1						直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
				原子炉圧力容器温度 (S.A.)	2	2	2		2	2	2			2	2							直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
				原子炉圧力	2	2	2		2	2	2			2	2								直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				原子炉圧力 (可搬型計測器)	1	1	1		-	-	1			1	1								
高圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	1	1	1	③	高圧原子炉代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	1	1	1	-														
高圧原子炉代替注水系統タービン入口圧力	1	1	1	③	高圧原子炉代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	1	1	1		-													
高圧原子炉代替注水系統タービン排気圧力	1	1	1	③	高圧原子炉代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	1	1	1			-												
高圧原子炉代替注水ポンプ 入口圧力	1	1	1	③	高圧原子炉代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	1	1	1				-											

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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							
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器数	計器名称	計器数		計器故障等						
												SBO					
1.2.2 サポート系統故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び蒸気発生電源系統重故障時の原子炉圧力容器への注水 a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 事故時操作要領書（取扱 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 TRICIC現操起動による 原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水 処理」	判断基準 (1 / 3)											原子炉水位 (SA)	1	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
												高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
												代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	
												低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	
												低圧原子炉代替注水流量 (喪帯域用)	2	2	2	2	
												原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	
												高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
												残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
												低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
												残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
												原子炉圧力	2	2	2	2	
												原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	
												ホップレシジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対峙手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	
												パラメータ分類
事故時操作要領書（微候 ベークス） 「水位確保」等 AM監視開始作要領書 「NCLIC現象起動」による 原子炉注水 原子炉力災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水 処理」	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	1	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 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量 高圧炉心スプレイポンプ出 口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出 口流量 残留熱代替除去系原子炉注 水流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S.A.) ホアプレシジョン・チェンバ 圧力 (S.A.)	
			1	1	1	1	1	1	1	1		1
			1	1	1	1	1	1	1	1		1
			2	2	2	2	2	2	2	2		2
			2	2	2	2	2	2	2	2		2
			1	1	1	1	1	1	1	1		1
			1	1	1	1	1	1	1	1		1
			3	3	3	3	3	3	3	3		3
			1	1	1	1	1	1	1	1		1
			1	1	1	1	1	1	1	1		1
			2	2	2	2	2	2	2	2		2
			1	1	1	1	1	1	1	1		1
			2	2	2	2	2	2	2	2		2
			1	1	1	1	1	1	1	1		1
			2	2	2	2	2	2	2	2		2

判断基準 (2 / 3)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	分類	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	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	SBO
		計器数	直後	SBO影響							
				負荷切り離し後	計器故障等						
対応手段 事故時操作要領書（微減 ベース） 「水位確保」等 AM監視開始作要領書 「TIC現地起動」による 原子炉注水 原子炉災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水 処理」	水源の確保 サプレッション・プール水 位（SA）	1	1	1	-	①	1	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1
								原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1
								高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0
								低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0
								残留熱代除去系原子炉注 水流量	1	1	1
								残留熱代除去系格納容器 スプレイ流量	1	1	1
								原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	1	1	1
								高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0
								残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3
								低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0
								残留熱代除去ポンプ出口 圧力	2	2	2

判
断
基
準
(
3
/
3)

監視事項は主要パラ
メータにて確認

サプレッション・プールを水源とするポンプの注水量
よりサプレッション・プール水位（SA）の代替監視可
能

サプレッション・プールを水源とすることにより代替監視可能
動作していることを確認することにより代替監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	分類	計器名称	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	パラメータ 分類	SBO影響			計器故障等	SBO						
			計器数	直後	負荷切り離し後			SBO影響										
								計器数	直後	負荷切り離し後								
対応手段 事故時操作要領書（撤収 ベース） 「水位確保」等 AMI監視操作要領書 「MVIC現象発動による 原子炉注水」 原子炉災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水 処理」	原子炉圧力容 器内の水位	「原子炉水位（燃料棒）」 「原子炉水位（燃料棒）」 「原子炉水位（燃料棒）」	3	3	0	① ② ③	0 1 1	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	監視事項は主要パラメータにて確認						
			2	2	1			2	2	2			2	2	2	2		
			2	2	1			2	2	2			2	2	2	2	2	
			1	1	1			1	1	1			1	1	1	1	1	
			1	1	1			1	1	1			1	1	1	1	1	
			1	1	1			1	1	1			1	1	1	1	1	
			1	1	1			1	1	1			1	1	1	1	1	1
			1	1	1			1	1	1			1	1	1	1	1	1
			1	1	1			1	1	1			1	1	1	1	1	1
			1	1	1			1	1	1			1	1	1	1	1	1
			1	1	1			1	1	1			1	1	1	1	1	1
			1	1	1			1	1	1			1	1	1	1	1	1

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	対応手段	抽出パラメータを計測する計器										SBO		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器故障等					
					直後	負荷切り離し後			計器数	直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（確保 ページ） 「水位確保」等 AM監視開始要領書 「TRC LIC現象発動による 原子炉注水」 原子炉災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水 処理」	可搬型回転計	③	1	1	1	1	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉圧力	①	2	1	2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、燃料温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
	原子炉圧力						原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
	原子炉圧力						原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
	原子炉圧力 (S A)	①	1	1	1	1	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、燃料温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
	原子炉圧力 (可搬型計器)		1	1	1	1	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
	原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力		1	1	1	1	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		

操作 (3 / 3)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		SBO影響 負荷切り離し後	
												パラメータ 分類
1.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制 a. 制御機駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 事故時操作要領書(取扱 ペーパー) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注 水」	電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	1	1	1	—	
		D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	1	1	1	—	
		C-ローセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントの受電 状態を確認するパラメータ	1	1	1	—	
		D-ローセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントの受電 状態を確認するパラメータ	1	1	1	—	
	判断基準 (1 / 2)	原子炉圧力容 器内の水位	〔原子炉水位 (燃料床)〕	3	3	0	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	1	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認
			原子炉水位 (燃料床)	2	2	1	①					
			原子炉水位 (燃料床)	2	2	1	①					
			原子炉圧力容器 内の水位	3	3	0	①					
			原子炉圧力容器 内の水位	2	2	1	①					
			原子炉圧力容器 内の水位	2	2	1	①					
		原子炉水位 (S.A)	1	1	1	③	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	1	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	③	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	1	1	1		
		代替注水流量 (常設)	1	1	1	③	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	1	1	1		
		低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉代替注水流量 (燃料床用))	2	2	2	③	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	2	2	2		
		低圧原子炉代替注水流量 (燃料床用)	2	2	2	③	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	2	2	2		
		原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	③	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	1	1	1		
		高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	0	③	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	1	0	0		
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	0	③	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	3	0	0		
		低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	0	③	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	1	0	0		
		残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	③	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	1	1	1		
原子炉圧力	2	2	2	③	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	2	2	2				
原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	③	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	1	1	1				
サブレーション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	③	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	2	2	2				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（撤換 ペーパークラス） 「水位確保」等 AM認識別操作要領書 （COR/Dによる原子炉注 水）	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後		
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
判断基準 (2 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	1	1	1	1	原子炉水位 (広帯域)	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		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
							高圧原子炉代替注水流量	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断線熱除去に必要な水量より代替監視可能	
							代替注水流量 (常設)	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2			
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンジョン・圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1			
サブプレッション・チェンジョン・圧力 (SA)	2	2	2										
補機監視機能	原子炉補機冷却系常用流量	1	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状態を確認するパラメータ	—	—	—				
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水貯蔵ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—				

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（撤換 ペーパークラス） 「水位確保」等 AM図（個別操作要領書） （CRDによる原子炉注 水）	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
													補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類
	機 作 （ 1 ／ 4 ）	原子炉圧力容 器内の水位	〔原子炉水位（燃料槽）〕 原子炉水位（燃料槽） 原子炉水位（燃料槽）	3	3	0	1	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			
				2	2	1	1	1	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相敏熱除去に必要な水量より代替監視可能	
				2	2	1	1	1	1	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相敏熱除去に必要な水量より代替監視可能
				2	2	1	1	1	1	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相敏熱除去に必要な水量より代替監視可能
				3	3	0	0	0	0	0	0		0	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力（S.A）とサブプレッション・チェンバ圧力（S.A）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力（S.A）とサブプレッション・チェンバ圧力（S.A）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力（S.A）とサブプレッション・チェンバ圧力（S.A）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力（S.A）とサブプレッション・チェンバ圧力（S.A）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力（S.A）とサブプレッション・チェンバ圧力（S.A）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力（S.A）とサブプレッション・チェンバ圧力（S.A）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力（S.A）とサブプレッション・チェンバ圧力（S.A）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力（S.A）とサブプレッション・チェンバ圧力（S.A）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力（S.A）とサブプレッション・チェンバ圧力（S.A）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候 ペーセス） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 （CRDによる原子炉注 水）	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後		
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
	操作 (2 / 4)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	2	2	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認	
				1	1	1	1	2	2	1	1		1
				1	1	1	1	2	2	1	1		1
				1	1	1	1	2	2	1	1		1
				1	1	1	1	2	2	1	1		1
				1	1	1	1	2	2	1	1		1
				1	1	1	1	2	2	1	1		1
				1	1	1	1	2	2	1	1		1
				1	1	1	1	2	2	1	1		1
				1	1	1	1	2	2	1	1		1
				1	1	1	1	2	2	1	1		1
				1	1	1	1	2	2	1	1		1
				1	1	1	1	2	2	1	1		1
				1	1	1	1	2	2	1	1		1

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器数	計器名称	SBO影響			SBO		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書（撤炭ペーパー） 「水位確保」等 AM認識別操作要領書 （CORCによる原子炉注水）	操作 (3 / 4)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	-	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (圧排機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	1			1
								原子炉水位 (S.A)	1	1	1			1
								原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2			2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 （O/RDによる原子炉注水）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器の圧力	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	①	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位 (圧排機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	2	2	2	2	2	2		2	
			原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1		1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2	2		2	
2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制 b. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水	操作 (4 / 4)	原子炉圧力容器への注水量	1	0	0	③	抑制機駆動水圧系の動作状態を確認するパラメータ	—	—	—	—			
		抑制機監視機能	1	1	0	③	抑制機駆動水圧系の動作状態を確認するパラメータ	—	—	—	—			
		水源の確保	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—			
		電源	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 （S.L.Cによる原子炉注水）	判断基準 (1 / 4)	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—			
		D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—			
		C-ローテセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ローテセントの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—			
		D-ローテセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ローテセントの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—			

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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		
		分類	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	SBO影響		計器故障等	
					直後	負荷切り離し後					直後			負荷切り離し後
事故時操作要領書（微減 ペース） 「水位確保」等 AM図（燃料棒作動履歴） 「SLICによる原子炉注 水」	判 断 基 準 (2 / 4)	原子炉圧力容 器内の水位	〔原子炉水位（燃料棒）〕 原子炉水位（燃料棒） 原子炉水位（燃料棒）	3	0	— —	①	原子炉水位 (SA)	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	SBO	
				2	1		①	高圧原子炉代替注水流量	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相敏 熱除去に必要な水量より代替監視可能			
				2	1		①	代替注水流量（常設）	1	1				
				2	2		①	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （実用設備）	2 2	2 2				
				2	1		①	原子炉稀薄時冷却ポンプ出 口流量	1	1				
				3	0		①	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0				
				2	1		①	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0				
				2	1		①	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0				
				2	1		①	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1				
				2	2		①	原子炉圧力	2	2				
				2	1		①	原子炉圧力 (SA)	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・ チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の漏 水を推定可能		
				2	2		①	サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候 ペーセス） 「水位確保」等 AM（個別操作要領書） （SILCによる原子炉注 水）	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													パラメータ 分類
	別 冊 第 （ 3 / 4 ）	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	0	0	0	0	監視事項は主要パラ メータにて確認	
				2	2	2	2	2	2	2	2		2
				2	2	2	2	2	2	2	2		2
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	2	2	2	2		2
				2	2	2	2	2	2	2	2		2
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				3	3	3	3	3	3	3	3		3
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	2	2	2	2		2
				2	2	2	2	2	2	2	2		2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（攷談ベース） 「水位確保」等 AM（個別操作要領書） 「SLC」による原子炉注水	項目	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						
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
																SBO影響
水源の確保	判断基準 (4 / 4)		復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	原子炉水位 (SA)	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			
				ろ過タンク水位	1	1	1	③	代替水期の確保状態を確認するパラメータ	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
				純水タンク水位	2	0	0	③	代替水期の確保状態を確認するパラメータ	代替注水流量 (常設)	1	1	1			
操作 (1 / 3)		原子炉圧力容器内の水位	「原子炉水位 (攷算)」 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (高帯域)	3	0	0	①		原子炉圧力容器	原子炉圧力 (SA)	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		
				2	1	1	①			高圧原子炉代替注水流量 (攷算)	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
				2	1	1	①			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
				3	0	0	①			低圧原子炉代替注水流量 (攷算)	低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
				2	1	1	①			高圧原子炉代替注水流量 (常設)	代替注水流量 (常設)	1	1	1		
				2	2	2	①			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と熱交換に必要な水量より代替監視可能	低圧原子炉代替注水流量 (攷算)	2	2	2		
				2	2	2	①			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と熱交換に必要な水量より代替監視可能	高圧原子炉代替注水流量 (攷算)	2	2	2		
				2	2	2	①				残留熱除去ポンプ出口流量	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
				1	1	1	①				低圧原子炉代替注水流量 (攷算)	低圧原子炉代替注水流量	1	0	0	
				1	1	1	①				残留熱除去ポンプ出口流量	残留熱除去ポンプ出口流量	1	1	1	
								原子炉圧力	2	2	1					
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能				
								サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2					

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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	パラメータ 分類	SBO影響		評価		
		計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後			計器故障等	SBO			
										計器名称	計器数	直後
事故時操作要領書（徴候 ペーセス） 「水位確保」等 AM（船舶用）作業者 （S L Cによる原子炉注 水）	原子炉圧力容 器内の水位 操作（2 / 3）	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	-	①	2	2	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	
			2	2	1	1						
		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1			1			
		代替注水流量 (常設)	1	1	1	1			1			
		低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2			2	2		
		低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2			2	2		
		原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1			1	1		
		高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	0	0			1	0		
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	0	0			3	0		
		低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	0	0			1	0		
		残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1			1	1		
		原子炉圧力	2	2	2	2			2	2		
		原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1			1	1		
		ホプレッション・チェンバ ー圧力 (S A)	2	2	2	2			2	2		

監視事項は主要パラメータにて確認

原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とホプレッション・チェンバークラスの圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能

原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と断線熱除去に必要な水量より代替監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（撤換ベース） 「水位確保」等 AM（個別機作要領書） （SLICによる原子炉注水）	項目	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				SBO						
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後					
												補助パラメータ分類	補助パラメータ分類理由			
<p>操作 (3 / 3)</p>		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①			原子炉圧力 (S.A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉圧力	2	2	1	①				原子炉水位 (圧力換算) 原子炉水位 (燃料罐)	2 2	2 2		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
			原子炉圧力	1	1	1	①				原子炉水位 (S.A)	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	2					原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
			原子炉圧力	2	2	2					原子炉圧力	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	2					原子炉水位 (圧力換算) 原子炉水位 (燃料罐)	2 2	2 2		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
			原子炉圧力	1	1	1					原子炉水位 (S.A)	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	2					原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
			原子炉圧力容器への注水量	1	ほう 脱水貯蔵タンク液位	1	0	0	③			ほう 脱水注入系の運転状態を確認するパラメータ	—		—	
			補機監視機能	1	ほう 脱水注入ポンプ出口圧力 復水輸送系出口ヘッダ圧力	1	1	0	③			ほう 脱水注入系の運転状態を確認するパラメータ 復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—		—	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対峙手段	項目	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				計器故障等	SBO						
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	直後	計器数	負荷切り離し後								
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由				
1.2.4 重大事故等対処設備（設計基準初動）による対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 事故時操作要領書（既録） 「水位確保」等	判断基準 (1 / 3)											原子炉水位 (SA)	1	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
												高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
												代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	
												低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	
												低圧原子炉代替注水流量 (喪帯域用)	2	2	2	2	
												原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	
												高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
												残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
												低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
												残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
												原子炉圧力	2	2	2	2	
												原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	
												ホップレシジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候 ベース） 「水位確保」等	項目	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								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等									
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後										
	原子炉圧力容 器内の水位 別 冊 第 2 ／ 3		原子炉水位 (S.A.)	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2	2	2	2	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			
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	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代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
								代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	
								低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3	3	3	3	3		3	3	
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
								原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	
								原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
								ホップレシジョン・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等	項目	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												
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器数	SBO影響														
					直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後													
	判 断 基 準 (3 / 3)	水源の確保	サブレーション・プール水位(SA)	1	1	1	1	1	1	-	補助パラメータ 分類理由	高圧炉心代替注水流量	1	1	1	計器故障等	SBO					
																		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1
																		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0
																		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0
																		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0
																		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1
																		残留熱代替除去系統精留器スプレイ流量	1	1	1	1
																		原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1
																		高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0
																		残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3
																		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0
																		残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2	2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（攪炭 ペーセス） 「水位確保」等	項目	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	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後		計器故障等
操作 (1 / 4)	原子炉圧力容 器内の水位	「原子炉水位（燃料棒）」 原子炉水位（燃料棒） 原子炉水位（燃料棒）	3	3	0	1	0	0	0	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 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相線 熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認	
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			3	3	0	1	0	0	0		0
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			3	3	0	1	0	0	0		0
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候 ペーセス） 「水位確保」等	項目	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	パラメータ 分類	SBO影響		SBO影響		計器故障等	SBO
		分類	計器名称	計器数	直後			負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後		
<p style="text-align: center;">操作 (2 / 4)</p>	<p style="text-align: center;">原子炉圧力容 器内の水位</p>	<p style="text-align: center;">原子炉水位 (S.A.)</p>	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	2 2	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	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認		
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	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排熱除去に必要な水量より代替監視可能				
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1					
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2					
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1					
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0					
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0					
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0					
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1					
			原子炉圧力	2	2	2	2	1					
			原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A.) とサブプレッション・チェンバー圧力 (S.A.) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能				
			サブプレッション・チェンバー圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2					

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書(徴炭 ペーパース)「水位確保」等	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価					
		分類	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	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					
操作 (3 / 4)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (S.A)	1	2	1	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
			原子炉水位 (圧巻域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	—	—	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	2	2	1	1		1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位 (S.A)	1	1	1	—	—	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	1	1	1	1		1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	—	—	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2		2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度 (S.A)	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (圧巻域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
				原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (圧巻域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器への注水量	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	サブプレッション・チェンバ 温度 (S.A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (S.A)	2	2	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (S.A) の温度変化により代替監視可能	
				原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	①	—	サブプレッション・プール水 位 (S.A)	1	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S.A) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	①	—	原子炉圧力 (圧巻域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
				原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書(徴収 ペーパー) 「水位確保」等	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
操作 (4 / 4)	機械監視機能	水源の確保	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	①	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	—	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	—		
			原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力	1	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	—		
			原子炉隔離時冷却系タービン回転速度	3	0	0	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	—		
			サブプレッション・プール水位 (S.A)	1	1	1	①	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	—		
			残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	①	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	—		
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	①	—	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	—		
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	—		
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	①	—	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	—		
			残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2	②	—	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2	—		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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																	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後		計器故障等																
												SBO影響	SBO影響														
1.2.4 重大事故等対処設備（設計基準状態）に対する対応手順 (2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 事故時操作要領書（既成） 「水位確保」等	電源		HPC-S-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ																			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候 ベース） 「水位確保」等	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後				
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	SBO影響	SBO影響
別冊 基準 第（2）／（3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認			
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	3	3
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器数	直後	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			
	判断基準 (3/3)	水源の確保	サブレーション・プール水位(SA)	1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	計器故障等	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
							残留熱代替除去系統精容器スプレイ流量	1	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0		
							残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3		
							低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0		
							残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2	2		

サブレーション・プールを水源とするポンプの流量よりサブレーション・プール水位(SA)の代替監視可能

サブレーション・プールを水源とするポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能

監視事項は主要パラメータにて確認

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（撤炭 ペーセス） 「水位確保」等	項目	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	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後		計器故障等
	機 作 （ 1 ／ 4）	原子炉圧力容 器内の水位	「原子炉水位（燃料槽）」 「原子炉水位（燃料槽）」 「原子炉水位（燃料槽）」	3	3	0	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相敏 熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認	
				2	2	1	1	0	0		
				2	2	1	1	0	0		
				2	2	1	1	0	0		
				1	1	1	1	1	1		
				2	2	2	2	2	2		
				2	2	2	2	2	2		
				1	1	1	1	1	1		
				2	2	2	2	2	2		
				2	2	2	2	2	2		
				1	1	1	1	1	1		
				2	2	2	2	2	2		
				2	2	2	2	2	2		
				2	2	2	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候 ペーセス） 「水位確保」等	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後		
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
操作 (2 / 4)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
								代替注水流量 (常設)	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1		
								高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0		
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
								低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0		
								残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1		
								原子炉圧力	2	2	2	1	
								原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	
								ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（濃度 ペーパース） 「水位確保」等	項目	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									
		分類	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		SBO								
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後									
操作 (3 / 4)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			原子炉水位 (圧力換算) 原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1	—	—	原子炉水位 (S.A)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			原子炉圧力	2	2	1	—	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	1	—	—	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			原子炉圧力	2	2	1	—	—	原子炉圧力	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			原子炉水位 (圧力換算) 原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1	—	—	原子炉水位 (S.A)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			原子炉圧力	2	2	1	—	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	1	—	—	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			サブプレッション・プール水温度 (S.A)	2	2	2	①	—	—	サブプレッション・チェンバ温度 (S.A)	2	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (S.A) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			原子炉圧力容器への注水量	1	0	0	①	—	—	サブプレッション・プール水位 (S.A)	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S.A) の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
相続監視機能	1	1	0	—	—	—	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	相続熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等	項目	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							
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器数	計器名称	計器故障等		SBO						
					直後	負荷切り離し後											
操作 (4/4/4)	水源の確保	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	高圧炉心代替注水流量	1	1	1	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認						
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1								
						高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0								
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0								
						低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0								
						残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1								
						残留熱代替除去系統積容器スプレイ流量	1	1	1								
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1								
						高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0								
						残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3								
						低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0								
						残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2								

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	
												直後	負荷切り離し後
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)代替減圧 a. 手動操作による減圧 事故時操作要領書(既設ベベース) 1減圧冷却	抽油監視機能 注水手段の確保(運転状態) 判断基準	復水器真空度	3	3	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	SBO影響	計器故障等	SBO	
		高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	
		残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	—	—	—	—	—	
		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①	—	—	—	—	—	—	
		原子炉降圧時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	
		低圧炉心代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	
		消火ポンプ出口圧力	2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
		復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
		RFP出口ヘッダ圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 東電時操作要領書(巻後ペーシス) 「減圧冷却」	項目	分類	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		計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
操作(1/4)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	2	1	①	-	原子炉圧力 (S.A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
								原子炉水位 (S.A)	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2		
								原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
								原子炉水位 (S.A)	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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、④補助パラメータ

対応手段 車庫時操作要領書(徴候 ペーネース) 「減圧冷却」	項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器数		計器名称	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					
	操 作 (2 / 4)	原子炉圧力 容器内の水 位	「原子炉水位(燃料盛)」、 原子炉水位(燃料盛) 原子炉水位(燃料盛)	3 2 2	3 2 2	① ① ①	— — —	1	1	原子炉水位(SA)	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	監視事項は主要パラメータにて確認
								1	1	高压原子炉代替注水流量	1	1		
								1	1	代替注水流量(常設)	1	1		
								2	2	低圧原子炉代替注水流量(燃料盛域用)	2	2		
								1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		
								1	0	高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								3	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		
								1	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
								1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1		
								2	2	原子炉圧力	2	2		
								1	1	原子炉圧力(SA)	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)とサブプレッション・チェンバース圧力(SA)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
								2	2	サブプレッション・チェンバース圧力(SA)	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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, ④補助パラメータ

対応手段 車庫時操作要領書(巻後ペーセス) 「減圧冷却」	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器		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	SBO影響		計器故障等	評価	SBO
			直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後									
操作 (3 / 4)	原子炉圧力 容器内の水 位	原子炉圧力 容器内の水 位	①	-	1	1	1	-	①	原子炉水位 (圧帯域)	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		
										原子炉水位 (燃料帯域)	2	2	1			
										高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
										代替注水流量 (常設)	1	1	1			
										低圧原子炉代替注水流量 (燃料帯域用)	2	2	2			
										低圧原子炉代替注水流量 (燃料帯域用)	2	2	2			
										原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
										蒸気炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
										残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
										低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
										残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
										原子炉圧力	2	2	1			
										原子炉圧力 (SA)	1	1	1			
										サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2			

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後 負荷切り離し後	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 直後 負荷切り離し後		
事故時操作要領書(徴候ペーネース)「減圧冷却」	操作(4/1/4)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位(SA)	1	1	1	1	1	1	1	計器故障等	SBO	
			原子炉格納容器内の水位	1	1	1	1	1	1	1			1
			原子炉格納容器内の水位	1	1	1	1	1	1	1			1
			原子炉格納容器内の水位	1	1	1	1	1	1	1			1
			原子炉格納容器内の水位	1	1	1	1	1	1	1			1
			原子炉格納容器内の水位	1	1	1	1	1	1	1			1
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール温度(SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	計器故障等	SBO
			原子炉格納容器内の温度	2	2	2	2	2	2	2	2		
			原子炉格納容器内の温度	2	2	2	2	2	2	2	2		
			原子炉格納容器内の温度	2	2	2	2	2	2	2	2		
			原子炉格納容器内の温度	2	2	2	2	2	2	2	2		
			原子炉格納容器内の温度	2	2	2	2	2	2	2	2		
事故時操作要領書(徴候ペーネース)「急速減圧」	判断基準	機械監視機能	3	3	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	計器故障等	SBO	
		機械監視機能	3	3	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—			
		高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	—	—	—	—	—			
		残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	—	—	—			
		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①	—	—	—	—			
		低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	—	—	—	—	—			
事故時操作要領書(徴候ペーネース)「急速減圧」	判断基準	注水手段の確保(運転状態)	2	2	2	—	—	—	—	—	計器故障等	SBO	
		注水手段の確保(運転状態)	2	2	2	—	—	—	—	—			
		消火ポンプ出口圧力	2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—			
		復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—			
		RF P 出口ヘッド圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—			
		RF P 出口ヘッド圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 車庫時操作要領書(巻後 ペーシス) [急速減圧]	項目	分類	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		計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
操作 (1 / 4)	原子炉圧力 容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	-	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
							原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2		
							原子炉圧力	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
							原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2		
							原子炉圧力	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1									
原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2									

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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、④補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		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					
事故時操作要領書(徴候ペーセス) 「急速減圧」	原子炉圧力容器内の水位 操作(2/4)	原子炉圧力容器内の水位	「原子炉水位(燃料盛)」、 原子炉水位(燃料盛)、 原子炉水位(燃料盛)	3 2 2	3 2 2	① ① ①	ー ー	原子炉水位(SA)	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認
								高压原子炉代替注水流量	1	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代替監視可能	
								代替注水流量(常設)	1	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量(燃料盛域用)	2	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量(燃料盛域用)	2	2	2	2		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
								高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
								原子炉圧力	2	2	2	2		
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
								サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 車庫時操作要領書(巻後ペーセス) [急速減圧]	項目	分類	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		計器数	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		計器名称	補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	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								
	操作 (3 / 4)	原子炉圧力 容器内の水 位	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	原子炉水位 (圧帯域) 原子炉水位 (燃料帯域)	-	①	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		
											2	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尚残熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
											1	1			
											2	2			
											2	2			
											1	1			
											1	1			
											3	0			
											1	0			
											1	1			
											2	2			
											1	1			
											2	2			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 東電時操作要領書（徹底 ペース） 「急速減圧」	項目	分類	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	パラメータ 分類	SBO影響		評価		SBO	
			計器名称	計器数	直後	負荷切り離した後			計器数	直後	負荷切り離した後			
操作（4 / 4）	原子炉格納 容器内の水 位	原子炉格納 容器内の水 位（S A）	サブプレッション・プールの水 位（S A）	1	1	1	1	計器名称 代替注水流量（常設）	1	1	1	計器故障等	代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量（常設）、格納容器代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量、サブプレッション・プール代替注 水流量、（低圧域用）/ 低圧原子炉代替注水流量、（低 圧域用）/ 低圧原子炉代替注水流量、（低圧域用）/ 低圧 原子炉代替注水流量、（低圧域用）/ 低圧原子炉代替注水 流量、（低圧域用）/ 低圧原子炉代替注水流量、（低圧域 用）/ 低圧原子炉代替注水流量、（低圧域用）/ 低圧原子 炉代替注水流量、（低圧域用）/ 低圧原子炉代替注水流量 より代替監視可能	SBO
				2	2	2	2	計器名称 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （低圧域用）	2	2	2	2		
				1	1	1	1	計器名称 格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	2		
				2	2	2	2	計器名称 ベゾスタル代替注水流量 ベゾスタル代替注水流量 （低圧域用）	2	2	2	2		
				2	2	2	2	計器名称 ベゾスタル代替注水流量 ベゾスタル代替注水流量 （低圧域用）	2	2	2	2		
				1	1	1	1	計器名称 低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1		
原子炉格納 容器内の温 度	原子炉格納 容器内の温 度	原子炉格納 容器内の温 度	原子炉格納 容器内の温 度	2	2	2	2	計器名称 サブプレッション・チェンバ 温度（S A）	2	2	2	計器故障等	サブプレッション・チェンバ 温度（S A）の温度変化に より代替監視可能	SBO
				3	3	3	3	計器名称 復水器真変度	3	3	3	3		
連続監視機 能			復水器の運転状態を確認 するパラメータ			③	0	—	2	2	2	—	—	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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		
運転時操作手順書(シビアアクシデント) (注水-1)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(燃料域)	2	2	①	-	直後	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	監視事項は主要パラメータにて確認
								負荷切り離し後	1		
								計器数	1		
								計器名称	原子炉水位(SA)		
								補助パラメータ分類理由			
								パラメータ分類			
								計器故障等			
								SBO影響			
								直後	1		
								負荷切り離し後	1		
								計器数	1		
								計器名称	高压原子炉代替注水流量		
								補助パラメータ分類理由			
パラメータ分類											
計器故障等											
SBO影響											
直後	1										
負荷切り離し後	1										
計器数	1										
計器名称	代替注水流量(常設)										
補助パラメータ分類理由											
パラメータ分類											
計器故障等											
SBO影響											
直後	2										
負荷切り離し後	2										
計器数	2										
計器名称	低圧原子炉代替注水流量(燃料域用)										
補助パラメータ分類理由											
パラメータ分類											
計器故障等											
SBO影響											
直後	2										
負荷切り離し後	2										
計器数	2										
計器名称	低圧原子炉代替注水流量										
補助パラメータ分類理由											
パラメータ分類											
計器故障等											
SBO影響											
直後	1										
負荷切り離し後	1										
計器数	1										
計器名称	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量										
補助パラメータ分類理由											
パラメータ分類											
計器故障等											
SBO影響											
直後	0										
負荷切り離し後	0										
計器数	1										
計器名称	高压炉心スプレイポンプ出口流量										
補助パラメータ分類理由											
パラメータ分類											
計器故障等											
SBO影響											
直後	0										
負荷切り離し後	0										
計器数	3										
計器名称	残留熱除去ポンプ出口流量										
補助パラメータ分類理由											
パラメータ分類											
計器故障等											
SBO影響											
直後	0										
負荷切り離し後	0										
計器数	1										
計器名称	低圧炉心スプレイポンプ出口流量										
補助パラメータ分類理由											
パラメータ分類											
計器故障等											
SBO影響											
直後	1										
負荷切り離し後	1										
計器数	1										
計器名称	残留熱代替除去系原子炉注水流量										
補助パラメータ分類理由											
パラメータ分類											
計器故障等											
SBO影響											
直後	2										
負荷切り離し後	2										
計器数	2										
計器名称	原子炉圧力										
補助パラメータ分類理由											
パラメータ分類											
計器故障等											
SBO影響											
直後	1										
負荷切り離し後	1										
計器数	1										
計器名称	原子炉圧力(SA)										
補助パラメータ分類理由											
パラメータ分類											
計器故障等											
SBO影響											
直後	2										
負荷切り離し後	2										
計器数	2										
計器名称	サブプレッション・チェンバ圧力(SA)										
補助パラメータ分類理由											
パラメータ分類											
計器故障等											
SBO影響											
直後	2										
負荷切り離し後	2										

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	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		
対応手段 事故時操作手順書（シビアアクシデント） （注水-1）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S A)	1	1	①	-	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	SBO
							2	1		
							1	1		
							1	1		
							2	2		
							2	2		
							1	1		
							1	1		
							3	0		
							1	0		
							1	1		
							2	2		
							1	1		
2	2									

判断基準 (2 / 3)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		計器数	SBO影響		計器故障等	評価	SBO				
				直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後										
				直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後										
事故時操作手順書(シビアアクシデント) (注水-1)	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	注水手順の 最後(運転 状態)	高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	0	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
			残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
			低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	0	1	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
			低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			消火ポンプ出口圧力	2	2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確 認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			復水輸送ポンプ出口ヘッダ 圧力	1	0	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			RFP出口ヘッダ圧力	1	0	1	0	③	除復水系の運転状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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				
車庫時操作手順書（シビアアクシデント） 〔注水-1〕	原子炉圧力 容器内の圧力 操作（1 / 4）	原子炉圧力	2	1	①	-	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1			
							原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2			
							原子炉圧力	2	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1		1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
							原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1			
							原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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、④補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		計器故障等	SBO
				直後	SBO影響 負荷切り離し後			直後	SBO影響 負荷切り離し後		
事故時操作手順書（シビアアクシデント） 【注水-1】	原子炉圧力 容器内の水 位	原子炉圧力 容器内の水 位	「原子炉水位（燃料盛）」 原子炉水位（燃料盛） 原子炉水位（燃料盛）	3	0	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	SBO
				2	1	①		1	1		
				2	1	①		1	1		
				3	0	①		0	0		
				2	1	①		1	1		
				2	1	①		1	1		
				3	0	①		0	0		
				2	1	①		1	1		
				2	1	①		1	1		
				3	0	①		0	0		
				2	1	①		1	1		
				2	1	①		1	1		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		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		
事故時操作手順書（シビアアクシデント） 「注水-1」	操作 (3 / 4)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (圧帯域) 原子炉水位 (燃料帯域)	2 2	2 2	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	
				1	1	1	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1				
				1	1	1	—	代替注水流量 (常設)	1	1				
				2	2	2	—	低圧原子炉代替注水流量 (燃料帯域用)	2	2				
				1	1	1	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1				
				1	1	0	—	蒸気炉心スプレイポンプ出口流量	1	0				
				3	0	0	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0				
				1	0	0	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0				
				1	1	1	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1				
				2	2	2	—	原子炉圧力	2	2				
				1	1	1	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1				
				2	2	2	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2				
				2	2	0	①	—	2	0				
				18	0	0	—	—	18	0				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		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			
															直後
事故時操作手順書（シビアアクシデント） 〔注水-1〕	原子炉格納容器内の放射線量率	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（サブレンジンコン・デエンバ）	2	2	1	①	—	「エリア放射線モニタ」（原子炉建物エリア放射線モニタ）	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（S A）	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると異なり、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力（S A）	1	1	原子炉圧力（S A）	1	
										原子炉圧力（S A）	2	2	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（線料域）	2	
操作（4 / 4）	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（S A）	2	2	2	①	—	原子炉水位（S A）	1	1	原子炉水位	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代替監視可能		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度		2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	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	
												直後	負荷切り離し後
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1)常設直流電源系統算出時の減圧 a. 可搬型直流電源設備による減圧し安全弁開放 (緊急 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備切替 作監領書 「SRV駆動電源確保 (電 源)」)	駆動源の確保 注水手段の確保 (運転状態)	判断 基準 基	N ₂ ガスポンプ圧力	2	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動 状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			ADS用N ₂ ガス減圧弁二 次側圧力	2	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動 状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—
			残留蒸気ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	—	—	—	—	—
			低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0	①	—	—	—	—	—	—
			低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—
			消火ポンプ出口圧力	2	2	2	③	—	—	消火ポンプの運転状態を確 認するパラメータ	—	—	—
			復水輸送ポンプ出口ヘッダ 圧力	1	1	0	③	—	—	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ	—	—	—
			RFP出口ヘッダ圧力	1	1	0	③	—	—	給復水系の運転状態を確認 するパラメータ	—	—	—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		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						
													評価	評価		
運転時操作要領書(徴候ペーセス) 「急減圧」 「電源復旧」 AM設備別機作要領書 「SRV駆動源確保(電源)」	原子炉圧力 操作	原子炉圧力 容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	—	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能								
			原子炉水位 (S A)	1	1	1	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能								
			原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能								
			原子炉圧力	2	2	1	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能								
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	—	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能								
			原子炉水位 (S A)	1	1	1	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能								
			原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能								
			原子炉圧力 (可搬型計測器)	1	1	1	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能								
			—	—	—	—	—	—								

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器			計器名称	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価				
				計器数	直後	SRO影響 負荷切り離し後		計器数	直後	SRO影響 負荷切り離し後					
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1)常設直流電源系統異常時の減圧 b. 主蒸気速がし安全弁用蓄電池（補助蒸室）による速がし安全弁開放 事故時操作要領書（既録） 「急減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「ハンナリ」によるSRV開 放し力影響対処手順書 原子炉冷却材圧力監視手 続書 速がし安全弁開放操作（補 助蒸室）」	駆動源の確 保 注水手段の 確保（運転 状態） 判 断 基 据		N ₂ ガスボンベ圧力	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動 状態を確認するパラメータ	—	—	—				
			ADS用N ₂ ガス減圧弁二 次側圧力	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動 状態を確認するパラメータ	—	—	—				
			高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0	—	—	—	—	—	—			
			残留蒸除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	—	—	—	—			
			低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0	①	—	—	—	—	—			
			低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—			
			消火ポンプ出口圧力	2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確 認するパラメータ	—	—	—	—			
			復水輸送ポンプ出口ヘッダ 圧力	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—			
			RFP出口ヘッダ圧力	1	1	0	③	給排水系の運転状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—			
			原子炉圧力 容器内の圧 力 操 作 (1 / 2)	原子炉圧力 容器内の圧 力	1 2 2 1	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	1	1	1	監視事項は主要パ ラメータにて確認 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温 度より代替監視可能
						原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	1 1	1 1				
						原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1				
						原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2	2				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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	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	SRO影響			計器名称	計器数	SRO影響			
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後		
車庫時操作要領書(徴候ペーセス) 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「バツテリによるSRV開放」 原子力災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気速がし安全弁開放操作(補助装置)」	原子炉圧力 容器内の圧力	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	①	-	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 原子炉水位(丘岩城) 原子炉水位(燃料城) 原子炉水位(S.A) 原子炉圧力容器温度(S.A)	SRO 監視事項は主観パラメータにて確認
								原子炉圧力	2	2	1		
								原子炉圧力	1	1	1		
								原子炉圧力	2	2	2		
		原子炉圧力(可搬型計測器)	1	1	1	-	-						

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	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	直後	SBO影響 負荷切り離し後
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1)常設直流電源系統異常時の減圧 e. 主蒸気速がし安全弁用蓄電池 (原子炉集物) による速がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放 事故時操作要領書 (既録 「ベベース」 「急速減圧」 「電源復旧」 「原子力災害対策手順書」 「蓄電池設備による主蒸気速がし安全弁開放操作 (原子炉集物) 」	駆動源の確保 注水手段の確保 (運転状態)	判断 基準 基	N ₂ ガスボンベ圧力	2	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動状況を確認するパラメータ	—	—		
			ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力	2	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動状況を確認するパラメータ	—	—		
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	—	—	—	—	—	—	
			残留蒸気除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	—	—	—	—	
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①	—	—	—	—	—	
			低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	
			消火ポンプ出口圧力	2	2	2	③	—	—	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	
			復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力	1	1	0	③	—	—	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	
			RFP出口ヘッダ圧力	1	1	0	③	—	—	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		計器故障等	SBO			
				計器数	直後			SBO影響						
								負荷切り離し後	負荷切り離し後					
事故時操作要領書(徴候ペーセス) 「急減圧」 「電源復旧」 「原子力災害対応手順書」 「警報施設による主蒸気速減し安全弁開放操作(原子炉種物)」	操作	原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
				2	2	2	2	2	2	2		2	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	
				1	1	1	①	—	1	1		1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
				2	2	2	—	—	2	2		2	2	原子炉水位(SA)
				2	2	—	—	—	2	2		2	2	原子炉圧力容器温度(SA)
				2	2	—	—	—	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	—	—	—	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	—	—	—	2	2		2	2	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)
				1	1	—	—	—	1	1		1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
				2	2	—	—	—	2	2		2	2	原子炉圧力容器温度(SA)
			原子炉圧力(可搬型計測器)	1	1	1	—	—	1	—	監視事項は主要パラメータにて確認			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				計器名称	計器数	計器名称		計器故障等	評価
		分類	SBO影響	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器数							
								直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1)常設直流電源系統異常時の減圧 d. 速がし安全弁蒸発ガス代替供給設備による速がし安全弁開放 事前呼称要領書(既録「急速減圧」) 原子炉災害対策手順書 速がし安全弁蒸発ガス代替供給設備による速がし安全弁開放	駆動源の確保 注水手段の確保(運転状態)	蒸発ガス代替供給系蒸発ガスポンプ圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 消火ポンプ出口圧力 復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力 RFP出口ヘッド圧力	1	1	1	1	③	主蒸気速がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	1	1	計器故障等	SBO			
			1	1	0	0	-	-	-	-					
			3	3	3	3	①	-	-	-					
			1	1	0	0	①	-	-	-					
			2	2	2	2	-	-	-	-					
			2	2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	1	1	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ				
			1	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	1	1	給復水系の運転状態を確認するパラメータ				
			1	1	0	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	1	1	給復水系の運転状態を確認するパラメータ				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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		計器名称	計器数	SBO影響											
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後										
		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由																	
事故時操作要領書(徴候ペーシ) 「急減圧」 原子炉災害対策手順書 「逃がし安全装置ガス代替供給設備による逃がし安全弁開放」	原子炉圧力 容器内の圧力 操作 (1 / 2)	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	①	-	2 1	2 1	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測すること ができ、監視可能	SBO							
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2			1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度 / 圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能					
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測すること ができ、監視可能						
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2					直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測すること ができ、監視可能				
							原子炉圧力	2	2	2	2						直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測すること ができ、監視可能			
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2							原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度 / 圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1								直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測すること ができ、監視可能	
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2									直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測すること ができ、監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	計器名称	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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価	
				計器数	直後	負荷切り離し後		計器数	直後	負荷切り離し後		
												計器名称
事故時操作要領書(徴候 「急減圧」) 原子炉災害対策手順書 「逃がし安全弁蒸発ガス代 替弁設置設備による逃がし安 全弁開放」	原子炉圧力 容器内の圧 力	機械監視機 能	原子炉圧力(可搬型計測器)	1	1	1	-	-	-	-	-	
			蒸発ガス代替供給系蒸発ガスポンプ圧力	1	1	1	③	主蒸気速がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	-	-	-	-
			蒸発ガス代替供給系蒸発ガス供給圧力	1	1	1	③	主蒸気速がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	-	-	-	-
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要蒸発ガス発生時の減圧 a. 逃がし安全弁蒸発ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保	事故時操作要領書(徴候 「急減圧」) AM設備別操作要領書 「SRR駆動源確保(蒸発ガス)」 原子炉災害対策手順書 「主蒸気速がし安全弁用蒸 発ガスポンプ駆替」	機械監視機 能	ADS用N ₂ 減圧入口圧力低警報	2	0	0	-	-	-	-	-	
			N ₂ ガスポンプ圧力低警報	2	2	0	-	-	-	-	-	-
			N ₂ ガスポンプ圧力	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	-	-	-	-
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (3) 逃がし安全弁蒸発ガス供給系による背圧対策	事故時操作要領書(シビア アクシデント) 「注水-1」 原子炉災害対策手順書 「蒸発ガスポンプによる主 蒸気速がし安全弁背圧対 策」	駆動源の確 保	ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	-	-	-	
			ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	-	-	-	
			N ₂ ガスポンプ圧力	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	-	-	-	
事故時操作要領書(シビア アクシデント) 「注水-1」 原子炉災害対策手順書 「蒸発ガスポンプによる主 蒸気速がし安全弁背圧対 策」	原子炉格納 容器内の圧 力	機械監視機 能	サブプレッシャ・チェンバ 圧力(SA)	2	2	2	-	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	2	2	2	監視事項は主駆パ ラメータにて確認
			ドライウエル温度(SA)	7	7	7	①	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度(SA)又はベデスタル温度(SA)により代替監視可能	7	7	7	7
			ベデスタル温度(SA)	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	2	2	2	2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				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	補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類			直後	負荷切り離し後																																																										
													計器数	計器数																																																						
1.3.2.4 インターフェースシステムLOCA発生時の対応手順 (1) EOP「二次格納施設制御」 事故時操作要領書(運転 マニュアル) 「二次格納施設制御」	原子炉格納 容器からハ スの監視	判断基準 (1 / 2)	3 2	0 1	① ①	-	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域)	1	3 2	-	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	監視事項は主要パラメータにて確認																																																								
													1	2	-	原子炉水位 (S.A)	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認																																																	
																				2	1	-	原子炉圧力 (S.A)	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認																																										
																											2	2	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認																																			
																																		1	1	-	原子炉圧力 (S.A)	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認																												
																																									2	2	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認																					
																																																2	2	-	原子炉圧力 (S.A)	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認														
																																																							2	2	-	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							
																																																														1	1	-	原子炉圧力 (S.A)	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
1	1	-	原子炉圧力 (S.A)	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認																																																														
							2	2	-	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認																																																							

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 車庫時操作要領書(飯後 ペーセス) [二次格納施設制御]	項目	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			SBO	
		分類	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			
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
別 冊 基 準 (2 / 3)	原子炉格納 容器パイパ スの監視		ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ホブレーション・チェンバ ー圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) により代替監視可能			
			原子炉格納容器出口 圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—		—	
			減圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—		—	
			低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0	①	—	—	原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器パイパ スの発生を、監視可能	
			残留熱除去系配管出口圧力	3	3	3	①	—	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1		原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器パイパ スの発生を、監視可能	
			残留熱除去系配管周囲温度	24	24	0	③	原子炉冷却材の漏えいを確 認するパラメータ	—	—	—	—	—		—	—
			原子炉格納容器配管周囲 温度	6	6	0	③	原子炉冷却材の漏えいを確 認するパラメータ	—	—	—	—	—		—	—
			「エリア放射線モニタ」(原 子炉建物エリア放射線モニ タ)	18	0	0	②	—	—	「エリア放射線モニタ」(原 子炉建物エリア放射線モニ タ)	18	0	0		エリア放射線モニタの上昇により格納容器パイパ スの発生を、監視可能	
			補機監視機 能	1	0	0	③	原子炉冷却材の漏えいを確 認するパラメータ	—	—	—	—	—		—	—
漏えい関連 警報		R.C.I.Cポンプ室 (西側) 床漏れ警報	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—			
		トラス系重車庫床漏れ警報	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—			

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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, ④補助パラメータ

対応手段 車庫時操作要領書(飯後 ペーセス) 〔二次格納施設制御〕	項目	分類	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				
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後			
判断基準 (2 / 3)	漏えい関連 警報		トーラス室西側床漏洩警報	1	0	0	—	—	—	—	—	—	SBO			
			RHR熱交換器室床漏洩警報	2	0	0	—	—	—	—	—	—		監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉建屋大物搬入口前エリア床漏洩警報	1	0	0	—	—	—	—	—	—				
			RHRポンプ室床漏洩警報	2	0	0	—	—	—	—	—	—				
			LPCSポンプ室床漏洩警報	1	0	0	—	—	—	—	—	—				
			RCIC蒸気管圧力低警報	4	4	0	—	—	—	—	—	—				
			RCIC蒸気管漏洩警報	2	2	0	—	—	—	—	—	—				
			[原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(広帯域)]	3 2	3 2	0 1	① ①	— —	— —	1 1	1 1	1 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
			原子炉水位(SA)	1	1	1	①	—	—	2 2	2 2	1 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
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	—	1	2 2	1 1			1 1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
操作 (1 / 8)	原子炉格納 容器ノイズの監視		原子炉圧力	2	2	1	①	—	—	—	—	—	—		監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2 2	2 2	0 0	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	—	—	—	—	—	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
			原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2 2	2 2	0 0	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	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		
			原子炉水位(SA)	1	1	1	—	—	—	—	—	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
			原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	—	—	—	—	—	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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、④補助パラメータ

対応手段 （緊急時操作要領書（操便マニュアル） （二次格納施設制御））	項目	分類	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	直後	負荷切り離し後	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		直後	負荷切り離し後		
車庫時操作要領書（操便マニュアル） （二次格納施設制御）	操作 (2 / 8)	原子炉格納容器ハイスプレスの監視	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にもとより検知し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1		
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (S.A)	1	1	1		
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2		
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1	—	—	—	—	—	—		—
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0	—	—	—	—	—	—		—
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	—	—	—	—	—		—
			残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	①	—	—	—	—	—		—
			残留熱除去系配管周囲温度	24	24	24	0	③	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ	—	—	—	—		—
			原子炉隔離時冷却配管周囲温度	6	6	6	0	③	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ	—	—	—	—		—
[エリア放射線モニタ] (原子炉建物エリア放射線モニタ)	18	18	0	0	②	—	—	—	—	—	—				
原子炉棟排気高レンジモニタ	4	4	4	0	③	原子炉建物の放射線量を確認するパラメータ	—	—	—	—	—				
換気系モニタ	2	2	2	0	③	原子炉建物の放射線量を確認するパラメータ	—	—	—	—	—				
燃料取管筒放射線モニタ	4	4	4	0	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		計器数	評価		SBO	
			直後	SBO影響 負荷切り離し後			直後	SBO影響 負荷切り離し後					
対応手段 運転時操作要領書(徴候 ページ) 「二次格納施設制御」	原子炉圧力 容器への注 水量	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	-	①	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
								原子炉水位 (SA)	1	1			
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	-	①	-	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
									原子炉水位 (SA)	1	1		
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	-	①	-	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
									原子炉水位 (SA)	1	1		
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	-	①	-	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
									原子炉水位 (SA)	1	1		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 東電時操作要領書(飯後 ペーセス) 〔二次格納施設制御〕	項目	分類	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		計器名称	計器数	SBO影響						
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
操作 (4 / 8)	機械監視機	補助監視機	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	0	①	—	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			残留蒸除去ポンプ出口圧力	3	3	①	—	原子炉圧力 [エリア放射線モニタ] (原子炉建物エリア放射線モニタ)	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を、監視可能			
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	—	—	原子炉圧力	2	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	0	—	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を、監視可能		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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、④補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器故障等		SBO			
					直後	SBO影響 負荷切り離し後			計器名称	計器数		直後	SBO影響 負荷切り離し後	
運転時操作要領書(巻後ペーセス) 「二次格納施設制御」	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 操作 (5 / 8)	水量の確保	サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	①	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	サプレッション・プールを水源とするポンプの流量よりサプレッション・プール水位 (SN) の代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				1	0	0	0	0	0	0	0		0	0
				3	0	0	0	0	0	0	0		0	0
				1	0	0	0	0	0	0	0		0	0
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	3
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後				
車庫時操作要領書(飯後ペーセス) 〔二次格納施設制御〕	操作(6 / 8)	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認		
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	2	サブプレッジョン・プール水温度(SA)	2	2	2			
			残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	0	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2			
			原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	2	0	0	0	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0			
			残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	0	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2			
			RCW熱交換器出口温度	2	0	0	0							
			原子炉補機海水ポンプ出口圧力	2	2	0	0							
			復水器真空度	3	3	0	0							

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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, ④補助パラメータ

対応手段 車庫時操作要領書(飯後 ペーセス) 〔二次格納施設制御〕	項目	分類	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	
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後
	主蒸気管周囲温度警報		24	0	—	—	—	—	—	—	—	SBO	
	RHR配管周囲温度警報		24	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
	C UW配管周囲温度警報		12	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
	R C I C配管周囲温度警報		6	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
	R C I Cポンプ室(西側) 床漏洩警報		1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
	トーラス並集側床漏洩警報		1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
	トーラス並集側床漏洩警報		1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
	RHR熱交換器室床漏洩警 報	漏えい関連 警報	2	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
	原子炉建屋本物搬入口前エ リア床漏洩警報		1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
	RHRポンプ室床漏洩警報		2	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
	L P C Sポンプ室床漏洩警 報		1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
	R/B機器ドレンサンブタ ンク水位警報		2	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
	R/B床ドレンサンブタン ク水位警報		2	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
	L P C Sポンプ室床ドレン サンブタンク水位警報		2	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
	RHRポンプ室床ドレンサ ンブタンク水位警報		2	0	—	—	—	—	—	—	—	—	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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, ④補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	評価	SBO			
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後										
													SBO影響	SBO影響						
運転時操作要領書(徴候ペーシス) 「二次格納施設制御」	操作 (8 / 8)	漏えい関連 警報	HPCSポンプ送水ドレンサンプタンク水位警報	2	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
			RHRフラスキング用サンプタンク水位警報	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			主蒸気圧力低警報(運転モード)	4	4	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			CUW系統差流量高警報	6	6	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			CUWフィルタ入口圧力高警報	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			RCIC蒸気管圧力低警報	4	4	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			RCIC蒸気管漏洩警報	2	2	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			RCICポンプ入口圧力高警報	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			RHRポンプ出口圧力高警報	3	3	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			RHR RPV内注水管差圧低警報	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			LPCSポンプ出口圧力高警報	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			LPCS RPV内注水管差圧低警報	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			火災報知器警報	1795	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			原子炉内ダストモニタ警報	5	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				計器故障等	SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器数	直後	SBO影響				
												負荷切り離し後	負荷切り離し後
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライオン系故障の際の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 事故時操作要領書 (既設) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 TFLSR (常設) による 原子炉注水	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	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1				
		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1				
		代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1				
		低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2				
		低圧原子炉代替注水流量 (既設減)	2	2	2	2	2	2	2				
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1				
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0				
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0				
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0				
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1				
		原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2				
		原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1				
		ホップレシジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2				
		原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とホップレシジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能											

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（確保） （水位確保）等 AM（船舶機作要領書） （FLESR（常設））による 原子炉注水	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													パラメータ 分類
	別冊 基準 (2/3)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	1	0	0	監視事項は主要パラ メータにて確認		
				2	2	2	2	2	2	2			2
				1	1	1	1	1	1	1			1
				1	1	1	1	1	1	1			1
				2	2	2	2	2	2	2			2
				2	2	2	2	2	2	2			2
				1	1	1	1	1	1	1			1
				3	3	3	3	3	3	3			3
				1	1	1	1	1	1	1			1
				1	1	1	1	1	1	1			1
				2	2	2	2	2	2	2			2
				1	1	1	1	1	1	1			1
				2	2	2	2	2	2	2			2
				2	2	2	2	2	2	2			2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価			
		分類	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			
事故時操作要領書(徴収ペーパー) 「水位確保」等 AM(総機組作業者)による JFLSR(併設)による 原子炉注水	電源		緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ							
			SAロードセンター母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセンターの受電状態を確認するパラメータ							
別冊基準(3/3)	水源の確保		代替注水流量(常設)	1	1	1								低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水時高槽水位の代替監視可能	
			原子炉水位(広帯域)	2	2	2									
			原子炉水位(燃料域)	2	2	2									
			原子炉水位(SA)	1	1	1	①								注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能
			サブプレッション・プール水位(SA)	1	1	1									
			低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0							低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書(微減 ペース) 「水位確保」等 AM図(燃料棒位置図) 「FLSR(常設)」による 原子炉注水	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	計器故障等	SBO		
											SBO影響	SBO影響
<p>①重要監視パラメータ</p> <p>②有効監視パラメータ</p> <p>③補助パラメータ</p>	<p>操作 (1 / 4)</p>	<p>原子炉圧力容 器内の水位</p>	<p>〔原子炉水位(燃料棒)〕 原子炉水位(燃料棒) 原子炉水位(燃料棒)</p>	3	3	0	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相敏 熱除去に必要な水量より代替監視可能	<p>監視事項は主要パラ メータにて確認</p>		
				2	2	1	1	2	2		2	2
				2	2	1	1	2	2		2	2
				1	1	1	1	1	1		1	1
				3	3	0	0	1	1		1	1
				2	2	1	1	2	2		2	2
				2	2	1	1	2	2		2	2
				3	3	0	0	1	1		1	1
				2	2	1	1	2	2		2	2
				2	2	1	1	2	2		2	2
				1	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	1	1	2	2		2	2
				1	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	1	1	2	2		2	2
				2	2	1	1	2	2		2	2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候 ベース） 「水位確保」等 AM（個別操作要領書 IPLSR（常設））による 原子炉注水	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													パラメータ 分類
	操作 (2 / 4)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	1	0	0	監視事項は主要パラ メータにて確認		
				抽出パラメータを計測する計器	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	2 2	2 2		2 2	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
				抽出パラメータを計測する計器	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1		1	
				抽出パラメータを計測する計器	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1		1	
				抽出パラメータを計測する計器	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	2		2	
				抽出パラメータを計測する計器	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	2		2	
				抽出パラメータを計測する計器	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	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隔離 熱除去に必要な水量より代替監視可能
				抽出パラメータを計測する計器	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	0	0	0		0	
				抽出パラメータを計測する計器	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0		0	
				抽出パラメータを計測する計器	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0		0	
				抽出パラメータを計測する計器	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1		1	
				抽出パラメータを計測する計器	原子炉圧力	2	2	2	2	2		2	
				抽出パラメータを計測する計器	原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A.) とサブプレッジョン・ チェン・圧力 (S.A.) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能
				抽出パラメータを計測する計器	サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2		2	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													パラメータ分類
事故時操作要領書（撤換ペーパークラウド） 「水位確保」等 AMI（個別操作要領書） TFLSR（併設）による 原子炉注水	操作 (3 / 4)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位 (圧巻機)	2	2	1	—	原子炉水位 (S.A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1	—	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1	—	原子炉水位 (圧巻機)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1	—	原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1	—	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	—	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	1	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	1	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書(徴収 ペーパー) 「水位確保」等 AM認識別操作要領書 TFLSR(常設)による 原子炉注水)	項目	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												
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 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										
	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	代替注水流量(常設)	1	1	①	-	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認									
								原子炉水位(圧巻域) 原子炉水位(燃料域)	2 2	2 2	1 1	崩壊除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能										
								原子炉水位(SA)	1	1	1											
								-														
								機械監視機能 出口圧力	低圧原子炉代替注水ポンプ	低圧原子炉代替注水ポンプ	代替注水流量(常設)	1		1	-	-	代替注水流量(常設)	1	1	1	低圧原子炉代替注水ポンプを水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水用蒸餾水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
																	原子炉水位(圧巻域) 原子炉水位(燃料域)	2 2	2 2	1 1		
																	原子炉水位(SA)	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能	
																	サブプレッシャジョン・プールの水位(SA)	1	1	1		
								水源の確保	低圧原子炉代替注水ポンプ	低圧原子炉代替注水ポンプ	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2		0	-	-	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0	低圧原子炉代替注水ポンプを水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				計器故障等	SBO												
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器数	直後	SBO影響														
												負荷切り離し後	負荷切り離し後										
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系統停機時の対応手順 a. 低圧代替注水 (b) 復水輸送系による原子炉压力容器への注水 事故時機作要領書（取扱 「水位確保」等 AAM設備別要領書 「CWTによる原子炉注 水」	原子炉圧力容 器内の水位 判断 基準 (1 / 3)	原子炉水位 (低帯域) 原子炉水位 (高帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3 2 2	3 2 2	0 1 1	① ① ①	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1 2 1 2	1 1 1 2 2 1 1 0 0 1 1 2 1 2	1 1 1 2 2 1 1 0 0 1 1 2 1 2	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認												
												原子炉水位 (S.A)	高圧原子炉代替注水流量	代替注水流量 (常設)	低圧原子炉代替注水流量 (低帯域用)	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	残留熱除去ポンプ出口流量	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量	原子炉圧力	原子炉圧力 (S.A)	ホアプレーション・チェンバ 圧力 (S.A)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候 ペーセス） 「水位確保」等 AM図（燃料取扱書） （CWTによる原子炉注 水）	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後		
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
別冊 基準 第（2）／（3）	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位（S.A.）	1	1	1	①	-	原子炉水位（広帯域）	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	SBO
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
								代替注水流量（常設）	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2	2	2		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
								原子炉圧力	2	2	1		
								原子炉圧力（S.A.）	1	1	1		
								ホプレッション・チェンバ 圧力（S.A.）	2	2	2		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	計器名称	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			
事故時操作要領書（確保ベース） 「水位確保」等 AM認識別原簿書 （CWTによる原子炉注水）	判断基準 (3 / 3)	電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ						
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ						
			C-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ						
			D-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ						
			復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水貯蔵タンクの運転状態を確認するパラメータ						

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（微減 ペース） 「水位確保」等 AM図（個別図） (CWTによる原子炉注 水)	原子炉圧力容 器内の水位 操作 (1 / 3)	「原子炉水位 (燃料棒)」 原子炉水位 (燃料棒) 原子炉水位 (燃料棒)	3	3	0	1	0	0	0	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 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相線 熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認	
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			3	3	0	0	0	0	0		0
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			3	3	0	0	0	0	0		0
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候 ペーセス） 「水位確保」等 AM図（燃料取扱書） （CWTによる原子炉注 水）	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
														パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
	操作 (2 / 3)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	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	監視事項は主要パラ メータにて確認	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
									代替注水流量 (常設)	1	1	1			
									低圧原子炉代替注水流量	2	2	2			
									低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
									原子炉圧力	2	2	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と熱線熱除去に必要な水量より代替監視可能
									原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1			
									ホップレシジョン・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（撤換 ペーパー） 「水位確保」等 AM認識別履歴書 （CWTによる原子炉注 水）	項目	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						
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO				
													補助パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由		
操作 (3 / 3)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	—	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
			原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	2	2	—	—	2	2	1		1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
			原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	—	—	1	1	1		1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	—	—	2	2	2		2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	2	2	—	—	2	2	2		2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	2	2	—	—	2	2	2		2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
			原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	—	—	1	1	1		1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	—	—	2	2	2		2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力容器への注水量	RPV/PCV注入流量	1	1	1	0	③	—	—	—		—	—	—
			機械監視機能	復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力	1	1	1	0	③	—	—	—		—	—	—
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0	③	—	—	—	—	—	—				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				計器故障等	SBO	
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	直後	計器数	SBO影響			
												負荷切り離し後
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライオン系故障働きの対応手順 a. 低圧代替注水 (c) 消火系による原子炉圧力容器への注水 事故時操作要領書(既録) 「水位確保」等 AAM設備別操作要領書 「消火系による原子炉注水」	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 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代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力(SA)とサブプレッション・チェンバー圧力(SA)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1			
		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1			
		代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1			
		低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2			
		低圧原子炉代替注水流量 (喪帯域用)	2	2	2	2	2	2	2			
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1			
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0			
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0			
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0			
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1			
		原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2			
		原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1			
		サブプレッション・チェンバー圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	対峙手段 事故時操作要領書（震災 ペーパー） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 （注）大系による原子炉注 水」	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					SBO							
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器数	計器名称	計器数	SBO影響									
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後								
<p>判断基準 (2 / 3)</p>	<p>原子炉圧力容器内の水位</p>	<p>原子炉圧力容器内の水位</p>	<p>①</p>	<p>—</p>	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	2	1	<p>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</p>	<p>監視事項は主要パラメータにて確認</p>						
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	2	1								
					高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1									
					代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1									
					低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2									
					低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	2									
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1									
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0									
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0									
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0									
					残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1									
					原子炉圧力	2	2	1	2	1	<p>原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバース圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能</p>								
					原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1									
					サブプレッジョン・チェンバース圧力 (SA)	2	2	2	2	2									
					電源					C-メタカラ母線電圧	1			1	1	1	1	—	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ
										D-メタカラ母線電圧	1			1	1	1	1	—	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ
										C-ロードセントラ母線電圧	1			1	1	1	1	—	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ
D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1						1	—	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ							

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
															SBO影響
事故時操作要領書（徴収ベース） 「水位確保」等 AM設備個別操作要領書 「消防系による原子炉注水」	水源の確保		補助消火水槽水位	2	0	0	③	代替液水測の確保状態を確保するパラメータ	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	直後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		
			ろ過水タンク水位	1	1	1	③	代替液水測の確保状態を確保するパラメータ	高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料棒用)	1 1 2 2	1 1 2 2	1 1 2 2			
操作 (1 / 3)			[原子炉水位 (燃料棒)] 原子炉水位 (圧棒域) 原子炉水位 (燃料棒)	3	3	0	①		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	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母液熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	1	①		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
				2	2	1	①		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	1		
									原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1		
									サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（微減 ペース） 「水位確保」等 AM（個別操作要領書） （注）大系による原子炉注 水]	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器故障等	
													パラメータ 分類
	操作 (2 / 3)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	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	監視事項は主要パラ メータにて確認	
				1	1	1	1	2	2	1	1		高圧原子炉代替注水流量
				1	1	1	1	2	2	1	1		代替注水流量 (常設)
				1	1	1	1	2	2	2	2		低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)
				1	1	1	1	2	2	2	2		低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)
				1	1	1	1	2	2	2	2		原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量
				1	1	1	1	2	2	2	2		高圧炉心スプレイポンプ出 口流量
				1	1	1	1	2	2	2	2		残留熱除去ポンプ出口流量
				1	1	1	1	2	2	2	2		低圧炉心スプレイポンプ出 口流量
				1	1	1	1	2	2	2	2		残留熱代替除去系原子炉注 水流量
				2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉圧力
				1	1	1	1	2	2	2	2		原子炉圧力 (S.A.)
				2	2	2	2	2	2	2	2		ホップレシジョン・チェンバ 圧力 (S.A.)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（微候 ペーパーク） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 （注）大系による原子炉注 水）	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
														補助パラメータ 分類理由
操作 (3 / 3)		原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉水位（圧巻域） 原子炉水位（燃料域）	
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	原子炉水位（S.A）
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	原子炉圧力容器温度（S.A）
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	原子炉圧力
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	原子炉水位（圧巻域） 原子炉水位（燃料域）
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	原子炉水位（S.A） 原子炉圧力容器温度（S.A）
		原子炉圧力容器への注水量	R P V / P C V 注入流量	1	1	0	③	1	0	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—			
		補機監視機能	消火ポンプ出口圧力	2	2	2	③	2	2	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—			
		水源の確保	補助消火水槽水位	2	0	0	③	0	0	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—			
			ろ過水タンク水位	1	1	1	③	1	1	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対処手段	項目	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	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後		
											パラメータ分類
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系統故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (d) 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水) 事故時操作要領書 (既設) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 TFLSR (可搬型) による原子炉注水 原子炉冷却材貯留設備 「水量送水車を使用した送水」	判断基準 (1 / 3)	原子炉圧力容器内の水位 [原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域)]	原子炉水位 (S.A)	1	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1				
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1				
			低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2				
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1				
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0				
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0				
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0				
			残留熱代替系原子炉注水流量	1	1	1	1				
			原子炉圧力	2	2	2	2				
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1				
			ホアプレーション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（確保ベークス） 「水位確保」等 AM（強制降圧要領書） TFLSR（可搬型）による原子炉注水 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	原子炉圧力容器内の水位 ①	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	2	2	1			
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1			
			代替注水流量（常設）	1	1	1	1	1	1			
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2			
			低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2	2	2	2	2	2			
			原子炉降圧時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1			
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0			
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0			
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0			
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1			
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2			
			原子炉圧力（SA）	1	1	1	1	1	1			
ホップレシジョン・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	2	2	2						

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを許測する計器										抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		
		分類	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		
事故時操作要領書（確保ベース） 「水位確保」等 AMI監視用操作要領書 TFLSR（可搬型）による原子炉注水 原子炉災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判断基準 (3 / 3)	電源	緊急用メタクラ電圧	1	1	③	緊急用メタクラの高電状態を確認するパラメータ							
			S A ロードセントラ母線電圧	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ							
		水源の確保	輪谷貯水槽（西1）				③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ						
			輪谷貯水槽（西2）				③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ						

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	分類	計器名称	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	パラメータ 分類	SBO影響			計器故障等	SBO					
			計器数	直後	負荷切り離し後			SBO影響									
								計器数	直後	負荷切り離し後							
対応手段 事故時操作要領書（濃縮 ベース） 「水位確保」等 AM図（燃料棒位置図） TFLSR（可搬型）によ る原子炉注水。 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送 水」	原子炉圧力容 器内の水位	「原子炉水位（燃料棒）」 原子炉水位（燃料棒） 原子炉水位（燃料棒）	3	3	0	補助パラメータ 分類理由	① ② ③	3	3	0	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	SBO					
			2	2	1			1	1	1			1	1	1		
			2	2	1			1	1	1			1	1	1	1	1
			2	2	1			1	1	1			1	1	1	1	1
			2	2	1			1	1	1			1	1	1	1	1
			2	2	1			1	1	1			1	1	1	1	1
			2	2	1			1	1	1			1	1	1	1	1
			2	2	1			1	1	1			1	1	1	1	1
			2	2	1			1	1	1			1	1	1	1	1
			2	2	1			1	1	1			1	1	1	1	1
			2	2	1			1	1	1			1	1	1	1	1
			2	2	1			1	1	1			1	1	1	1	1

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響		計器故障等	SBO				
						負荷切り離し後	負荷切り離し後						
事故時操作要領書（濃度ベース） 「水位確保」等 AMI（個別操作要領書） TFLSR（可搬型）による原子炉注水 原子炉災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	1	2	1	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	—	—	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		原子炉水位 (S.A)	1	1	1	—	—	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	—	—	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		原子炉圧力	2	2	1	—	—	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	—	—	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		原子炉水位 (S.A)	1	1	1	—	—	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	—	—	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	—	—	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		原子炉水位 (S.A)	1	1	1	—	—	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
補機監視機能 水測の確保	補機監視機能	「緊急時対策本部」に確認	③	—	—	—	大量送水車の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
	輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	—	—	—	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
	輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	—	—	—	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉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

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		抽出パラメータ	補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後				直後	SBO影響 負荷切り離し後			
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系放熱時の対応手順 a. 復旧 b. 残留熱除去系（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 事故時運転操作要領書（敬 称ペーパ）等 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「TRHRによる原子炉注 水」	判断 基準 (1 / 4)	原子炉圧力容 器内の水位	[原子炉水位 (燃料域)] 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	0	①	原子炉圧力 容器内の水位	1	1	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ので き、監視可能 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代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認
				2	2	1	①		2	2				
				2	2	1	①		2	2				
				3	3	0	①		1	1				
				2	2	1	①		2	2				
				2	2	1	①		2	2				
				1	1	1			1	1				
				2	2	2			2	2				
				2	2	2			2	2				
				1	1	1			1	1				
				2	2	2			2	2				
				2	2	2			2	2				
				2	2	2			2	2				
				2	2	2			2	2				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時運転監視作業要領書（敬 称ベネス）等 「水位確保」等 AMI監視用操作要領書 「TRHRによる原子炉注 水」	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	1	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 き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	1	2	1		
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1		
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1		
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2		
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	2	2	2		
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	1		
			高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	0	0	1	0		
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	0	0	3	0		
			低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	0	0	1	0		
			残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1	1		
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2		
			原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1		
			ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2	2	2		

別
冊
第
2
／
4

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価				
		分類	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				
事故時運転操作要領書（敬 厳（ベース） 「水位確保」等 AMI監視用操作要領書 「RHR」による原子炉注 水」	補機監視機能 判 断 基 準 （ 3 / 4）	機械監視機能	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	2	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ								
			親母機除去系熱交換器冷却水流量	2	0	-	-									
		電源		C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ							
				D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ							
				C-ロードセントタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントタの受電状態を確認するパラメータ							
				D-ロードセントタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントタの受電状態を確認するパラメータ							
				緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ							
				SAロードセントタ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントタの受電状態を確認するパラメータ							

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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						
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO				
													計器数	直後	負荷切り離し後	
事故時運転操作要領書(敬 称ベース) 「水位確保」等 AM総機別機作要領書 「RHR」による原子炉注 水」	判 断 基 準 (4 / 4)	水源の確保	サブレーション・プール水 位(SA)	1	1	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認		
				1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1			
				1	1	1	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0		0	
				3	3	3	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		0	サブレーション・プールを水源とするポンプの注水量 よりサブレーション・プール水位(SA)の代替監視可 能
				1	1	1	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0		0	
				1	1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1		1	
				1	1	1	1	1	残留熱代替除去系統精留器 スプレイ流量	1	1	1	1		1	
				1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	1	1	1	1		1	
				1	1	1	1	0	高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	1	0		0	サブレーション・プールを水源とするポンプが正常に 動作していることを確認することにより代替監視可能
				3	3	3	3	3	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3		3	
				1	1	1	1	0	低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	1	0		0	
				2	2	2	2	2	残留熱代替除去ポンプ出口 圧力	2	2	2	2		2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時運転監視作業要領書（敬 称へんす）等 「水位確保」等 AMI監視用操作要領書 「TRHRによる原子炉注 水」	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	1	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	監視事項は主要パラ メータにて確認
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	1	2	1		
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1		
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1		
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2		
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	2	2	2		
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1		
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	0	0	1	0		
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	0	0	3	0		
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	0	0	1	0		
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1		
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2		
			原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1		
			ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器数	計器名称	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後		
事故時運転操作要領書（敬 称ベース）等 「水位確保」等 AM総操縦作業者要領書 (TRHIRによる原子炉注 水)	操作 (3 / 5)	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	補助パラメータ 分類理由 -	原子炉圧力 (S.A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することがで き、監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温 度より代替監視可能	SBO	
				2	2	2		原子炉水位 (圧差検) 原子炉水位 (燃料検)	2	2			2
				1	1	1		原子炉水位 (S.A)	1	1			1
				2	2	2		原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2			2

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	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	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				
事故時運転操作要領書(敬 称へんす) 「水位確保」等 AM認識別機作要領書 [TRHR]による原子炉注 水]	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	①	—	2	2	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することがで き、監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温 度より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			2	2	2	—	2	2	2	2	1			
			2	2	2	—	2	2	2	2	2	1		
			1	1	1	—	1	1	1	1	1	1		
			2	2	2	—	2	2	2	2	2	2		
操作 (4 / 5)	原子炉圧力容 器への注水量	A- 残留熱除去ポンプ出口 流量 B- 残留熱除去ポンプ出口 流量	2	0	0	①	—	2	2	2	2	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S A) の水 位変化より代替監視可能 崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			2	0	0	—	2	2	2	2	1			
			2	0	0	—	2	2	2	2	1			
機械監視機能	A- 残留熱除去ポンプ出口 圧力 B- 残留熱除去ポンプ出口 圧力	2	2	2	①	—	2	2	2	2	1	—		
		2	2	2	—	2	2	2	2	2	1			

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													パラメータ分類
事故時運転操作要領書（敬 称ベネス）等 「水位確保」等 AMI監視用操作要領書 「RHR」による原子炉注 水	操作 (5 / 5)	水源の確保	サプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認	
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1		1
				原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	1		1
				高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0	0	0		0
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0		0
				低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0	0	0		0
				残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1	1		1
				残留熱代替除去系統精留器 スプレイ流量	1	1	1	1	1	1	1		1
				原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	1	1	1	1	1	1	1		1
				高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	1	1	1	1	1		0
				残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3	3	3		3
				低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	1	1	1	1	1		0
				残留熱代替除去ポンプ出口 圧力	2	2	2	2	2	2	2		2

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				計器故障等	SBO											
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後													
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由									
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 b. 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 事故時運転操作要領書(敬 帳ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 TLPCSによる原子炉注 水」	判 断 基 準 (1 / 3)		[原子炉水位 (燃料域)] 原子炉圧力容 器内の水位 原子炉水位 (燃料域)	3 2 2			0 1 1	① ① ①														
													原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	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
													高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	
													代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	
													低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	
													原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	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隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
													高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	0	
													残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0	0	
													低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	0	
													残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	
													原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	
													原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバー圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
													サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時運転監視作業要領書（敬 称ベース） 「水位確保」等 AMI監視機能作動要領書 (ILPCS)による原子炉注 水	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	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 き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	1	2			1
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1			1
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1			1
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2			2
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	2	2			2
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1			1
			高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	0	0	1			0
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	0	0	3			0
			低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	0	0	1			0
			残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1			1
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2			2
			原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1	1			1
			ホップレシジョン・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2	2			2

別
冊
第
(2 / 3)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時運転操作要領書(敬 厳ベース) 「水位確保」等 AM認識別操作要領書 (LLPCS)による原子炉注 水]	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価					
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 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					
	監視監視機能	電源	A-原子炉補機冷却水ポン プ出口圧力	1	0	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	原子炉補機冷却水ポン プ出口圧力	1	0	—	—	—	—			
				C-メタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	C-メタクラ母線電圧	1	1	—	—	—	—		
				C-ロードセントラ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	C-ロードセントラ母線電圧	1	1	—	—	—	—		
				緊急用メタクラ電圧	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	緊急用メタクラ電圧	1	1	—	—	—	—		
				SAロードセントラ母線電圧	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	SAロードセントラ母線電圧	1	1	—	—	—	—		
				水源の確保	サブプレッジョン・プール水 位(SA)	高圧原子炉代普通注水流量	1	1	①	—	高圧原子炉代普通注水流量	1	1	1	1	—	—
							原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	—	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	—
							高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	—	—	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	—
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	—	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	サブプレッジョン・プールを水源とするポンプの注水量 よりサブプレッジョン・プール水位(SA)の代替監視可 能
							低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	—	—	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	—
監視事項は主要パラ メータにて確認	サブプレッジョン・プール水 位(SA)	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	—	—	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	—	—				
			残留熱代替除去系格納器 スプレイ流量	1	1	—	—	残留熱代替除去系格納器 スプレイ流量	1	1	1	1	—				
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	1	1	—	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	1	1	1	1	—				
			高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	—	—	高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	1	0	—				
			残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	—	—	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	サブプレッジョン・プールを水源とするポンプは正常に 動作していることを確認することにより代替監視可能				
監視事項は主要パラ メータにて確認	サブプレッジョン・プール水 位(SA)	低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	—	—	低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	1	0	—					
			残留熱代替除去ポンプ出口 圧力	2	2	—	—	残留熱代替除去ポンプ出口 圧力	2	2	2	2	—				

判断基準 (3 / 3)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時運転監視作業要領書（敬 称へんす） 「水位確保」等 AMI監視用操作要領書 (ILPCSによる原子炉注 水)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	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 き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	1	2			1
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1			1
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1			1
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2			2
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	2	2			2
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1			1
			高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	0	0	1			0
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	0	0	3			0
			低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	0	0	1			0
			残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1			1
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2			2
			原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1	1			1
			ホップレシジョン・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2	2			2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
															SBO影響
事故時運転操作要領書(敬 称へんす) 「水位確保」等 AM総機別操作要領書 TLPCSによる原子炉注 水]	操作 (3 / 4)	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	—	—	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	—	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	—	—	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	①	—	—	原子炉水位 (S.A)	1	1	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	—	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	—	—	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			サブプレッション・プール水位 (S.A)	1	1	1	—	—	サブプレッション・プール水位 (S.A)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S.A) の水位変化より代替監視可能		
			原子炉圧力容器への注水量	1	0	0	①	—	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1		漏れ除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
			補機監視機能	1	1	0	①	—	—	原子炉水位 (S.A)	1	1	1		—

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器数	計器名称	計器故障等	SBO					
					直後	負荷切り離し後									
事故時運転操作要領書（敬 称ベークス）「水位確保」等 AM総機別機作要領書 (LLPCS)による原子炉注 水]	操作 (4 / 4)	水源の確保	サプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ注 水流量	1	高圧炉心スプレイポンプ注 水流量	1	監視事項は主要パラ メータにて確認		
				1	1	1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1		原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1
				1	1	1	1	1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1		高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	0
				3	0	0	0	3	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3		残留熱除去ポンプ出口流量	0
				1	0	0	0	1	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1		低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	0
				1	1	1	1	1	1	1	残留熱代除去系原子炉注 水流量	1		残留熱代除去系原子炉注 水流量	1
				1	1	1	1	1	1	1	残留熱代除去系統精留器 スプレイ流量	1		残留熱代除去系統精留器 スプレイ流量	1
				1	1	1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	1		原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	1
				1	1	1	1	1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1		高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	0
				3	3	3	3	3	3	3	残留熱除去ポンプ出口圧力	3		残留熱除去ポンプ出口圧力	3
				1	1	1	1	1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1		低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	0
				2	2	2	2	2	2	2	残留熱代除去ポンプ出口 圧力	2		残留熱代除去ポンプ出口 圧力	2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				計器故障等	SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器数	直後	SBO影響					
												負荷切り離し後		
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶解炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (b) 低圧原子炉代替注水系（常設）による既存溶解炉心の冷却 事故時操作要領書（シビア アクシデント）等 「注水-4.1」等 AM設備別操作要領書 TFLSR（常設）による 原子炉注水	判断基準 (1 / 5)	原子炉压力容器の水位 [原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域)]	3 2 2 3 2 2 0 1 1	① ① ①	1 1 1 2 2 1 1 1 1 1 1 2 1 2	1 1 1 2 2 1 1 1 1 1 1 2 1 2	1 1 1 2 2 1 1 1 1 1 1 2 1 2	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
										原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1
										高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1
										代替注水流量 (常設)	1	1	1	1
										低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2	2
										低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2	2
										原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1
										高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0
										残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0
										低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0
										残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1
										原子炉圧力	2	2	2	2
										原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1
										ホップレシジョン・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AMI監視画面図書（JFLSR（常設））による原子炉注水	原子炉圧力容器の水位		原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	1	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 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と熱線熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	3
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出バラメータを計測する計器				抽出バラメータの代替バラメータを計測する計器				評価											
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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											
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM総則別添付要領書「FLESR（併設）」による 原子炉注水	別冊基準（3/5）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	-	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要バラメータにて確認								
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能						
								原子炉水位 (S.A)	1	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能							
								原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2					直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
								原子炉圧力	2	2	1						直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1							直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
								原子炉水位 (S.A)	1	1	1								直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
								原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2									直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
								原子炉圧力	2	2	1										直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1										

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										SBO			
		分類	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	計器故障等		計器故障等				
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 （TFLSR（併設）による 原子炉注水）	原子炉格納容 器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベダスタル温度 (SA) により代替監視可能
			ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能
		原子炉格納容 器内の圧力	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能	
			ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能	
		原子炉格納容 器内の温度	サブプレッション・プールの 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・プールの 温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・プールの温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能	
			ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 記により代替監視可能	
				ベダスタル温度 (SA)	2	2	①	—	ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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			
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM総機組作要領書 （JFLSR（併設）による 原子炉注水）	電源		緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ						
			SAロードセンター母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセンターの受電 状態を確認するパラメータ						
判断基準 (5 / 5)	水源の確保		代替注水流量（常設）	1	1	1								低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転 している系統の注水量より復水時蒸発水位の代替監視 可能
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	2 2								
			原子炉水位（SA）	1	1	1	①							注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注 水槽水位の代替監視可能
			サブプレッション・プール水 位（SA）	1	1	1								
			低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	0	0								

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													補助パラメータ 分類理由
事故時操作要領書（シビア アンデント） 「注水-4」等 AM図（燃料作業者用） 「F.L.S.R.（常設）」による 原子炉注水	原子炉圧力容 器内の水位	「原子炉水位（燃料槽）」 「原子炉水位（燃料槽）」 原子炉水位（燃料槽）	3	3	0	1	原子炉水位 (S.A)	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 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相線 照度法に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認	SBO	
			2	2	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
			2	2	1	1	代替注水流量（常設）	1	1	1			
			2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 （常設設備用）	2	2	2			2
			2	2	1	1	原子炉降圧時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1			1
			3	3	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			0
			2	2	1	1	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			0
			2	2	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			0
			2	2	1	1	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1			1
			2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2			2
			2	2	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1			1
			2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2			2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO			
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AMI監視用操作要領書（IPLSR（常設））による原子炉注水	原子炉圧力容器内の水位 操作（2 / 4）		原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	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 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代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
				1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
				2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
				1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				3	3	3	3	3	3	3	3	3		3	3
				1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
				1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM総機別操作要領書 （JFLSR（併設））による 原子炉注水）	項目	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												
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器故障等										
													補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器故障等							
	操作 (3 / 4)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	-	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
									原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	1			1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能						
									原子炉水位 (S.A)	1	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能							
									原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2					直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
									原子炉圧力	2	2	1						直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
									原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	1							直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
									原子炉水位 (S.A)	1	1	1								直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
									原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2									直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
									原子炉圧力	2	2	1										直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
									原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	1										

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										SBO				
		分類	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					
					直後	負荷切り離し後					直後		負荷切り離し後			
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等AM認識別操作要領書（TFLSR（常設））による原子炉注水	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	①	—	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		原子炉水位（圧沸域）	2	2	2	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	2	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能				
		原子炉水位（燃料域）	2	2	2	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	2	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能				
		原子炉水位（S.A）	1	1	1	—	原子炉水位（S.A）	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能				
	機械監視機能	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	監視事項は主要パラメータにて確認		
			低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—			
		水源の確保	代替注水流量（常設）	1	1	1	—	—	代替注水流量（常設）	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水圧調整槽水位の代替監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位（圧沸域）	2	2	2	—	—	原子炉水位（圧沸域）	2	2	2	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
			原子炉水位（燃料域）	2	2	2	—	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	2	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
			原子炉水位（S.A）	1	1	1	—	—	原子炉水位（S.A）	1	1	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
水源の確保	サプレッション・プール水位（S.A）	1	1	1	—	—	サプレッション・プール水位（S.A）	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	—	—	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	0		低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				計器故障等	SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後				
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (b) 復水輸送系による残存溶融炉心の冷却 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4.1」等 AM設備別操作要領書 「CWT」による原子炉注 水」	判断 基準 (1 / 5)	原子炉圧力容 器内の水位 [原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域)]	3 2 2	3 2 2	0 1 1	① ① ①	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1 1 1 2 1 2	1 1 1 2 2 1 0 0 1 0 1 0 1 2 1 2	1 1 1 2 2 1 0 0 1 0 1 0 1 2 1 2	計器故障等	SBO		
												原子炉水位 (SA)	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
												高圧原子炉代替注水流量	
												代替注水流量 (常設)	
												低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	
												原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
												高圧炉心スプレイポンプ出口流量	
												残留熱除去ポンプ出口流量	
												低圧炉心スプレイポンプ出口流量	
												残留熱代替除去系原子炉注水流量	
												原子炉圧力	
												原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブレンジョン・チェンバール圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
												サブレンジョン・チェンバール圧力 (SA)	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等AM設備別操作要領書（CWTによる原子炉注水）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
				原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2	2	2		2	2
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2		2	2
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	2	2	2		2	2
				低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2		2	2
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	0	0	1	0		0	0
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	0	0	3	0		0	0
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	0	0	1	0		0	0
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2		2	2
				原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				ホップレシジョン・チェンバ	2	2	2	2	2	2	2		2	2

別冊基礎第(2/5)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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																	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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																	
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM（個別操作要領書） （CWTによる原子炉注水）	別冊基準（3/5）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	-	①	-	-	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認													
									原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2			2	2	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能						
									原子炉水位 (S.A)	1	1	1			1	1	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
									原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2			2	2	2	2	2	2			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
									原子炉圧力	2	2	2			2	2	2	2	2	2				直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
									原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2			2	2	2	2	2	2					原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位 (S.A)	1	1	1			1	1	1	1	1	1						直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
									原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2			2	2	2	2	2	2							直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	挿入パラメータを計測する計器				抽出パラメータを計測する計器				SBO					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後				
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM総機別機作要領書（CWTによる原子炉注水）	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	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	7	7	7	7	7	7	7		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベダスタル温度 (SA) により代替監視可能
			ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能
			ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能
			ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能
			ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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			
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM認識別添付履歴書 （CWTによる原子炉注水）	判断基準（5 / 5）	電源	C-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ						
			D-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ						
			C-ローロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ローロードセンタの受電状態を確認するパラメータ						
			D-ローロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ローロードセンタの受電状態を確認するパラメータ						
			復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水貯蔵タンクの運転状態を確認するパラメータ						
			水源の確保											

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後		計器故障等
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等AM設備別操作要領書（CWTによる原子炉注水）	操作（2）／（3）	原子炉圧力容器の水位	原子炉水位（S.A.）	1	1	1	1	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
				1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認	
				1	1	1	1	1	1		
				1	1	1	1	1	1		
				2	2	2	2	2	2		
				2	2	2	2	2	2		
				1	1	1	1	1	1		
				1	0	0	0	0	0		
				3	0	0	0	0	0		
				1	0	0	0	0	0		
				1	1	1	1	1	1		
				2	2	2	2	2	2		
				1	1	1	1	1	1		
				2	2	2	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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											
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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											
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM（個別機作要領書） （補欠系による注水）	別冊基準（3/5）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	-	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能						
								原子炉水位 (S.A)	1	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能							
								原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2					直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
								原子炉圧力	2	2	1						直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1							直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
								原子炉水位 (S.A)	1	1	1								直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
								原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2									直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
								原子炉圧力	2	2	1										直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1										
原子炉水位 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能																	
原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能																
原子炉圧力	2	2	1			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能															

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代償パラメータを計測する計器				SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM設備別操作要領書 （補欠系による注水）	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル温度 (SA)	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	ベデスタル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	ベデスタル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上昇により代替監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	ベデスタル温度 (SA)	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	
判断基準 (4/5)	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	ドライウエル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	ベデスタル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	ベデスタル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	ベデスタル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	ベデスタル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	ベデスタル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	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	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		
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 （消火系による注水）	電源 判断基準 種 類 (5 / 5)	電源	C-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態 を確認するパラメータ						
			D-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態 を確認するパラメータ						
			C-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ローロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ						
			D-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ローロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ						
		水源の確保	補助消火水槽水位	2	0	0	③	代替水源の確保状態を確 認するパラメータ						
			ろ過水タンク水位	1	1	1	③	代替水源の確保状態を確 認するパラメータ						

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

1.4 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

対応手段	項目	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	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（シビア アンデント） 「注水-4」等 AM図（個別操作要領書） 「消防系による注水」	原子炉圧力容 器の水位	「原子炉水位（燃料棒）」 原子炉水位（燃料棒） 原子炉水位（燃料棒）	3	3	0	1	0	0	0	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 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相敏 熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認	
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			3	3	0	0	0	0	0		0
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			3	3	0	0	0	0	0		0
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	
												直後	負荷切り離し後
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM（個別機作要領書）「消火系による注水」	操作（3 / 3）	原子炉圧力容器の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力	2	2	1	
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力	2	2	1	
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	
原子炉圧力容器への注水量	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	RPV/PCCV注入流量	1	1	0	—			
補機監視機能	2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	消火ポンプ出口圧力	2	2	2	—			
水源の確保	補助消火水槽水位	2	0	0	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	補助消火水槽水位	2	0	0	—		
	ろ過水タンク水位	1	1	1	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	ろ過水タンク水位	1	1	1	—		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				計器故障等	SBO											
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	直後	計器数	SBO影響													
												負荷切り離し後	負荷切り離し後									
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による蒸気溶融炉心の冷却（送水/海水） 事故時操作要領書（シビア アクシデント）等 「注水-4.1」等 AM設備別操作要領書 「FLSR（可搬型）」による 原子炉注水」 原子炉冷却材管理要領書 「大量送水車を使用した送 水」	判断 基準 (1 / 5)	原子炉圧力容 器内の水位 [原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域)]	3 2 2	3 2 2	0 1 1	① ① ①	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1 2 2 1 1 2	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1 2 2 1 1 2	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1 2 2 1 1 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認											
												原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	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	
												高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		
												代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1		
												低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	2	2	2	2		
												原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	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隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
												高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	0		
												残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0	0		
												低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1		
												残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		
												原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバー圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
												原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1		
												サブプレッション・チェンバー圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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	パラメータ 分類	SBO影響		評価				
		計器数	計器名称	計器数	計器故障等			SBO影響		SBO				
								直後	負荷切り離し後					
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM（強制動作要領書） TFLSR（可搬型）によ る原子炉注水。 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	原子炉圧力容 器内の水位	1	原子炉水位（SA）	1	-	①		1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認				
											原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	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
											高圧原子炉代替注水流量	1	1	
											代替注水流量（常設）	1	1	
											低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （狭帯域用）	2 2	2 2	
											原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	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代替監視可能
											高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	
											残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	
											低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	
											残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	
											原子炉圧力	2	2	
											原子炉圧力（SA）	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力（SA）とサブプレッショ ン・チェン・圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能
											サブプレッジョン・チェンバ 圧力（SA）	2	2	

別
冊
第
（ 2 / 5 ）

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										SBO
		分類	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	計器数		計器故障等	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等AM設備動作要領書（TEL SR（可搬型））による原子炉注水、原子炉災害対策手順書「大量送水車を使用した送水」	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバにより代替監視可能	
		ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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			
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM図（強制降圧要領書） TFLSR（可搬型）によ る原子炉注水 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	判 断 基 準 （ 5 / 5 ）	電源	緊急用メタクラ電圧	1	1	③	緊急用メタクラの電圧状態 を確認するパラメータ							
			S A ロードセントラ母線電圧	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ							
		水源の確保	輪谷貯水槽（西1）			「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確 認するパラメータ						
			輪谷貯水槽（西2）			「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確 認するパラメータ						

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													補助パラメータ 分類理由
事故時操作要領書（シビア アンデント） 「注水-4」等 AMI（船舶用監視装置） JFLSR（可搬型）によ る原子炉注水。 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	原子炉圧力容 器内の水位	「原子炉水位（燃料棒）」 「原子炉水位（燃料棒）」 「原子炉水位（燃料棒）」	3	3	0	1	0	0	0	0	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	SBO	
			2	2	1	1	1	1	1	1			1
			2	2	1	1	1	1	1	1			1
			2	2	1	1	1	1	1	1			1
			2	2	1	1	1	1	1	1			1
			2	2	1	1	1	1	1	1			1
			2	2	1	1	1	1	1	1			1
			2	2	1	1	1	1	1	1			1
			2	2	1	1	1	1	1	1			1
			2	2	1	1	1	1	1	1			1
			2	2	1	1	1	1	1	1			1
			2	2	1	1	1	1	1	1			1

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価							
		分類	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器故障等					
														パラメータ 分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM（強制動作要領書） TFLSR（可搬型）によ る原子炉注水。 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送 水」	原子炉圧力容 器内の水位	①	原子炉水位（SA）	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要ハラ メータにて確認							
												原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	2 2	2 2	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
												高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
												代替注水流量（常設）	1	1	1	1		
												低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （狭帯域用）	2 2	2 2	2 2	2 2		
												原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	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代替監視可能
												高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	0	0	0	
												残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	
												低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0	
												残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	
												原子炉圧力	2	2	2	2	1	
												原子炉圧力（SA）	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力（SA）とサブプレッシャ ン・チェンジャー圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能
												サブプレッシャ ン・チェンバ ー圧力（SA）	2	2	2	2	2	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM設備別操作要領書 TFLSR（可搬型）による原子炉注水 原子炉災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	操作 (3 / 4)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	原子炉圧力	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位（圧力罐） 原子炉水位（燃料罐）	2 2	2 2	1 1	—	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能				
			原子炉水位（S.A.）	1	1	1	—	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能				
			原子炉圧力容器温度（S.A.）	2	2	2	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
			原子炉圧力	2	2	1	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
			原子炉水位（圧力罐） 原子炉水位（燃料罐）	2 2	2 2	1 1	①	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能				
			原子炉水位（S.A.）	1	1	1	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
			原子炉圧力容器温度（S.A.）	2	2	2	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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						
		分類	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	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		
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM図（印刷操作要領書） TFLSR（可搬型）によ る原子炉注水。 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	原子炉圧力容 器への注水量	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （燃料搬用）	2 2	2 2	① ①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	隔壁熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能	-	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		大量送水車ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認	③	原子炉水位（S.A）		1	1	-					
	補機監視機能	輪谷貯水槽（西1） 輪谷貯水槽（西2）	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水車の確保状態を確 認するパラメータ	-	-							
	水測の確保	輪谷貯水槽（西2）	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水車の確保状態を確 認するパラメータ	-	-							

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				計器故障等	SBO						
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後								
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由				
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライオン系統(臨時的対応手順) b. 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱 (a) 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱 事故時機作要領書(既設) 「用機熱除去機能喪失時対応」	判断基準 (1 / 3)											原子炉水位 (SA)	1	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
												高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
												代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	
												低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	
												原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	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代替監視可能
												高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
												残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
												低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
												残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
												原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバー圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
												原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	
												サブプレッション・チェンバー圧力 (SA)	2	2	2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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						
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO				
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		
事故時操作要領書(徴候ベース) [加減熱除去機能喪失時対応]	判 断 基 準 (2/3)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	2	2	1	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
				1	1	1	1	2	2	1	2	2			2	
				1	1	1	1	2	2	1	2	2			2	2
				1	1	1	1	2	2	1	2	2			2	2
				1	1	1	1	2	2	1	2	2			2	2
				1	1	1	1	2	2	1	2	2			2	2
				1	1	1	1	2	2	1	2	2			2	2
				1	1	1	1	2	2	1	2	2			2	2
				1	1	1	1	2	2	1	2	2			2	2
				1	1	1	1	2	2	1	2	2			2	2
				1	1	1	1	2	2	1	2	2			2	2
				1	1	1	1	2	2	1	2	2			2	2
				1	1	1	1	2	2	1	2	2			2	2
				1	1	1	1	2	2	1	2	2			2	2
				1	1	1	1	2	2	1	2	2			2	2

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（攪炭 ペーパ） （加減熱除去機能喪失時対 応）	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											
	項目	分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		SBO									
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後										
	判 断 基 準 (3 / 3)	原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力容 器温度 (S A)	2	2			2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認								
													原子炉圧力	2	2	1	1			
																		原子炉水位 (S A)	1	1
													原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2		2			
																		原子炉水位 (S A)	1	1
													残留熱除去系熱交換器入口 温度	2			2			
																		電源	1	1
													相線監視機能	2	2	0	2			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書(徴収 ベース) 「加減熱除去機能喪失時対 処」	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後		計器故障等		
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
機 作 (1 / 3)	原子炉圧力容 器内の水位	[原子炉水位(燃料槽)] [原子炉水位(燃料槽)] [原子炉水位(燃料槽)]	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	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相減熱除去に必要な水量より代替監視可能			
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1			
			低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉代替注水流量 (実用設備))	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2			
			原子炉稀薄時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	1			
			高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	0	0	0	0	0			
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	0	0	0	0	0			
			低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	0	0	0	0	0			
			残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1	1			
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2		2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1		1	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2		2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後		
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
事故時操作要領書(徴候ベース) [加減熱除去機能喪失時対応] 操作(2/3)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	2	2	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
				2	2	2	2	2	2	2		2	
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	2	2	2		2	2
				2	2	2	2	2	2	2		2	2
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				3	3	3	3	3	3	3		3	3
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	2	2	2		2	2
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	2	2	2		2	2
				2	2	2	2	2	2	2		2	2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後		
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
事故時操作要領書（徴収ベース） 「残留熱除去機能喪失時対応」	操作 (3 / 3)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	原子炉圧力	2	2	1	計器故障等 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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力 (S A)	1	1	1			
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		2	
			原子炉水位 (S A)	1	1	1	原子炉水位 (S A)	1	1	1		1	
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2		2	
			原子炉浄化系系統流量	1	0	0	原子炉浄化系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—		—	
			原子炉浄化系系統入口温度	1	0	0	原子炉浄化系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—		—	
			原子炉浄化系非再生熱出口温度	1	0	0	原子炉浄化系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—		—	
			最終トーションの確保										

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	SBO	
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響				
								負荷切り離し後	計器故障等			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「加減熱除去機能喪失時対応」 AMI個別操作要領書 「RHRによる原子炉除熱」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	①	1	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		1	2			
		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		1	1			
		代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		1	1			
		低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		2	2			
		低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2		2	2			
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		1	1			
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	—	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併せて熱除去に必要な水量より代替監視可能
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3		3	0	0		
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1		1	0	0		
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		1	1	1		
		原子炉圧力	2	2	2	2		2	2	2		
		原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンジョン・圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
		サブプレッション・チェンジョン・圧力 (SA)	2	2	2	2		2	2	2		

別冊基礎 (2 / 5)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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				
事故時操作要領書(徴候ペーシ) 「加減熱除去機能喪失時対応」 AMR(個別操作要領書「RHRによる原子炉除熱」)	判断基準(3/5)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	補助パラメータ分類理由	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (圧巻機) / 原子炉水位 (燃料機)	2	2	1	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
								原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2		
								原子炉圧力	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉水位 (圧巻機) / 原子炉水位 (燃料機)	2	2	1	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
								原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「加圧熱除去機能喪失時対応」 AMM（個別操作要領書「RHRによる原子炉除熱」）	判断基準 (4 / 5)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2	2	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	1		
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2		2
			原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	1		1
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2	2		2
			原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2	2	2	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能	
			残留熱除去系熱交換器入口温度 (S A)	2	2	2	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価			
		分類	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			
事故時操作要領書（復核ベークス） 「加減熱除去機能喪失時対応」 AMI個別操作要領書 「RHRによる原子炉除熱」	判 断 基 準 (5 / 5)	機械監視機能	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	2	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ							
			親母熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	-								
		電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ							
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ							
			C-ロードセントタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントタの受電状態を確認するパラメータ							
			D-ロードセントタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントタの受電状態を確認するパラメータ							
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ							
			SAロードセントタ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントタの受電状態を確認するパラメータ							

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
事故時操作要領書（撤炭ペーセス） 「加減熱除去機能喪失時対応」 AMI個別操作要領書 「RHRによる原子炉除熱」	操作 (1 / 5)	原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器	【原子炉水位（燃料域）】 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（停止域） 原子炉水位（定額時水張用）	3 2 2 1 1	3 2 2 1 1	0 1 1 1 1	① ① ① ① ①	ー ー ー ー	原子炉水位 (S.A) 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (実稼時) 低圧原子炉代替注水流量 原子炉停機時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S.A) サプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1 1 2 1 1 2	1 1 1 2 2 1 0 0 0 0 1 2 1 2	1 1 1 2 2 1 0 0 0 1 2 1 1 2	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 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相線熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	SBO

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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	パラメータ 分類	SBO影響		評価	
		分類	計器名称	計器数	直後			負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
											計器数
事故時操作要領書（徴候 ベース） 「加減熱除去機能喪失時対 応」 AMI個別操作要領書 「RHRによる原子炉除 熱」	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	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	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	1			
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1				
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1				
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2				
			低圧原子炉代替注水流量 (広帯域用)	2	2	2	2				
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1				
			高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0				
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0				
			低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0				
			残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1				
			原子炉圧力	2	2	2	1				
			原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1				
			ホップレシジョン・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	2				

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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						
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器数	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					
事故時操作要領書（微候 ペーパース） 「加減熱除去機能喪失時対 処」 AMM(個別)操作要領書 「RHRによる原子炉除 熱」	操作 (3 / 5)	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	-	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認			
								原子炉水位 (圧排機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	2			1	1	
								原子炉水位 (S.A)	1	1	1			1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温 度より代替監視可能
								原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2			2	2	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価					
		分類	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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器	計器故障等		SBO					
					直後	負荷切り離し後				計器故障等	計器故障等						
事故時操作要領書（徴候 ペーセス） 「加減熱除去機能喪失時対 処」 AMM個別操作要領書 「RHRによる原子炉除 熱」	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力容 器内の圧力 (S A)	1	1	1	-	①		原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認			
									原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1			原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温 度より代替監視可能		
									原子炉水位 (S A)	1	1	1					
									原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2					
									原子炉圧力	2	2	1					
									原子炉圧力 (S A)	1	1	1					
									原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1				原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能	
									原子炉水位 (S A)	1	1	1					
									残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	2					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代替監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 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		
事故時操作要領書(備後ペーページ) 「加減熱除去機能喪失時対応」 AMM(個別操作要領書「RHRによる原子炉除熱」)	補機監視機能	A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	—	監視事項は主要パラメータにて確認	
		残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度(SA)	2	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	操作(5/5)	最終ヒートシフトの確保	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量評価より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			残留熱除去系熱交換器出口流量	2	0	0	①	—	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	残留熱除去系熱交換器冷却水流量が確保されていることにより、最終ヒートシフトが確保されていることを代替監視可能	
			残留熱除去ポンプ出口圧力	2	0	0	①	—	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉補機冷却系熱交換器出口圧力	2	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を監視するパラメータ	—	—	—	—	—	—
	R/CW熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		原子炉補機冷却系熱交換器出口温度	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を監視するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対峙手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	SDO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		SDO影響 負荷切り離し後		
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準地震）による対応手順 (1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水 事故時操作要領書（既録） 「水位確保」等	判断基準 (1 / 3)		[原子炉水位 (燃料域)] 原子炉圧力容 器内の水位	3	3	0	①	原子炉水位 (S.A)	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	
				2	2	1	①	高圧原子炉代替注水流量	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	
				2	2	1	①	代替注水流量 (常設)	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	
								低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	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
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	直接的に原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	直接的に原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	直接的に原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
								原子炉圧力	2	2	2	2	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
								原子炉圧力 (S.A)	1	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
								ホップレシジョン・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	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

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候 ペーサー） 「水位確保」等	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後		
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
	判断基準 (2/3)	相続監視機能	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
				原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2	2		2	2
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2		2	2
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1		1	1
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1		1	1
				低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	2	2		2	2
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1		1	1
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0	1		0	0
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	0	0	0	3		0	0
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0	1		0	0
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1		1	1
				原子炉圧力	2	2	2	2	2	2		2	2
				原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1		1	1
				サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2		2	2
				サブプレッション・プール水 位 (S.A)	1	1	1	1	1	1		1	1
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2					
原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1					

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等	項目	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										
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後									
												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	直後	負荷切り離し後			
断 断 基 準 (3 / 3)	電源	C-メタタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	-	計器故障等	SBO								
													D-メタタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	-
													D-ロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	1	1	-
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (S.A)	1	1	1	①	-	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1								
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1								
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0								
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0								
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0								
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1								
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1																	
水源の確保	サブプレッション・プール水位 (S.A)	1	1	1	①	-	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	サブプレッション・プールを水源とするポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
							高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0										
							残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3										
							低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0										
水源の確保	サブプレッション・プール水位 (S.A)	1	1	1	①	-	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認	監視事項は主要パラメータにて確認								
							残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2										

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（攪炭 ペーセス） 「水位確保」等	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	計器故障等	SBO		
											パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
機 作 (1 / 5)	原子炉圧力容 器内の水位	〔原子炉水位（燃料棒）〕 原子炉水位（燃料棒） 原子炉水位（燃料棒）	3	3	0	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
			2	2	1	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相敏熱除去に必要な水量より代替監視可能			
			2	2	1	1	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相敏熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			2	2	1	1	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相敏熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			3	3	0	0	0	0	0		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相敏熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			2	2	1	1	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相敏熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			2	2	1	1	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相敏熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			3	3	0	0	0	0	0		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相敏熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			2	2	1	1	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相敏熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			2	2	1	1	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相敏熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			1	1	1	1	1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力（S.A）とサブプレッション・チェンバ圧力（S.A）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
			2	2	2	2	2	2	2		2	原子炉圧力、原子炉圧力（S.A）とサブプレッション・チェンバ圧力（S.A）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			2	2	2	2	2	2	2		2	原子炉圧力、原子炉圧力（S.A）とサブプレッション・チェンバ圧力（S.A）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			2	2	2	2	2	2	2		2	原子炉圧力、原子炉圧力（S.A）とサブプレッション・チェンバ圧力（S.A）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			2	2	2	2	2	2	2		2	原子炉圧力、原子炉圧力（S.A）とサブプレッション・チェンバ圧力（S.A）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候 ペーセス） 「水位確保」等	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
操作 (2 / 5)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	原子炉水位 (広帯域)	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	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1		
							ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器数	SBO影響					
					直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書（徴収ベース） 「水位確保」等	操作 (3 / 5)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	-	原子炉圧力 (S.A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	SBO	
								原子炉水位 (圧排機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2			原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力と相関し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
								原子炉水位 (S.A)	1	1			
								原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2			

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴収 ペーパー） 「水位確保」等	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価									
		分類	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									
操作 (4 / 5)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (S.A)	1	1	①	-	原子炉圧力 (S.A)	1	1	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
																原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
																原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
																原子炉水位 (S.A)	1	1	1		
																原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2		
	サブプレッション・プール水位 (S.A)	1	1	1		水源であるサブプレッション・プール水位 (S.A) の水位変化より代替監視可能															
	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	2	1	熱源除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
																	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	
																	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	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			
事故時操作要領書（徴収 ペーパー） 「水位確保」等	機械監視機能	残置熱除去ポンプ出口圧力	3	3	①	—	—	高圧原子炉代替注水流速	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
								残置熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
								残置熱代替除去系原子炉注水流速	1	1	1	1		
								残置熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1		
								高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0		
								残置熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3		
								低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0		
								残置熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2	2		

操作 (5/5)

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対処手段	項目	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							
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後								
											パラメータ分類	補助パラメータ分類理由					
1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準地震）による対応手順 (2) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱 事故時操作要領書（既録） 「減圧冷却」等	判断基準 (1 / 5)											原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能
												高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
												代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	
												低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2
												低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2
												原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1
												高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0
												残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0
												低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0
												残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1
												原子炉圧力	2	2	2	2	2
												原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1
												ホップレシジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2	2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候 ベース） 「減圧冷却」等	項目	抽出パラメータを計測する計器				項目	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
															パラメータ 分類
	別冊 基準 第（2）／（5）	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位（S.A.）	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認			
				原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2		2 2	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	
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1		1		
				代替注水流量（常設）	1	1	1	1	1	1	1		1		
				低圧原子炉代替注水流量 （燃料域用）	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2		2 2		
				原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	1		1		
				高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	0	0	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代替監視可能	
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	0	0	3	0		0		
				低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	0	0	1	0		0		
				残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1	1		1		
				原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2		2	1	
				原子炉圧力（S.A.）	1	1	1	1	1	1	1		1	1	原子炉圧力、原子炉圧力（S.A.）とサブプレッジョン・ チェン・圧力（S.A.）の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能
				サブプレッジョン・チェンバ 圧力（S.A.）	2	2	2	2	2	2	2		2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴収 ペーパー） 「減圧冷却」等	項目	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								
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO						
													補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類				
判断基準 (3 / 5)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							
			原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	1	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
			原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			監視事項は主要パラメータにて確認						
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				監視事項は主要パラメータにて確認					
			原子炉圧力	2	2	1	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					監視事項は主要パラメータにて確認				
			原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	1	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能						監視事項は主要パラメータにて確認			
			原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能							監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能								監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉圧力	2	2	1	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能									監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	1	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能									

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（確保 ベース） 「減圧冷却」等	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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				
判 断 基 準 (4 / 5)		原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	①	-	-	-	-	-	監視事項は主要パラ メータにて確認		
			原子炉圧力	2	2	-	-	-	-	-	-			
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	-	-	-	-	-	-		-	
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	-	-	-	-	-	-		-	-
			原子炉水位 (S.A)	1	1	-	-	-	-	-	-		-	-
			残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	-	-	-	-	-	-		-	-
			原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	①	-	-	-	-	-	-		
			蒸留熱除去系熱交換器入口 温度 (S.A)	2	2	-	-	-	-	-	-	-		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	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	直後	負荷切り離し後	計器数	計器故障等		SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後	
事故時操作要領書（確保ベース） 「減圧冷却」等	補機監視機能	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	2	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		親母機除去系熱交換器冷却水流量	2	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
判断基準 種 (5 / 5)	電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		C-ロートセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		D-ロートセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（攪炭 ペーパース） 「減圧冷却」等	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後				
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	SBO影響	SBO影響
	操作 (2 / 4)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	2	2	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認			
				原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2	2	2		2	2	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
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2		2	2	
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
				低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	2	2	2		2	2	
				低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	2	2	2		2	2	
				原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
				高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	0		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代替監視可能
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3	3	3	0		0	0	
				低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	0		0	0	
				残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
				原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2		2	2	
				原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1		1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A.) とサブプレッジョン・ チェン・圧力 (S.A.) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能
				サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2	2	2		2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（攪炭 ペーパ） 「減圧冷却」等	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													パラメータ 分類
操作 (3 / 4)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位 (圧巻域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
			原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉水位 (圧巻域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
			原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能
原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能				
原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能				
残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2	2	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代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書(備忘 ベース) 「減圧冷却」等	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	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				
操作 (4 / 4)	機械監視機能	A-残留熱除去ポンプ出口 圧力 B-残留熱除去ポンプ出口 圧力	2	2	2	①	—	—	2	2	2	—	—		
			2	2	2	①	—	—	2	2	2	—	—		
		残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	2	①	—	—	2	2	2	—	—	—	
			2	2	2	①	—	—	2	2	2	—	—	—	
		残留熱除去系熱交換器出口 温度	2	2	2	①	—	—	2	2	2	—	—	—	
			2	2	2	①	—	—	2	2	2	—	—	—	
		残留熱除去ポンプ出口流量	2	2	2	①	—	—	2	2	2	—	—	—	
			2	2	2	①	—	—	2	2	2	—	—	—	
		原子炉補機冷却水ポンプ出 口圧力	2	2	2	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	—	—	2	2	2	—	—	—
			2	2	2	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	—	—	2	2	2	—	—	—
R C W熱交換器出口温度	2	2	2	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	—	—	2	2	2	—	—	—		
	2	2	2	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	—	—	2	2	2	—	—	—		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後				
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		
1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準地震）による対応手順 (3) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 事故時操作要領書（敬儀 「水位確保」等	判断基準 (1 / 3)										原子炉水位 (SA)	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
											高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
											代替注水流量 (常設)	1	1	1	
											低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	
											低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	
											原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	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隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
											高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
											残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
											低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
											残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
											原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバー圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
											原子炉圧力 (SA)	1	1	1	
											サブプレッション・チェンバー圧力 (SA)	2	2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候 ベース） 「水位確保」等	項目	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	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	SBO
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響			
								負荷切り離し後	計器故障等		
別冊 基準 第（2）／（3）	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位（S.A.）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
			高圧原子炉代替注水流量	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代替監視可能		
			代替注水流量（常設）	1	1	1					
			低圧原子炉代替注水流量 （燃料域用）	2 2	2 2	2 2					
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1					
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0					
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0					
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0					
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1					
			原子炉圧力	2	2	1					
			原子炉圧力（S.A.）	1	1	1				原子炉圧力、原子炉圧力（S.A.）とサブプレッション・チェンバー圧力（S.A.）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
			サブプレッション・チェンバー圧力（S.A.）	2	2	2					

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書(徴炭ペーパース) 「水位確保」等	項目	抽出パラメータを計測する計器										判断基準 (3 / 3)			
		分類	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	SBO影響				SBO		
					直後	負荷切り離し後			計器数	直後	負荷切り離し後			計器故障等	
監視監視機能	補機監視機能	A-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	1	1	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	1	1	1	1	1	1	—	
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	0	0	0		—
			C-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	1		1
	水源の確保	サブレーション・プールの水位(SA)	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	①	—	1	1	1	1	1	1	サブレーション・プールの水位とするポンプの注水量よりサブレーション・プール水位(SW)の代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	①	—	1	1	1	1	1	1	
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	①	—	1	1	0	0	0	0	
			残置熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	①	—	3	3	0	0	0	0	
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	①	—	1	1	0	0	0	0	
			残置熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	①	—	1	1	1	1	1	1	
			残置熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	①	—	1	1	1	1	1	1	
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	①	—	1	1	1	1	1	1	1			
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	①	—	1	1	1	1	0	0	0			
残置熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	3	3	3	3	3	3	3	サブレーション・プールの水位とするポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	①	—	1	1	1	1	0	0	0			
残置熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	2	—		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（撤収 ペーセス） 「水位確保」等	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO			
													補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	
	機 作 (1 / 5)	原子炉圧力容 器内の水位	【原子炉水位（燃料域）】 【原子炉水位（燃料域）】 【原子炉水位（燃料域）】 【原子炉水位（燃料域）】	3	3	0	1	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
				2	2	1	2	2	2	2	2			2	
				2	2	1	2	2	2	2	2			2	2
				1	1	1	1	1	1	1	1			1	1
				3	3	0	1	0	1	1	1			1	1
				2	2	1	2	2	2	2	2			2	2
				2	2	1	2	2	2	2	2			2	2
				1	1	1	1	1	1	1	1			1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1			1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1			1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1			1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1			1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1			1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1			1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1			1	1

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候 ペーセス） 「水位確保」等	項目	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	パラメータ 分類	SBO影響		SBO影響		計器故障等	SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後			負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後				
														抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器	計器故障等
操作 (2 / 5)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	2	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	2	1	2	1				
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	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熱線熱除去に必要な水量より代替監視可能
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1				
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2	2				
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2				
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1				
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1				
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3	3	3	3	3				
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1				
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1				
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2				
			原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A.) とサブプレッション・チェンバール圧力 (S.A.) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
			サブプレッション・チェンバール圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2	2	2	2				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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				
事故時操作要領書（徴収ベース） 「水位確保」等	操作 (3 / 5)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	-	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (圧壊域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		
								原子炉水位 (S.A)	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（攷談ベース） 「水位確保」等	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価			
		分類	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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器	計器故障等		SBO			
					直後	負荷切り離し後				計器数	計器名称		計器数	計器故障等	
操作（4 / 5）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	-	①	-	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									原子炉水位 (圧排域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1			原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
									原子炉水位 (S.A)	1	1	1			
									原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2			
	原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	-	①	-	サブプレッション・プール水位 (S.A)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S.A) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									原子炉水位 (圧排域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1			炉内熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
									原子炉水位 (S.A)	1	1	1			
	機械監視機能	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	-	①	-	-	-	-	-			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（徴炭 ベース） 「水位確保」等	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
操作 (5 / 5)	水源の確保	サプレッション・プール水位 (S/A)	1	1	1	①	補助パラメータ 分類理由	高圧炉心代替注水流量	1	1	1	計器故障等	SBO
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
								残留熱代替除去系統精留器スプレイ流量	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1		
								高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0		
								残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3		
								低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0		
								残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2		

サプレッション・プールを水源とするポンプの注水量よりサプレッション・プール水位 (S/A) の代替監視可能

サプレッション・プールを水源とするポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能

監視事項は主要パラメータにて確認

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段	項目	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						
		分類	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	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			
1.5.2.1. フロントライン系統故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (他) への代替熱輸送 b. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 事故時操作要領書 (既録 「PVCV圧力制御」等 AM設備別操作要領書 RTHARによる格納容器 除熱)	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器熱気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ] (原子炉運動エリア放射線モニタ)	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器熱気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ] (原子炉建物エリア放射線モニタ)	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
									原子炉圧力	2	2	1	1		
									原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (線料域)	2 2	2 2	1 1	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	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代替監視可能
									サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			ドライウエル圧力 (S.A)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (S.A)	7	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S.A) 又はベダスタル温度 (S.A) により代替監視可能
									ベダスタル温度 (S.A)	2	2	2	2	2	
		原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (S.A) サブプレッション・チェンバ 温度 (S.A)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認

判 断 基 準 (1 / 3)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書(抜粋 ベース) TPCV圧力制御)等 AM(認明操作要領書 [F.H.A.R.]による格納容器 除熱)	項目	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		
		分類	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	SBO影響		SBO			
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
判断基準 (2 / 3)	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		
								サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ圧力 (SA) により代替監視可能			
		サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することがで き、監視可能			
		最終ヒーティングの確保	1	1	1	—	—	B-残留熱除去系熱交換器 冷却水流量	1	0	0	—	—	—	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		電源	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	緊急用メタクラ電圧	1	1	1	—	—	—		
							③	緊急用ロードセンタの受電 状態を確認するパラメータ	SAロードセンタ母線電圧	1	1	1	—	—	—	—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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、④補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（抜粋） （PCV圧力制御）等 AM（認知機能作頭書） （FHRによる格納容器 除熱）	項目	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						
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響							
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後					
	判断基準 3 / 3	水源の確保	サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認				
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1		
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1		
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	0	0	0	0		0	0		
				残置熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	0	0	0	0		0	0		
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	0	0	0	0		0	0		
				残置熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1		
				残置熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1		
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1		1	1		
				高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1		1	1		
				残置熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3	3	3		3	3		
				低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1		1	1		
				残置熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2	2	2	2	2		2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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、④補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（濃縮 ペーセス） （PCV圧力制御）等 AM（認知機能作頭領書 「R.H.A.R.」による格納容器 除熱）	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			
	項目	分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後	
<p>操作 1 / 5</p>	<p>原子炉圧力容 器内の水位</p>	<p>「原子炉水位（燃料棒）」 「原子炉水位（圧力棒）」 「原子炉水位（燃料棒）」</p>	<p>3 2 2</p>	<p>0 1 1</p>	<p>① ② ③</p>	<p>— — —</p>	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	<p>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</p> <p>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代替監視可能</p> <p>監視事項は主要パラメータにて確認</p>
							高压原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料棒用)	2	2	2	2	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	
							高压炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
							低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	
							残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	
							原子炉圧力	2	2	2	2	
							原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	
							サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書（抜粋） （PCV圧力制御）等 AM（強制動作要領書） （F.H.A.R.による格納容器 除熱）	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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		
												直後	負荷切り離し後	
<p>操作 (2 / 5)</p>	<p>原子炉圧力容 器内の水位</p>	<p>原子炉水位 (S.A)</p>	<p>1</p>	<p>1</p>	<p>1</p>	<p>①</p>	<p>—</p>	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	<p>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</p>	<p>SBO</p>	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
								代替注水流量 (常設)	1	1	1			
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2			
								低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2			
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
								原子炉圧力	2	2	1			<p>原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能</p>
								原子炉圧力 (S.A)	1	1	1			
								サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書（抜粋 ペーセス） （PCV圧力制御）等 AM（便明操作要領書 「F.H.A.R.」による格納容器 除熱）	項目	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		SBO			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等				
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	①	2	2	-	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベテスタル温度 (SA) により代替監視可能			
							ベテスタル温度 (SA)	2	2	2	2				
							ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
		原子炉圧力	①	2	2	-	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
		原子炉圧力容器内の圧力	①	2	2	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2				
							原子炉圧力	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
原子炉圧力容器内の圧力	①	1	1	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
					原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						
					原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2						
					原子炉圧力	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					

操作 (3 / 5)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段	項目	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		
		分類	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	SBO影響		計器故障等	
					直後	負荷切り離し後					直後			負荷切り離し後
事故時操作要領書(抜粋ペーセス) [PCV圧力制御]等 AM(設備明操作要領書「F.H.A.R.による格納容器(除熱)」)	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能		
		サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能		
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能		
		原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上昇により代替監視可能		
		残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	水源地であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化により代替監視可能		
		最終ヒートシンクの確保	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	残留熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
		B-残留熱除去系熱交換器 冷却水流量	1	1	1	①	—	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	残留熱除去系原子炉注水流量と残留熱代替除去ポンプ出口圧力 (SA) の関係から、サブプレッション・プール水位 (SA) と残留熱代替除去ポンプの注水特性から推定した総流量により代替監視可能		
		B-残留熱除去系熱交換器 出口温度	1	1	1	①	—	残留熱代替除去ポンプ出口 圧力	2	2	2	原子炉格納容器内の温度変化により代替監視可能		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 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, ④補助パラメータ

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後		
事故時操作要領書(抜粋ベース) (PCV圧力制御)等 AM(設備別操作要領書) (F.H.A.R)による格納容器(除熱)	補機監視機能	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	-	-	-	-	-	-	-		
		残留熱代替除去ポンプ出口流量	1	1	③	残留熱代替除去系の運転状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-		
	水源の確保 (5/5)	サプレッション・プール水位(SA)	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	サプレッション・プールを水源とするポンプの注水量よりサプレッション・プール水位(SA)の代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0	
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	0	0	0	0	0	0	0	
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0	
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
			残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0	0	0	0	0	0				
補機監視機能	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3	3	3	3	3	サプレッション・プールを水源とするポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1	1	1			
		残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段	項目	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						SBO
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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		
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (大気) への代り熱輸送 (交流動力電源が健全である場合) a. 格納容器フィラメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a) 格納容器フィラメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 事故時操作要領書 (原簿) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「PCVSによる格納容器 部内の放射線 基準」 「格納容器フィラメント 系停止後の窒素ガスパー シ」 原子力発電所作業手順書 「可動式窒素供給装置を使 用した格納容器フィラメン ト系の窒素ガス置換」	原子炉格納容器 部内の放射線 基準	格納容器内気放射線モニ タ (ドライウエル)	2	2	1	—	[エリア]放射線モニタ (原 子炉建物エリア放射線モニ タ)	18	0	0	計器故障等	監視事項は主要パラ メータにて確認		
	原子炉格納容 器内の圧力	格納容器内気放射線モニ タ (サブプレッション・チェン バ)	2	2	1	—	[エリア]放射線モニタ (原 子炉建物エリア放射線モニ タ)	18	0	0	計器故障等	監視事項は主要パラ メータにて確認		
	原子炉格納容 器内の圧力	原子炉圧力容 器内の温度	2	2	2	①	原子炉圧力 (S.A)	2	2	1	計器故障等	監視事項は主要パラ メータにて確認		
	原子炉格納容 器内の圧力	原子炉圧力容 器内の温度	2	2	2	①	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	計器故障等	監視事項は主要パラ メータにて確認		
	原子炉格納容 器内の圧力	原子炉圧力容 器内の温度	2	2	2	①	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	計器故障等	監視事項は主要パラ メータにて確認		
	原子炉格納容 器内の圧力	原子炉圧力容 器内の温度	2	2	2	①	残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	2	計器故障等	監視事項は主要パラ メータにて確認		
	原子炉格納容 器内の圧力	原子炉圧力容 器内の温度	2	2	2	①	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	計器故障等	監視事項は主要パラ メータにて確認		
	原子炉格納容 器内の圧力	原子炉圧力容 器内の温度	2	2	2	①	ドライウエル温度 (S.A)	7	7	7	計器故障等	監視事項は主要パラ メータにて確認		
	原子炉格納容 器内の圧力	原子炉圧力容 器内の温度	2	2	2	①	ベデスタル温度 (S.A)	2	2	2	計器故障等	監視事項は主要パラ メータにて確認		
	原子炉格納容 器内の圧力	原子炉圧力容 器内の温度	2	2	2	①	ドライウエル圧力 (S.A)	2	2	2	計器故障等	監視事項は主要パラ メータにて確認		
原子炉格納容 器内の圧力	原子炉圧力容 器内の温度	2	2	2	①	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	計器故障等	監視事項は主要パラ メータにて確認			

判断基準 (1 / 2)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

項目	対峙手段	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			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後		
事故時操作要領書(抜粋) ベース) (PCV圧力制御) AM認使明操作要領書 (PCVS)による格納容器 ベント) 「格納容器ファイラタベント 系停止後の蒸着ガスハー ジ」 原子力災害対策手順書 「可搬式蒸着体装置を 用いた格納容器ファイラタ ベント系の蒸着ガス置換」	原子力格納容 器内の水位	サプレッション・プール水 位 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低 圧原子炉代替注水流量 (常設), 格納容器代替注水 流量 (常設), ベンタスタル代替注水流量, ベンタスタル代 替注水流量 (常設), ベンタスタル代替注水流量 (常設), ベ ンタスタル代替注水流量 (常設), ベンタスタル代替注水 流量 (常設) のうち動作状態にある流量にお よび水線である低圧原子炉代替注水水位により代替 監視可能 監視事項は主要パ ラメータにて確認		
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	
判断基準 種 (2 / 3)	電源	C-メタタクラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	非常用メタタクラの受電状態 を確認するパラメータ		
		D-メタタクラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	非常用メタタクラの受電状態 を確認するパラメータ		
		C-ローロードセンター母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	非常用ローロードセンターの受電 状態を確認するパラメータ	
		D-ローロードセンター母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	非常用ローロードセンターの受電 状態を確認するパラメータ	
		緊急用メタタクラ電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	緊急用メタタクラの受電状態 を確認するパラメータ	
		S Aローロードセンター母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	緊急用ローロードセンターの受電 状態を確認するパラメータ	
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシंकへ熱を輸送するための手順等

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

項目	対応手段	抽出パラメータを計測する計器										評価					
		分類	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	抽出パラメータ		計器故障	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							
事故時操作要領書（復旧ペーセス） (PCV圧力制御) AM認識明操作要領書 (FCVS)による格納容器ベント) 「格納容器フイタルタベント系停止後の窒素ガスベント」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フイタルタベント系の窒素ガス置換」	操作 (1 / 3)	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器空気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	「エリア放射線モニタ」(原子炉建物エリア放射線モニタ)	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	「エリア放射線モニタ」(原子炉建物エリア放射線モニタ)	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉格納容器内の放射線量率	B-1格納容器水素濃度 [A-1格納容器水素濃度]	1 1	0 0	0 0	①	—	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	B-1格納容器水素濃度	1	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の放射線量率	B-1格納容器水素濃度 [A-1格納容器水素濃度]	1 1	0 0	0 0	①	—	格納容器水素濃度 (SA)	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										格納容器空気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	1	格納容器空気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器水素濃度の代替監視可能		
										ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把握可能		
										サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把握可能		
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器水素濃度 (SA)	B-1格納容器水素濃度	1	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										格納容器空気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	1	格納容器空気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器水素濃度の代替監視可能		
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器水素濃度 (SA)	2	2	2	①	—	格納容器水素濃度 (SA)	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把握可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
								サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把握可能				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書（改修ベース） PCV圧力制御 AM認識明操作要領書 PCVSによる格納容器ベント」 「格納容器ファイラタベント系停止後の蒸着ガスバー」 原子力災害対策手順書 「可搬式蒸着係数装置を使用した格納容器ファイラタベント系の蒸着ガス置換」	項目	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	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	①	補助パラメータ 分類理由	代替注水流量 (常設)	1	1	1	計器故障等 監視事項は主要パラメータにて確認
							低圧原子炉代替注水流量 (常設)	2	2	2	
							低圧原子炉代替注水流量 (常設)	2	2	2	
							格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	
							ベデスタル代替注水流量 (常設)	2	2	2	
							ベデスタル代替注水流量 (常設)	2	2	2	
							低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	
							サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	
							ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	
							ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	
原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	補助パラメータ 分類理由	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認	
						飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	7	7	7		
	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	補助パラメータ 分類理由	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認
							飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	2	2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシントシクへ熱を輸送するための手順等

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

項目	対応手段	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	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	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		
事故時操作要領書（改修ベース） 「PCV圧力制御」 「AM設備動作要領書」 「FCVSによる格納容器ベント」 「格納容器フィルタベント系停止後の蒸発ガスバーン」 「原子力災害対策手順書」 「可搬式蒸発係数装置を使用した格納容器フィルタベント系の蒸発ガス置換」	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能			
	サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能			
	スクラバ容器水位	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	スクラバ容器圧力	4	4	4	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器フィルタベント系の健全性を代替監視可能			
	最終ヒートシントシクの確保	スクラバ容器温度	4	4	4	①	—	—	—	—	—	—	—	
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2 1	2 1	2 1	①	—	—	—	—	—	—	—	—	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	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		
					SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	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	
												直後	負荷切り離し後
1.5.2.1 フロントライン系統故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (2次) への代替熱輸送 (交流動力電源が健全である場合) a. 格納容器フロントベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) 第 1 ベントフロントスタックラハ容器水位調整 (水取り) 事故時操作要領書 (既収) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第 1 ベントフロントスタックラハ容器水位調整」 原子力災害対策手順 「第 1 ベントフロントスタックラハ容器への水補給」	補機監視機能 スクララハ容器水位	8	8	8	①	—	計器故障等	計器故障等	SBO				
	補機監視機能 スクララハ容器水位	8	8	8	①	—							
1.5.2.1 フロントライン系統故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (2次) への代替熱輸送 (交流動力電源が健全である場合) a. 格納容器フロントベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) 第 1 ベントフロントスタックラハ容器水位調整 (水抜き) 事故時操作要領書 (既収) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第 1 ベントフロントスタックラハ容器水位調整」	補機監視機能 スクララハ容器水位	8	8	8	①	—							
	補機監視機能 スクララハ容器水位	8	8	8	①	—							

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段	項目	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				SBO					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後				
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		
1.5.2.1 フロントライン系統稼働時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク(大気)への代熱輸送 a. 格納容器フィラメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (d) 格納容器フィラメント系停止後の窒素ガスバース 事故時操作要領書(既録) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 格納容器フィラメント系停止後の窒素ガスバース」 原子力災害対策手順 「可動式窒素供給装置を使用した格納容器フィラメント系の窒素ガス置換」	原子炉格納容器内の放射線 格納容器内気放熱線モニタ(ドライウエル) 格納容器内気放熱線モニタ(サブプレッション・チェンバ) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	1	①	—	[エリア放熱線モニタ] (原子炉運動エリア放熱線モニタ)	18	0	0	原子炉圧力容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		2	2	1	①	—	[エリア放熱線モニタ] (原子炉建物エリア放熱線モニタ)	18	0	0	原子炉圧力容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1	1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		2	2	2	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		2	2	2	①	—	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(狭帯域)	2 2	2 2	2 2	1 1	2 2	2 2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	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代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	①	—	ドライウエル温度(SA)	7	7	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度(SA)又はベダスタル温度(SA)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	①	—	ベダスタル温度(SA)	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
2	2	2	①	—	ドライウエル圧力(SA)	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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		
											直後	負荷切り離し後	
事故時操作要領書（徴候ベース） TPCV圧力制御 AM設備別操作要領書 「格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスベント」 原子力災害対策手順 「可動式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」	機械監視機能	第1ベントフィルタ出口水素濃度	1	0	0	①	—	B-格納容器水素濃度	1	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			4	4	4	①	—	格納容器水素濃度 (S.A) トライウエル圧力 (S.A) ホフレクション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2		
1.5.2.1 フロントライン系統確時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク（DCX）への代器熱輸送（交流動力電源が健全である場合） a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の熱及び除熱 (9) 第1ベントフィルタスタスタラ容器スクワラ水pH調整	基判 準断	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
事故時操作要領書（徴候ベース） TPCV圧力制御 AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスタ ラ容器水位調整」 原子力災害対策手順 「第1ベントフィルタスタ ラ容器への水供給」	機械監視機能	スクララ水pH	2	2	2	③	格納容器フィルタベント系 の運転状態を確認するパ ラメータ	—	—	—	—	—	—
			8	8	8	①	—	スクララ容器水位	2	2	2	2	—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後		
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
1.5.2.1. フロントライン系統間の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (S/W) への代替熱輸送 (空流動力電源が健全である場合) b. 可搬式蒸着供給装置による原子炉格納容器への蒸着ガス供給 事故時操作要領書 (既録 「PCV圧力制御」 原子炉実用時手順書 可搬式蒸着供給装置を使用 した格納容器の蒸着ガス 供給)	原子炉格納容器内の放射線 原子炉圧力容器格納容器内の放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) 原子炉圧力容器格納容器内の放射線モニタ (ドライウエル) 原子炉圧力容器格納容器内の放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) 原子炉圧力容器格納容器内の放射線モニタ (ドライウエル) 原子炉圧力容器格納容器内の放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	18	0	0	0	原子炉格納容器内放射線モニタの放射線モニタより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		2	2	1	①	—	18	0	0	0	0	原子炉格納容器内放射線モニタの放射線モニタより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		2	2	2	①	—	2	2	2	2	1	1	原子炉圧力容器格納容器内の放射線モニタより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	①	—	2	2	2	2	1	1	原子炉圧力容器格納容器内の放射線モニタより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器格納容器内の放射線モニタより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器格納容器内の放射線モニタより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器格納容器内の放射線モニタより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器格納容器内の放射線モニタより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器格納容器内の放射線モニタより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器格納容器内の放射線モニタより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書（抜粋） （PCV圧力制御） 原子力発電所維持手順書 可搬式蒸発器装置設置を 用いた格納容器の産業ガス 置換]	項目	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			
		分類	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	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
操作 (1 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベテスタル温度 (SA) により代替監視可能			
		ベテスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベテスタル温度 (SA)	2	2	2				
	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ温度 (SA) により代替監視可能			
		サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能			
原子炉格納容器内の水素濃度	B-格納容器水素濃度 [A-格納容器水素濃度]	1 1	0 0	0 0	①	—	—	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、 監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	—	B-格納容器水素濃度	1	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、 監視可能			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段	項目	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	SBO						
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響								
					直後	負荷切り離し後			直後			負荷切り離し後					
事故時操作要領書（抜粋） （PCV圧力制御） 原子力災害対策本部（原子力災害対策本部） 可搬式蒸発器（蒸発器） 可搬式蒸発器の産業ガス （蒸発器）	操作 (2 / 2)	原子炉格納容器内の職業濃度	B-格納容器職業濃度 [A-格納容器職業濃度]	1 1	0 0	①	補助パラメータ 分類理由	格納容器職業濃度 (SA)	1	0	直接的に格納容器内職業濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
													格納容器蒸気放熱線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	格納容器蒸気放熱線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器蒸気放熱線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器職業濃度の代替監視可能
													ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバの解析結果により、格納容器職業濃度の代替監視可能
													B-格納容器職業濃度	1	0	0	直接的に格納容器内職業濃度を計測することができ、監視可能
													格納容器蒸気放熱線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	格納容器蒸気放熱線モニタ (ドライウエル) 又はサブプレッション・チェンバの解析結果により、格納容器職業濃度の代替監視可能
													サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバの解析結果により、格納容器職業濃度の代替監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器数	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	SBO		
					直後	負荷切り離し後								
1.5.2.1 フロントライン系統内の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (大気) への放射性熱輸送 (交流動力電源が健全である場合) c. 耐圧強化ベンチラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (g) 耐圧強化ベンチラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 事故時操作要領書 (既設) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベンチラインによる格納容器へ」	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 (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原子炉建物エリア放射線モニタ)	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
	原子炉圧力容器内の温度	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原子炉建物エリア放射線モニタ)	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力の上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	原子炉圧力の上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域)	2	2	2	2	1	1
	原子炉圧力容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
								残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	残留熱除去系の運転状態等であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能
								ドライウエル温度 (S/A)	7	7	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	ベダスタル温度 (S/A)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S/A) 又はベダスタル温度 (S/A) により代替監視可能	
								ドライウエル圧力 (S/A)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (S/A)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (S/A) により代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認

別添第 (1) / (2)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシントシクへ熱を輸送するための手順等

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

項目	対応手段 事故時操作要領書(抜粋 ベース) [PCV圧力制御] AM認使明瞭作頭領書 [副圧降化ベントライオンに よる格納容器ベント]	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					
		分類	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	SBO影響		計器故障等				
					直後	負荷切り離し後					直後			負荷切り離し後			
判断基準 (2 / 3)		原子炉格納容器内の水位	サブレーション・プール水位(SA)	1	1	1	①	-	代替注水流量(常設)	1	1	1	計器故障等 代替注水流量(常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量(実帯域用)、格納容器代替注水流量、ベントスタル代替注水流量、ベントスタル代替注水流量(実帯域用)のうち動作状態にある流量および水流である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	SBO			
									低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2					
									格納容器代替注水流量	2	2	2					
									ベントスタル代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2					
									低圧原子炉代替注水流量	1	1	1					
									C-メタタクラ母線電圧	1	1	1			③	非常用メタタクラの受電状態を確認するパラメータ	-
									D-メタタクラ母線電圧	1	1	1			③	非常用メタタクラの受電状態を確認するパラメータ	-
									C-ローロードセンタ母線電圧	1	1	1			③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	-
									D-ローロードセンタ母線電圧	1	1	1			③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	-
									緊急用メタタクラ電圧	1	1	1			③	緊急用メタタクラの受電状態を確認するパラメータ	-
SAロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	-											

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価			
		分類	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	計器故障		計器故障等	SBO			
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
事故時操作要領書(撤換ベース) (PCV圧力制御) AM(設備別操作要領書) (配圧強化ベントライオンによる格納容器ベント)	原子炉格納容器内の放射線量	原子炉格納容器内の放射線量	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	18	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
			格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	18	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		原子炉格納容器内の放射線量	B-格納容器水素濃度 [A-格納容器水素濃度]	1 1	0 0	0 0	①	—	1	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
			格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	1	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		原子炉格納容器内の放射線量	B-格納容器水素濃度 [A-格納容器水素濃度]	格納容器熱素濃度 (SA)	1	0	0			1	0	直接的に格納容器内熱素濃度を計測することができ、監視可能			
				格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1			2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器熱素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	1 1	0 0	0 0	①	—	2	2	2	1	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器熱素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2			2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把握可能	
				サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2			2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把握可能	
				B-格納容器熱素濃度	1	0	0			1	0	0	0	直接的に格納容器内熱素濃度を計測することができ、監視可能	
原子炉格納容器内の放射線量	格納容器熱素濃度 (SA)	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1			2	2	2	1	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器熱素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	1	0	0	①	—	2	2	2	1	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器熱素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2			2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把握可能			
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2			2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把握可能			

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシロッキングへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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		
事故時操作要領書(徴候ベース) (PCV圧力制御) AM(設備別操作要領書) [副圧降化ベントライオン] による格納容器ベント]	操作 (2 / 3)	原子炉格納容器内の水位	サブレーション・ブール水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用), 格納容器代替注水流量, ベンスタタル代替注水流量, ベンスタタル代替注水流量 (実帯域用)のうち動作状態にある流量および水線である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	2	2	2			
				2	2	2	2	2	2			
				1	1	1	1	1	1			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシントシクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段	項目	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		SBO			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響						
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
事故時操作要領書(徴候ベース) TPCV圧力制御 AM(認知別操作要領書) [副圧強化]ヒートライオンによる格納容器へント	最終ヒートシントシクの確保	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
最終ヒートシントシクの確保	異常用ガス処理系排ガスモニタ	3	3	0	0	③	③	0	0	0	0	0	副圧強化]ヒートライオンの運転状態を確認するパラメータ		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対処手段	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
															SBO影響
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 飛線ヒートシンク (2次) への代替熱輸送 (交流動力電源が健全である場合) c. 耐圧強化ベンチトラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) 耐圧強化ベンチトライン停止後の蒸発ガスハースン 事故時操作要領書 (既録) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 耐圧強化ベンチト停止後の蒸発ガスハースン 原子力災害対策手順 「可動式蒸発体装置を使用した格納容器フィルタベンチト系の蒸発ガス置換」	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 (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原子炉建屋エリア放射線モニタ)	18	0	0	エアリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	原子炉圧力容器内の温度	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原子炉建屋エリア放射線モニタ)	18	0	0	エアリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1			原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	1	1	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1				
				2	2	2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1			
				2	2	2	2	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1				
	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	格納容器除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	格納容器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代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	2	2	2	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
			2	2	7	7	ドライウエル温度 (S/A)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S/A) 又はベンチスタル温度 (S/A) により代替監視可能				
	2	2	2	2	2	2	2	2	ベンチスタル温度 (S/A)	2	2	2			
2	2	2	2	2	①	—	原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
2	2	2	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (S/A) により代替監視可能			

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対処手段	項目	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						SBO				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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						
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後							
1.5.2.1 フロントライン系統稼働時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク (大気) への代り熱輸送 (全文流動力電源喪失時の場合) a. 格納容器フィラメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (g) 格納容器フィラメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) 事故時操作要領書 (既録 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「PCVS (遠隔手動弁操 作機構) による格納容器へ	原子炉格納容器 内の放射線 基準 原子炉圧力容 器内の温度 原子炉圧力容 器内の圧力	格納容器内放射線モニ タ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原 子炉建物エリア放射線モニ タ)	18	0	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代り監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認			
		格納容器内放射線モニ タ (サブプレッション・チェ ンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原 子炉建物エリア放射線モニ タ)	18	0	0	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代り監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認		
										原子炉圧力	2	2	1					
										原子炉圧力 (SA)	1	1	1					
										原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1					原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 り監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認
										原子炉水位 (SA)	1	1	1					
										残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	2	2	2	2	2	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代り監視可能
										サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能
										ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代り監視可能
										ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能
								ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能		
								サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能		

判断基準 (1 / 2)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシントシクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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				
事故時操作要領書（抜粋） (PCV圧力制御) AMI(個別操作要領書) (FCVS(遠隔手動非過 作機構)による格納容器ベ シント)	原子炉格納容 器内の水位	サプレション・プール水 位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低 圧原子炉代替注水流量 (異常検出), 格納容器代替注水 流量, ベンスタル代替注水流量, ベンスタル代 替注水流量 (異常検出)のうち動作状態にある流量お よび水線である低圧原子炉代替注水水位により代替 監視可能 監視事項は主要パ ラメータにて確認		
			1	1	1	1	1	1	1	1	1			
			1	1	1	1	1	1	1	1	1			
			1	1	1	1	1	1	1	1	1			
			1	1	1	1	1	1	1	1	1			
			1	1	1	1	1	1	1	1	1			
			1	1	1	1	1	1	1	1	1			
			1	1	1	1	1	1	1	1	1			
			1	1	1	1	1	1	1	1	1			
			1	1	1	1	1	1	1	1	1			
判 断 基 準 (2 / 3)	電源	C-メタクター母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	非常用メタクターの受電状態を確認するパラメータ		
		D-メタクター母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	非常用メタクターの受電状態を確認するパラメータ		
		C-ローロードセンター母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	非常用ロードセンターの受電状態を確認するパラメータ		
		D-ローロードセンター母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	非常用ロードセンターの受電状態を確認するパラメータ		
		緊急用メタクター電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	緊急用メタクターの受電状態を確認するパラメータ		
		SAロードセンター母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	緊急用ロードセンターの受電状態を確認するパラメータ		
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

項目	対応手段	抽出パラメータを計測する計器										評価													
		分類	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	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													
事故時操作要領書(抜粋) ベース) (PCV圧力制御) AM(個別操作要領書 FCVS(遠隔手動弁操 作機構)による格納容器へ シント)	原子炉格納容 器内の放射線 量率	格納容器密閉気放射線モニ タ(ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ] [原子炉格納容器密閉 気放射線モニタ(ドライ ウエル)]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認												
		格納容器密閉気放射線モニ タ(サブプレッション・チェ ンバ)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ] [原子炉格納容器密閉 気放射線モニタ(サブ プレッション・チェン バ)]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認												
		B-1格納容器水素濃度 [A-1格納容器水素濃度]	1 1	0 0	0 0	①	—	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認												
		原子炉格納容 器内の水素濃 度	1	0	0	①	—	B-1格納容器水素濃度	1	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認												
		原子炉格納容 器内の水素濃 度	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認											
															格納容器密閉気放射線モニ タ(ドライウエル)	2	2	1	格納容器密閉気放射線モニタ(ドライウエル)又は格 納容器密閉気放射線モニタ(サブプレッション・チェ ンバ)の解析結果により、格納容器水素濃度の代替監視 可能						
															格納容器密閉気放射線モニ タ(サブプレッション・チェ ンバ)	1	0	0	①	—	B-1格納容器水素濃度 [A-1格納容器水素濃度]	2	2	1	格納容器密閉気放射線モニタ(ドライウエル)又は格 納容器密閉気放射線モニタ(サブプレッション・チェ ンバ)の解析結果により、格納容器水素濃度の代替監視 可能
															ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA)又はサブプレッション・チェ ンバ圧力 (SA)により、事故後の格納容器内の空気 (酸素)の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把 握可能						
		原子炉格納容 器内の水素濃 度	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	B-1格納容器水素濃度	1	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認											
															格納容器密閉気放射線モニ タ(ドライウエル)	2	2	1	格納容器密閉気放射線モニタ(ドライウエル)又は格 納容器密閉気放射線モニタ(サブプレッション・チェ ンバ)の解析結果により、格納容器水素濃度の代替監視 可能						
格納容器密閉気放射線モニ タ(サブプレッション・チェ ンバ)	1														0	0	①	—	B-1格納容器水素濃度	2	2	1	格納容器密閉気放射線モニタ(ドライウエル)又は格 納容器密閉気放射線モニタ(サブプレッション・チェ ンバ)の解析結果により、格納容器水素濃度の代替監視 可能		
ドライウエル圧力 (SA)	2														2	2	ドライウエル圧力 (SA)又はサブプレッション・チェ ンバ圧力 (SA)により、事故後の格納容器内の空気 (酸素)の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把 握可能								
原子炉格納容 器内の水素濃 度	1														0	0	①	—	格納容器水素濃度 (SA)	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
原子炉格納容 器内の水素濃 度	1														0	0	①	—	格納容器水素濃度 (SA)	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

項目	分類	計器名称	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	
			計器数	SBO影響		計器数	SBO影響					
				直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後				
対応手段 事故時操作要領書(徴候ベース) (PCV圧力制御) AM(個別操作要領書) (FCVS(遠隔手動非過作機構)による格納容器ベント)	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	①	-	代善注水流速 (常設)	1	1	1	計器故障等 SBO 代善注水流速 (常設), 低圧原子炉代善注水流速, 低圧原子炉代善注水流速 (常設域用), 格納容器代善注水流速, ベンデスタル代善注水流速, ベンデスタル代善注水流速 (常設域用) のうち動作状態にある流量および水流である低圧原子炉代善注水流速により代善監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
							低圧原子炉代善注水流速 (常設域用)	2	2	2		
							格納容器代善スプレイ流量	2	2	2		
							ベンデスタル代善注水流速 (常設域用)	2	2	2		
							低圧原子炉代善注水流速	2	2	2		
							低圧原子炉代善注水流速 (常設域用)	2	2	2		
							低圧原子炉代善注水流速	1	1	1		
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
							ドライウエル温度 (SA)	7	7	7		
							ベンデスタル温度 (SA)	2	2	2		
ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2									
サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認								
サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2									

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

項目	分類	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		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		
対応手段 事故時操作要領書（改訂ベース） (PCV圧力制御) AM(個別操作要領書) FICVS (遠隔手動非操作機構) による格納容器ベント	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバにより代替監視可能			
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	ベデスタル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能			
	操作 (3 / 3)		ドライウエル温度 (SA)	7	7	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			スクラバ容器水位	8	8	スクラバ容器水位	2	2	—		
	最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器圧力	スクラバ容器圧力	4	4	スクラバ容器圧力 (SA)	2	2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器フィルタベント系の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			スクラバ容器温度	4	4	スクラバ容器温度	2	2	—		
		第1ベントフィルタが出口放熱線モニタ (高レンジ・低レンジ)	第1ベントフィルタが出口放熱線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	2	第1ベントフィルタが出口放熱線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	—	監視事項は主要パラメータにて確認	
				1	1		1	1	—		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	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	
					分類	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		
										直後		負荷切り離し後
1.5.2.1 フロントライン系統故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(全流動力電源喪失時の場合) a. 格納容器フィラメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) (b) 第1ベントフィラメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) 事後時操作要領書(仮) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベントフィラメント調整」 原子力災害対策本部 「第1ベントフィラメント調整」 原子力災害対策本部 「第1ベントフィラメント調整」	判断基準	補機監視機能	スクラップ容器水位	8	8	8	—	—	計器故障等	SBO		
			スクラップ容器水位	8	8	8	—	—	計器故障等	SBO		
1.5.2.1 フロントライン系統故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(全流動力電源喪失時の場合) a. 格納容器フィラメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) (b) 第1ベントフィラメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) 事後時操作要領書(仮) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベントフィラメント調整」 原子力災害対策本部 「第1ベントフィラメント調整」	判断基準	補機監視機能	スクラップ容器水位	8	8	8	—	—	計器故障等	SBO		
			スクラップ容器水位	8	8	8	—	—	計器故障等	SBO		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価			
		分類	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	計器故障	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				
1.5.2.1 フロントライン系設備時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク (2次) への代替熱輸送 (全交流動力電源喪失時の場合) a. 格納容器フイタルベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (4) 格納容器フイタルベント系停止後の窒素ガスバーン	事故時操作要領書 (既録) 「PCV圧力制御」 AM設備引操作要領書 格納容器フイタルベント系停止後の窒素ガスバーン」 原子力災害対策手順 「可動式窒素供給装置を 用いた格納容器フイタルベ ント系の窒素ガス置換」	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 (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ] (原 子炉建物エリア放射線モニ タ)	18	0	0	0	原子炉格納容器内の放射線モニタから原子炉圧力容器内の飽和状態にあると 判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能 監視事項は主要ハラ メータにて確認	
		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 (サブプレッション・チェ ンバ)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ] (原 子炉建物エリア放射線モニ タ)	18	0	0	0	原子炉格納容器内の放射線モニタから原子炉圧力容器内の飽和状態にあると 判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能 監視事項は主要ハラ メータにて確認	
判断基準	原子炉格納容 器内の温度	原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 容器圧力 (S A)	1	1	1	1	原子炉圧力容器内の温度から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると 判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能 監視事項は主要ハラ メータにて確認	
		原子炉格納容 器内の圧力	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	
		原子炉格納容 器内の圧力	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (S A)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベダスタル温度 (S A) により代替監視可能	
		原子炉格納容 器内の圧力	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	①	—	ベダスタル温度 (S A)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	
		原子炉格納容 器内の圧力	原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	
		原子炉格納容 器内の圧力	原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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		
											直後	負荷切り離し後	
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスベント」 原子力災害対策手順 「可動式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」	機械監視機能 操作	第1ベントフィルタ出口水素濃度	1	0	0	①	—	B-格納容器水素濃度	1	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視が可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			スクラハ容器圧力	4	4	①	—	トライウエル圧力 (S.A) ホプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2		
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク（FCX）への代り蒸熱輸送（全蒸流動力電源喪失時の場合） a、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の熱及び蒸熱（現機操作） (9) 第1ベントフィルタシステムから格納容器スクラハ容器へスクラハ容器へ水素ガス置換	基判 準断	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスクラハ容器水位調整」 原子力災害対策手順書 「第1ベントフィルタスクラハ容器への水補給」	機械監視機能 操作	スクラハ容器水位	2	2	③	格納容器フィルタベント系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
		スクラハ容器水位	8	8	①	—	—	—	—	—	—	—	—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対処手段	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
														SBO影響	SBO影響
事故時操作要領書（既録） 「PCV圧力制御」 原子力発電所対処手順書 可搬式蒸気供給装置の使用 用した格納容器の蒸気ガス 置換	1.5.2.1. フロントライン系統同時対応手順 (3) 最終ヒートシンク (S/A) への代替熱輸送 (全々運動力電源喪失時の場合) b. 可搬式蒸気供給装置による原子炉格納容器への蒸気ガス供給	原子炉格納容器内の放射線量	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル)	2	2	1	①	—	18	0	0	原子炉格納容器内の放射線量モニタの放射線モニタより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉格納容器内の放射線量	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	18	0	0	原子炉格納容器内の放射線モニタより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力							2	2	1			
			原子炉圧力 (S/A)							1	1	1			
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉水位 (圧帯域)							2	2	1			
			原子炉水位 (低帯域)							2	2	1			
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉水位 (S/A)							1	1	1			
			残留熱除去系熱交換器入口温度							2	2	2			
		原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)							2	2	2			
			ドライウェル温度 (S/A)							7	7	7			
原子炉格納容器内の圧力	ベダスタル温度 (S/A)							2	2	2					
	ドライウェル圧力 (S/A)							2	2	2					
原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)							2	2	2					
	原子炉格納容器内の圧力							2	2	2					

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響					
					直後	負荷切り離し後				直後		負荷切り離し後			
事故時操作要領書（抜粋） （PCV圧力制御） 原子力発電所運転手用書 可搬式蒸発器性能劣化装置を 用いた格納容器の産業ガス 置換）	原子炉格納容 器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
								ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベテスタル温度 (SA) により代替監視可能		
								ベテスタル温度 (SA)	2	2	2	2			
								ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能		
	原子炉格納容 器内の圧力	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能	2	2	2	2		
	原子炉格納容 器内の水素濃 度	B-格納容器水素濃度 [A-格納容器水素濃度]	1 1	0 0	0 0	0 0	①	—	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	0	①	—	B-格納容器水素濃度	1	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、 監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段	項目	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	SBO						
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響								
					直後	負荷切り離し後			直後			負荷切り離し後					
事故時操作要領書(取扱ページ) (PCV圧力制御) 原子力災害対策本部(原子力災害対策本部)の手続き 可搬式蒸発器(蒸発器)を使用して 蒸発器の産業ガス (蒸発器)	操作 (2 / 2)	原子炉格納容器内の職業濃度	B-格納容器職業濃度 [A-格納容器職業濃度]	1 1	0 0	①	補助パラメータ 分類理由	格納容器職業濃度 (SA)	1	0	直接的に格納容器内職業濃度を計測することができ、 監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
													格納容器蒸気放熱線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	格納容器蒸気放熱線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器蒸気放熱線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器職業濃度の代替監視可能
													ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバの解析結果により、格納容器職業濃度の代替監視可能
													B-格納容器職業濃度	1	0	0	直接的に格納容器内職業濃度を計測することができ、 監視可能
													格納容器蒸気放熱線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	格納容器蒸気放熱線モニタ (ドライウエル) 又はサブプレッション・チェンバの解析結果により、格納容器職業濃度の代替監視可能
													サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバの解析結果により、格納容器職業濃度の代替監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対処手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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						
1.5.2.1 フロントライン系統時の対応手順 (最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(全交流動力電源喪失時の場合) c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) d. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) 事故時操作要領書(既録) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベントラインによる格納容器ヘント」	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(ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ] (原子炉建屋エリア放射線モニタ)	18	0	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
			2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ] (原子炉建屋エリア放射線モニタ)	18	0	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1	1	1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
					2	2	2	①	—	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(狭帯域)	2 2	2 2	2 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力(SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
										残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2
			原子炉格納容器内の圧力	サプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	①	—	サプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
										ドライウエル温度(SA)	7	7	7	7	7	7	7
			原子炉格納容器内の圧力	ベダスタル温度(SA)	2	2	2	①	—	ベダスタル温度(SA)	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
										ドライウエル圧力(SA)	2	2	2	2	2	2	2
原子炉格納容器内の圧力	サプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	①	—	サプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
							サプレッション・チェンバ温度(SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サプレッション・チェンバ温度(SA)により代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認

判 別 基 準 (1 / 2)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書(抜粋ベース) [PCV圧力制御] AM認使明瞭作頭領書 [副圧降化ベントライオンによる格納容器ベント]	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後	
<p>原子炉格納容器内の水位</p> <p>判断基準 (2 / 3)</p>	<p>電源</p>		サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	<p>計器故障等</p> <p>代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (異常検出), 格納容器代替注水流量 (異常検出), ベンスタル代替注水流量 (異常検出), ベンスタル代替注水流量 (異常検出)のうち動作状態にある流量および水線である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能</p> <p>監視事項は主要パラメータにて確認</p>	
			C-メタタクラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1		1
			D-メタタクラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1		1
			C-ローロードセンター母線電圧	1	1	1	1	1	1	1		1
			D-ローロードセンター母線電圧	1	1	1	1	1	1	1		1
			緊急用メタタクラ電圧	1	1	1	1	1	1	1		1
			SAローロードセンター母線電圧	1	1	1	1	1	1	1		1
			非常用メタタクラの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	1	1	1		1
			非常用メタタクラの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	1	1	1		1
			非常用ロードセンターの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	1	1	1		1
			緊急用ロードセンターの受電状態を確認するパラメータ	③	1	1	1	1	1	1		1

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段	項目	抽出パラメータの代表パラメータを計測する計器										評価					
		分類	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	計器故障	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						
事故時操作要領書(濃度ベース) TPCV圧力制御 AM認使明操作要領書 [配圧強化ベントライオンによる格納容器ベント]	原子炉格納容器内の放射線量	原子炉格納容器内の放射線量	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉格納容器内の放射線量	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉格納容器内の放射線量	B-格納容器水素濃度 [A-格納容器水素濃度]	1 1	0 0	0 0	①	—	1	0	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉格納容器内の放射線量	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	1	0	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉格納容器内の放射線量	B-格納容器水素濃度 [A-格納容器水素濃度]	格納容器内除害濃度 (SA)	1	0	0	—	—	1	0	0	0	0	直接的に格納容器内除害濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	—	—	2	2	2	1	1	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器除害濃度の代替監視可能		
				格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	2	2	2	2	2	1		格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又はサブプレッション・チェンバの解析結果により、格納容器除害濃度の代替監視可能
				ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	—	—	2	2	2	2	2	2		ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバの解析結果により、格納容器除害濃度の代替監視可能
		原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内除害濃度 (SA)	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	—	—	2	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバの解析結果により、格納容器除害濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				B-格納容器除害濃度	1	0	0	—	—	1	0	0	0	0	0	直接的に格納容器内除害濃度を計測することができ、監視可能	
格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2			2	1	—	—	2	2	2	1	1	1	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器除害濃度の代替監視可能			
格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2			2	1	①	—	2	2	2	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器除害濃度の代替監視可能			

操作 (1 / 3)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書(徴候ベース) TPCV圧力制御 AM(認使明操作要領書) [副圧強化]ベントライオンによる格納容器ベント	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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			
	操作 (2) (3)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	①	補助パラメータ 分類理由	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (常設域用), 格納容器代替注水流量, ベントライオン代替注水流量, ベントライオン代替注水流量 (常設域用) のうち動作状態にある流量および水流である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能 直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
								低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)	2	2	2	2	
								格納容器代替注水流量	2	2	2	2	
								ベントライオン代替注水流量 (常設域用)	2	2	2	2	
								低圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
								サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	
								ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	
								ベントライオン温度 (SA)	2	2	2	2	
								ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	
								サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシントシクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	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
		分類	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	SBO影響		SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書(抜粋ベース) (PCV圧力制御) AM(設備別操作要領書) [耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント]	操作 (3 / 3)	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能	
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	—	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	2	2	
最終ヒートシントシクの確保	非常用ガス処理系排ガス・モニタ	3	3	0	③	耐圧強化ベントラインの運転状態を確認するパラメータ	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対処手段	項目	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					SBO		
		分類	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	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後					直後		負荷切り離し後	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク (S/A) への代熱輸送 (全交流動力電源喪失時の場合) c. 耐圧強化ベンチラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (b) 耐圧強化ベンチライン停止後の窒素ガスハース 事故時操作要領書 (既設) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 耐圧強化ベンチ停止後の 窒素ガスハース」 原子力災害対策本部 「可動式窒素供給装置を 用いた格納容器フィルタベ ント系の窒素ガス置換」	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 (ドライウエル)	2	2	1	—	①	[エリア放射線モニタ] (原 子炉建物エリア放射線モニ タ)	18	0	0	0	原子炉格納容器内が飽和状態にあると 判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認	
	原子炉圧力容 器内の温度	格納容器雰囲気放射線モニ タ (サブプレッション・チェ ンバ)	2	2	1	—	①	[エリア放射線モニタ] (原 子炉建物エリア放射線モニ タ)	18	0	0	0	原子炉格納容器内が飽和状態にあると 判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認	
	判断基準	原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力容 器内の温度 (S A)	2	2	2	—	①	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉格納容器内が飽和状態にあると 判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認
				1	1	1	—	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	原子炉格納容器内が飽和状態にあると 判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認
				2	2	2	—	—	原子炉水位 (圧帯域) 原子炉水位 (低帯域)	2 2	2 2	1 1	1 1	原子炉格納容器内が飽和状態にあると 判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認
				2	2	2	—	—	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	原子炉格納容器内が飽和状態にあると 判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認
	原子炉格納容 器内の圧力	原子炉格納容 器内の圧力	原子炉格納容器熱交換器入口 温度	2	2	2	—	—	原子炉格納容器熱交換器入口 温度	2	2	2	2	原子炉格納容器熱交換器入口温度により代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認
				2	2	2	—	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認
				2	2	2	—	—	ドライウエル温度 (S A)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベダスタル温度 (S A) により代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認
				2	2	2	—	—	ベダスタル温度 (S A)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認
原子炉格納容 器内の圧力	原子炉格納容 器内の圧力	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	—	①	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認	
			2	2	2	—	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段	項目	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				SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		SBO影響 負荷切り離し後		
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
1.5.2.2. サポート系統臨時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (熱) への代替熱輸送 ① 原子炉補機代替冷却系による除熱 事故時操作要領書 (既設 ベース) 「S/C温度制御」等 AM設備別操作要領書 「AHFEFまたは大型送水 ポンプ車によるRCW代替 冷却」 原子力災害対応要領書 「移動式熱交換車および 大型送水ポンプ車を使用し た最終ヒートシンク確保 (UHSS編)」 「大型送水ポンプ車を使用 した海水供給 (ハイドロサ ンプ編)」 「移動式熱交換設備および 大型送水ポンプ車を使用し た最終ヒートシンク確保 (電源編)」	原子炉格納容 器内の温度 原子炉格納容 器内の圧力	サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	①	—	サブレーション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	サブレーション・チェンバ温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認
		サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	—	サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	船槽温度/圧力の関係から、サブレーション・チェン バ圧力 (SA) により代替監視可能	
		サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	①	—	サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	サブレーション・プール水温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能	
		ドライウエル温度 (SA)	ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することがで き、監視可能	
		ドライウエル圧力 (SA)	ドライウエル圧力 (SA)	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	船槽温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブレーション・チェンバ圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能	
		ドライウエル温度 (SA)	ドライウエル温度 (SA)	2	2	①	—	サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	
		ドライウエル圧力 (SA)	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	船槽温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
		ベデスタル温度 (SA)	ベデスタル温度 (SA)	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	
		ドライウエル圧力 (SA)	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	
		サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	—	サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	船槽温度/圧力の関係から、サブレーション・チェン バ温度 (SA) により代替監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシリングへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			SBO		
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書（攪拌ベース） 「S/C温度制御」等 AMI監視用操作要領書 「AHEFまたは大型送水ポンプ車によるRCW代替冷却」 原子力災害対策手順書 「移動式熱交換器車および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシリング確保（UHSS編）」 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロクプ）」 「移動式熱交換器車および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシリング確保（電源編）」	電源 水源の確保 最終ヒートシリングの確保 操作		C-メタクアラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクアラの受電状態を確認するパラメータ								
			D-メタクアラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクアラの受電状態を確認するパラメータ								
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			緊急用メタクアラ電圧	1	1	③	緊急用メタクアラの受電状態を確認するパラメータ								
			SAロードセントラ母線電圧	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			RCWサージタンク水位	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ								
			残置熱除去系熱交換器冷却水流重	2	0	-									
			移動式代替熱交換設備淡水ポンプ出口圧力			③	「緊急時対策本部」に確認								
			大型送水ポンプ車出口圧力			③	「緊急時対策本部」に確認								

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

対応手段	項目	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				SBO					
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		SBO影響 負荷切り離し後				
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由		
1.5.2.2 サポート系設備時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (凝) への代替熱輸送 b. 大型送水ポンプ車による除熱 事故時操作要領書 (凝後ベース) 「S/C温度制御」等 AM設備別操作要領書 「AHEFまたは大型送水 ポンプ車によるRCW代替 給水」 原子力災害対応手順書 「大型送水ポンプ車を使用 した海水供給 (ハイドロサ プ編)」	1.5.2.2 サポート系設備時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (凝) への代替熱輸送 b. 大型送水ポンプ車による除熱	原子力格納容 器内の温度	サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	サブレーション・チェンバ温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認			
			サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、サブレーション・チェン バ圧力 (SA) により代替監視可能		
			サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		サブレーション・プール水温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能		
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子力格納容器内の温度を計測することがで き、監視可能		
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7	7	7	7		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブレーション・チェンバ圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認	
			サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2				
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		2	直接的に原子力格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7	7	7	7		7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		2		
			サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		2	直接的に原子力格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認
サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブレーション・チェン バ温度 (SA) により代替監視可能					

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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							
事故時操作要領書 (原燃ペーセス) 「S/C温度制御」等 AM認識機能作業者用 「AHEF」または大型送水 ポンプ車によるBCW代替 冷却」 原子力災害対策手順書 「大型送水ポンプ車を使用 した海水供給（ハイドロサ ンプ機）」	電源 判断 基準 種類 (2 / 2)		C-メタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ											
			D-メタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ											
			C-ロードセント母線電圧	1	1	③	非常用ロードセントの受電 状態を確認するパラメータ											
			D-ロードセント母線電圧	1	1	③	非常用ロードセントの受電 状態を確認するパラメータ											
			緊急用メタクラ電圧	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ											
			SAロードセント母線電圧	1	1	③	緊急用ロードセントの受電 状態を確認するパラメータ											
			残留熱除去系熱交換器冷却 水流量	2	0	-												
			大型送水ポンプ車出口圧力			③	大型送水ポンプ車の運転状 態を確認するパラメータ											
			1.5.2.3 重大事故等対処手順（設計基準拡張）による対応手順 (1)原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む）による除熱	操作		最終ヒートシンクの確保	2	0	-									
						補機監視機能			③									
			事故時操作要領書（原燃 ペーセス） 「S/C温度制御」	判断 基準 種類 (1 / 2)		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	①					サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
						サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)									サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	
サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2				①							サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
原子炉格納容 器内の温度												ベデスタル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測すること がで き、監視可能			
ドライウエル温度 (SA)	7	7				①							ドライウエル圧力 (SA)	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A)又はサブプレッショ ン・チェンバ圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
												サブプレッショ ン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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

対応手段	項目	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						
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響							
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後					
事故時操作要領書(徴候ベース) (S/C温度制御)	判断基準 種別 (2 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
			原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	燃料温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベダスタル温度 (SA) により代替監視可能				
			ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	燃料温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能				
			水源の確保	2	0	0	③	—	—	—	—	—		—	—	
			原子炉格納容器内の温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2		サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		除熱先の温度変化により代替監視可能		
			操作	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2		2	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量準備より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	2	0	—	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0		0	残留熱除去系熱交換器冷却水流量が確保されていることにより、最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
					残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	①	—	残留熱除去ポンプ出口圧力	2		2	2	残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能
原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	2	2			0	③	—	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	2	0	0	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力が正常に動作していることを確認することにより代替監視可能				
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—				
RCW熱交換器出口温度	2	0	0	③	—	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	2	0	0	—	—	—				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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				SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		計器故障等		
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ (a) 格納容器代替スプレイ系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書 (既設) ベース 「FCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM設備別操作要領書 「AGSS (常設) による格納容器スプレイ」	原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器内の水位	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7	7	7	7	7		総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
		サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
		サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能
		ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
		サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能
		サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能
		サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能
判断基準 (1 / 2)	原子炉格納容器内の水位	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		低圧原子炉代替注水流量 (既帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		低圧原子炉代替注水流量 (既帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		ベデスタル代替注水流量 (既帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		ベデスタル代替注水流量 (既帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		低圧原子炉代替注水流量 (既帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		低圧原子炉代替注水流量 (既帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		低圧原子炉代替注水流量 (既帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		低圧原子炉代替注水流量 (既帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の水位を計測することができ、監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	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		
事故時操作要領書(徴収ベース) [PCV圧力制御] [D/W温度制御] AM(個別操作要領書「ACSS(常設)」による格納容器スプレイ)	電源		緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの電圧状態を確認するパラメータ	緊急用メタクラ電圧	1	1	—	—	
			SAロードセンター母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセンターの受電状態を確認するパラメータ	SAロードセンター電圧	1	1	—	—	
判断基準(2/2)	水源の確保		低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	①	—	代替注水流量(常設)	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水時高槽水位の代替監視可能
			原子炉水位(広帯域)	2	2	2		原子炉水位(燃料域)	2	2	2	2		
			原子炉水位(SA)	1	1	1		注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	
			サブプレッション・プール水位(SA)	1	1	1			サブプレッション・プール水位(SA)	1	1	1	1	
			低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0		低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0	0	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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	
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（確保） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AMI個別操作要領書 「ACSS（緊急）による格 納容器スプレイ」	原子炉格納容 器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		
			原子炉格納容 器内の圧力	ドライウエル温度 (SA)	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7		7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A)又はベデスタル温度 (SA)により代替監視可能
					2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能
操 作 (1 / 3)	原子炉格納容 器内の温度	サプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		
			原子炉格納容 器内の温度	サプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2		2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ温度 (SA)により代替監視可能
					2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することがで き、監視可能
操 作 (1 / 3)	原子炉格納容 器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A)又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA)の上 昇により代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		
			原子炉格納容 器内の温度	サプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	7	7	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することがで き、監視可能
					7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することがで き、監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書 (徴収ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AMI個別操作要領書 「ACSS(常設)」による格納容器スプレイ」	原子炉格納容器内の水位 操作 (2 / 3)	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位 (S A)	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用), 格納容器代替注水流量, ベデスタル代替注水流量 (実帯域用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2		低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2		
			格納容器代替スプレイ流量	1	1		格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	2	2		
			ベデスタル代替注水流量 (実帯域用)	2	2		ベデスタル代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2		
			低圧原子炉代替注水水位	1	1		低圧原子炉代替注水水位	1	1					
			低圧原子炉代替注水水位	1	1		低圧原子炉代替注水水位	1	1					
			トライウエル圧力 (S A)	2	2		トライウエル圧力 (S A)	2	2					
			サプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2		サプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2					
			トライウエル水位	3	3		トライウエル水位	3	3					
			サプレッション・プール水位 (S A)	1	1		サプレッション・プール水位 (S A)	1	1					
			ベデスタル水位	4	4		ベデスタル水位	4	4					
			監視機能	2	2		低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2					

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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				SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後		
													計器故障等	
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM図解別操作要領書 「ACSS（常設）」による格納容器スプレイ	操作 (3 / 3)	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	①	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より後水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能
				2	0	0	2	0	2	0	0		0	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ (b) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM図解別操作要領書 「CWTによる格納容器スプレイ」	判断基準 (1 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				7	7	7	7	7	7	7	7		7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM図解別操作要領書 「CWTによる格納容器スプレイ」	判断基準 (1 / 2)	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	7	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上昇により代替監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書(徴候ベース) [PCV圧力制御] [D/W温度制御] AM(個別操作要領書) [CWTによる格納容器スプレイ]	項目	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				SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後	
													計器故障等
判断基準(2/2)	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位(SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	計器故障等 代替注水流量(常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量(実帯域用)、格納容器代替注水流量、ベテスタル代替注水流量、ベテスタル代替注水流量(実帯域用)のうち動作状態にある流量および水線である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	2	2	2	2	2	2	2	2		
			1	2	2	2	2	2	2	2	2		
			1	2	2	2	2	2	2	2	2		
			1	2	2	2	2	2	2	2	2		
			1	2	2	2	2	2	2	2	2		
			1	2	2	2	2	2	2	2	2		
			1	2	2	2	2	2	2	2	2		
			1	2	2	2	2	2	2	2	2		
			1	2	2	2	2	2	2	2	2		
電源	C-メタタラ母線電圧	D-メタタラ母線電圧	C-ロードセントラ母線電圧	D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	—
					1	1	1	1	1	1	1	1	—
					1	1	1	1	1	1	1	1	—
					1	1	1	1	1	1	1	1	—
					1	1	1	1	1	1	1	1	—
					1	1	1	1	1	1	1	1	—
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	0	0	0	0	0	0	—	
			1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	—

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書（徴収ベース） [PCV圧力制御] [D/W温度制御] AM（個別操作要領書） [CWTによる格納容器スプレッド]	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			SBO														
	項目	分類	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	SBO影響		計器故障等															
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後																
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認															
														ドライウエル温度 (SA)	7	7	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能								
																					ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能		
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認														
															サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能							
																						サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	7	7	7	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認													
																ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上昇により代替監視可能						
																							サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書(徴候ベース) 〔P/CV圧力制御〕 〔D/W温度制御〕 AM認識別操作要領書 〔CWTによる格納容器スプレイ〕	項目	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				SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後	
													SBO影響
1.6.2.1. 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントドライオン系統故障時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ (c). 排気系による原子炉格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書(徴候ベース) 〔P/CV圧力制御〕 〔D/W温度制御〕 AM認識別操作要領書 〔排気系による格納容器スプレイ〕	操作 (2 / 2)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	①	原子炉格納容器内の水位	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設成用)、格納容器代替注水流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (常設成用)のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器への注水量	R P V / P C V注水流量	1	1	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能
		機械監視機能	復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力	1	1	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	ベデスタル代替注水流量 (常設成用)	2	2	2		
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	低圧原子炉代替注水タンク水位	1	1	1		
1.6.2.2. 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントドライオン系統故障時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ (c). 排気系による原子炉格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書(徴候ベース) 〔P/CV圧力制御〕 〔D/W温度制御〕 AM認識別操作要領書 〔排気系による格納容器スプレイ〕	判断基準 (1 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7		
		原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2		
		原子炉格納容器内の温度	ベデスタル温度 (SA)	2	2	①	原子炉格納容器内の温度	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書（確保ベース） [PCV圧力制御] [D/W温度制御] AM（個別操作要領書） [海況系による格納容器スプレイ]	項目	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				SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後			
												SBO影響		
判断基準 (2 / 3)	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1	計器故障等 代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)、格納容器代替注水流量 (実帯域用)、ベテスタル代替注水流量 (実帯域用)のうち動作状態にある流量および水線である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認				
						低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2					
						格納容器代替スプレイ流量	2	2	2					
						ベテスタル代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2					
						低圧原子炉代替注水水位	1	1	1					
						③	③	③	③		③	③	③	③
						③	③	③	③		③	③	③	③
						③	③	③	③		③	③	③	③
						③	③	③	③		③	③	③	③
						③	③	③	③		③	③	③	③
電源	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	1	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ				
						D-メタタラ母線電圧	1	1	1					
電源	C-ローロードセンタ母線電圧	1	1	1	1	非常用ローロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	非常用ローロードセンタの受電状態を確認するパラメータ				
						D-ローロードセンタ母線電圧	1	1	1					
水源の確保	補助消火水槽水位	2	0	0	0	代替消火源の確保状態を確認するパラメータ	2	0	0	代替消火源の確保状態を確認するパラメータ				
						ろ過水タンク水位	1	1	1					

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書 (徴候ベース) [PCV圧力制御] [D/W温度制御] AM(個別操作要領書) [海況系による格納容器スプレッド]	項目	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				SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	直後	負荷切り離し後	
														SBO影響
操作 (1 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7			ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	7	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2			ベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	①		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2			サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2			サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	ドライウエル圧力 (SA)	7	7	7	①		ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2			サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2			サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2			サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	代替注水流速 (常設)	1	1	1			代替注水流速 (常設)	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			低圧原子炉代替注水流速 (常設使用)	2	2	2			低圧原子炉代替注水流速 (常設使用)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			低圧原子炉代替注水流速 (常設使用)	2	2	2			低圧原子炉代替注水流速 (常設使用)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			格納容器内スプレッド流量	2	2	2	①		格納容器内スプレッド流量	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			ベデスタル代替注水流速 (常設使用)	2	2	2			ベデスタル代替注水流速 (常設使用)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			ベデスタル代替注水流速 (常設使用)	2	2	2			ベデスタル代替注水流速 (常設使用)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			低圧原子炉代替注水流速	1	1	1			低圧原子炉代替注水流速	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			低圧原子炉代替注水流速	2	2	2			低圧原子炉代替注水流速	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			低圧原子炉代替注水流速	2	2	2			低圧原子炉代替注水流速	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			低圧原子炉代替注水流速	2	2	2			低圧原子炉代替注水流速	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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						
		分類	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			
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書(確保ベース) [PCV圧力制御] [D/W温度制御] AMM(個別)操作要領書 [海火系による格納容器スプレッド]	原子炉格納容器への注水量		R P V / P C V 注 入 流 量	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ							
		機械監視機能	消火ポンプ出口圧力	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ							
	水源の確保		補助消火水槽水位	2	0	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ							
			ろ過水タンク水位	1	1	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ							

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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				SBO					
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器数	直後	SBO影響						
											負荷切り離し後				
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライオン系故障時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ b. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水） 事故時操作要領書（既設） ベーセス 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM設備別操作要領書 「可搬型」による格納容器スプレイ 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライオン系故障時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ b. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水） 事故時操作要領書（既設） ベーセス 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM設備別操作要領書 「可搬型」による格納容器スプレイ 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉格納容器内の圧力	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
			原子炉格納容器内の圧力	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉格納容器内の温度	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉格納容器内の温度	7	7	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2		2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能
			原子炉格納容器内の温度	7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能
			原子炉格納容器内の水位	1	1	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2		2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能
			原子炉格納容器内の水位	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉格納容器内の水位	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (常設域用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能
			原子炉格納容器内の水位	1	1	①	—	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	2		2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (常設域用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	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			
事故時操作要領書（攪拌ペーンズ） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM（個別操作要領書） 「ACSS（可搬型）」による格納容器スプレイ 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	電源	緊急用メタクワ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクワの充電状態を確認するパラメータ	2	2	2	—	—	—	
		SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	7	7	7	—	—	—	
	水源の確保	輪谷貯水槽（西1）	「緊急時対策本部」に確認		③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
		輪谷貯水槽（西2）	「緊急時対策本部」に確認		③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
操作（1 / 2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		サブプレッション・チェンバ	2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	—	7	7	7	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	—	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		サブプレッション・チェンバ	2	2	2	①	—	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	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						
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO				
													補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類		
事故時操作要領書（微減 ベース） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AMI個別操作要領書 「ACSS（可動型）」によ る格納容器スプレイ 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	原子炉格納容 器内の温度 原子炉格納容 器内の水位 原子炉格納容 器への注水量 補機監視機能 水測の確保	ドライウエル温度 (SA) サプレッション・プール水 位 (SA) 格納容器代替スプレイ流量 位 (SA) 大量送水車ポンプ出口圧力 輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)	7	7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		
			1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1		総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能	
			1	1	1	①	—	格納容器代替スプレイ流量 位 (SA)	2	2	2	2	2		代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量 (常設減用)、格納容器代替ス プレイ流量、ベデスタル代替注水流量、格納容器代替注 水流量 (常設減用) のうち動作状態にある流量お よび水源である低圧原子炉代替注水水位により代替 監視可能	
			2	2	2	①	—	ベデスタル代替注水流量 位 (SA)	2	2	2	2	2		代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量 (常設減用)、格納容器代替ス プレイ流量、ベデスタル代替注水流量、格納容器代替注 水流量 (常設減用) のうち動作状態にある流量お よび水源である低圧原子炉代替注水水位により代替 監視可能	
			2	2	2	①	—	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1	1		代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量 (常設減用)、格納容器代替ス プレイ流量、ベデスタル代替注水流量、格納容器代替注 水流量 (常設減用) のうち動作状態にある流量お よび水源である低圧原子炉代替注水水位により代替 監視可能	
			2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2		2	ドライウエル圧力 (SA) とサプレッション・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代替監視可能
			2	2	2	①	—	サプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2		2	ドライウエル圧力 (SA) とサプレッション・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代替監視可能
			2	2	2	①	—	ドライウエル水位	3	3	3	3	3		3	監視事項は主要パラ メータにて確認
			2	2	2	①	—	サプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1	1	1		1	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代替 監視可能
			2	2	2	①	—	ベデスタル水位	4	4	4	4	4		4	監視事項は主要パラ メータにて確認
			③	「緊急時対策本部」に確認								—				
			③	「緊急時対策本部」に確認								—				
			③	「緊急時対策本部」に確認								—				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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				計器故障等	SBO						
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器数	直後	SBO影響								
												負荷切り離し後	負荷切り離し後				
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 a. 復旧 (g) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書（取扱） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/C水位制御」 「PCV水素濃度制御」 AM設備別操作要領書 「RHRHによる格納容器除熱」	判断基準 (1 / 5) 原子炉圧力容 器内の水位 [原子炉水位 (燃料域)] 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域)											原子炉水位 (SA)	1	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
												高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
												代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	
												低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	
												低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	
												原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	
												高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
												残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
												低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
												残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
原子炉圧力	2	2	2	2													
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1													
ホアプレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2													

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書（攪炭ペーンズ） 「PCV圧力制御」 「S/C（冷却制御）」 「PCV水素濃度制御」 AMM設備別操作要領書 「RHIRによる格納容器除熱」	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後		
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	2	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		
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	2	1	1			
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	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排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1			
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2			
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	2	2	2			
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1			
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0			
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	0	0	0	0	0			
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0			
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1			
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2			2
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバー圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			サブプレッション・チェンバー圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2		2	

別紙第 (2) / (5)

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			SBO	
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（攪拌ベース） 「PCV圧力制御」 「D/C（冷却制御）」 「S/C（冷却制御）」 「PCV水素濃度制御」 AMI詳細別操作要領書 「RHRHによる格納容器除熱」	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7			
							ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2			
		サプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	—	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2		
								ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2		
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	—	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2		
								サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2		
		サプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	①	—	—	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	2	サプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能 飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2							2	2	2				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/C冷却制御」 「S/C冷却制御」 「PCV水素濃度制御」 AMM設備別操作要領書 「RHIRによる格納容器除熱」	項目	排出パラメータを計測する計器				排出パラメータを計測する計器				項目	SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	直後	負荷切り離し後	計器故障等
	判断基準 (4 / 5)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	①	高圧炉心代替注水流量	1	1	1	1	計器故障等		
				高圧炉心代替注水流量	1	1	1	1	高圧炉心代替注水流量	1	1	1		1	
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		1	
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		0	
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		0	
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		0	
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		1	
				残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1		1	
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1		1	
				高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1		0	
				残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3		3	
				低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1		0	
				残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2	2	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2		2	
相観監視機能	2	2	0	0	③	原子炉相観冷却系動作状況を確認するパラメータ	2	0	0	0	—				
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	2	0	0	—	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	0	—				

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書 (確保ベース) 「PCV圧力制御」 「D/C冷却制御」 「S/C冷却制御」 「PCV水素濃度制御」 AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	
												直後	負荷切り離し後
電源	判断基準 (5 / 5)	電源	C-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの発電状態を確認するパラメータ					
			D-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの発電状態を確認するパラメータ					
			C-ローセントセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ローセントセンタの発電状態を確認するパラメータ					
			D-ローセントセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ローセントセンタの発電状態を確認するパラメータ					

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書（復旧ベース） 「PCV圧力制御」 「S/A冷却制御」 「S/A冷却調整制御」 「PCV水素濃度制御」 AMM設備別操作要領書 「RHRHによる格納容器冷却」	項目	排出パラメータを計測する計器				排出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後		
													SB0影響	SB0影響
操作 (1 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								ドライウエル温度 (SA)	7	7	7			飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能
								ベデスタル温度 (SA)	2	2	2			
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能		
								ベデスタル温度 (SA)	2	2	2			
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上		
								サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2			
		A-残留熱除去ポンプ出口 流量 B-残留熱除去ポンプ出口 流量	2	0	0	①	—	サブプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
原子炉水位 (広帯域)	2							2	2	1	残留熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
原子炉水位 (燃料域)	2							2	2	1				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後		
												補助パラメータ 分類理由	計器故障等
事故時操作要領書 (循環ベース) 「PCV圧力制御」 「D/A圧力制御」 「S/C圧力制御」 「PCV水素濃度制御」 AMI詳細別操作要領書 「RHRHによる格納容器除熱」	機械監視機能 原子炉格納容器内の水位 操作 (2/2)	A-残置熱除去ポンプ出口圧力 B-残置熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	①	—	—	—	—	—		
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
			3	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1			
1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1			
3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3			
1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1			
1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1			
1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1			
2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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				SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器名称	計器数	直後		SBO影響		
												負荷切り離し後	負荷切り離し後
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッジョン・プールの除熱 b. 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッジョン・プールの除熱 事故時操作要領書「低線」 「S/C温度制御」 AM設備別操作要領書「RHRによる格納容器除熱」	原子炉格納容器内の温度	サブプレッジョン・プール温度 (SA)	2	2	2	①	サブプレッジョン・プール温度 (SA)	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	①	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッジョン・チェンバにより代替監視可能		
	電源	C-メタタラ母線電圧	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	—	—
			D-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	—	
			C-ローセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ローセント母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	—	
			D-ローセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ローセント母線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	—	
	原子炉補機冷却系出口圧力	原子炉補機冷却系出口圧力	原子炉補機冷却系出口圧力	2	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	2	2	0	—	—
			原子炉補機冷却系出口圧力	2	0	0	—	—	2	0	0	—	
	最終ヒートシフトの確保	RCW熱交換器出口温度	RCW熱交換器出口温度	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	2	0	0	—	—
			—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
原子炉格納容器内の水位	サブプレッジョン・プール水位 (SA)	代替注水流速 (常設)	1	1	1	①	—	代替注水流速 (常設)	1	1	1	代替注水流速 (常設)、低圧原子炉代替注水流速、低圧原子炉代替注水流速 (実帯域用)、格納容器代替注水流速、ベデスタル代替注水流速 (実帯域用) のうち動作状態にある流量およびの水源である低圧原子炉代替注水流速水位により代替監視可能	
		低圧原子炉代替注水流速 (実帯域用)	2	2	2	—	—	低圧原子炉代替注水流速 (実帯域用)	2	2	2		
		格納容器代替注水流速	2	2	2	—	—	格納容器代替注水流速	2	2	2		
		ベデスタル代替注水流速 (実帯域用)	2	2	2	—	—	ベデスタル代替注水流速 (実帯域用)	2	2	2		
		低圧原子炉代替注水流速	2	2	2	—	—	低圧原子炉代替注水流速	2	2	2		
		低圧原子炉代替注水流速	1	1	1	—	—	低圧原子炉代替注水流速	1	1	1		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

項目	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									
		分類	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									
事後時操作要領書(備換ペーシ) (S/C温度制御) AM(総燃焼制御要領書) TRHIRによる格納容器除熱)	原子炉格納容器内の温度 機械監視機能	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							
		原子炉格納容器内の水位	A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—						
		原子炉格納容器内の温度	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
		原子炉格納容器内の温度	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量等値より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
		原子炉格納容器内の温度	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	0	0	残留熱除去系熱交換器冷却水流量が確保されていることにより、最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
		原子炉格納容器内の温度	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	①	—	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	2	2	残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
		原子炉格納容器内の温度	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	2	2	③	原子炉補機冷却系の動作状況をj確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—						
		原子炉格納容器内の温度	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—					
		原子炉格納容器内の温度	RCW熱交換器出口温度	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況をj確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—						
		原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)、格納容器内注水流量 (低圧域用)、ベダスタル代替注水流量、ベダスタル代替注水流量 (低圧域用) のうち動作可能な流量および水源である低圧原子炉代替注水流量水位により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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										
		分類	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	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						
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライオン系故障時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書（シビア アンデント） 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備明細作業要領書 「AGSS（常設）」による格 納容器スプレイ	原子炉格納容 器内の放射線 集率	格納容器器内放射線モニ タ（ドライウエル）	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]（原 子炉建物エリア放射線モニ タ）	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認				
		格納容器器内放射線モニ タ（サブプレッション・チェ ンバ）	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]（原 子炉建物エリア放射線モニ タ）	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認				
	原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1	—	—			
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	—	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	—	—			
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	1 1	—	—	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認		
			原子炉圧力容器熱交換器入口 温度	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	—	—	—		
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	—	—	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代替監視可能	
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	7	7	7	7	7	—	—	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	
	原子炉格納容 器内の圧力	原子炉格納容 器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	2	—	—	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	—	—	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	
		原子炉格納容 器内の圧力	2	2	2	①	—	原子炉格納容 器内の圧力	2	2	2	2	2	—	—	—	—	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	—	—	—	—	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書 (シビア アクシデント) [降熱-1] [降熱-2] AM(個別)操作要領書 [ACSSS(常設)]による格 納容器スプレイ]	項目	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						
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	SBO				
													補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器数	直後
	判断基準 (2 / 3)	原子炉格納容器内の温度	サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	サブレーション・チェンバ温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認					
				原子炉格納容 器内の水位	サブレーション・プール水 位 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、サブレーション・チェン バ圧力 (SA) により代替監視可能			
						ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することがで き、監視可能			
				原子炉格納容 器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7	7	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブレーション・チェンバ圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能		
						サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	同上	
				原子炉格納容 器内の水位	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量 (常設域用)、格納容器代替注 水流量 (常設域用)、格納容器代替注水流量 (低 圧原子炉代替注水流量 (常設域用))、格納容器代替注 水流量 (低圧域用) による監視が可能 よび水源である低圧原子炉代替注水流量水位により代替 監視可能	
						低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	同上
						格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	2	2	2	2	2	2	同上
						ベデスタル代替注水流量 ベデスタル代替注水流量 (常設域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	同上
				原子炉格納容 器内の水位	低圧原子炉代替注水流量 水位	1	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認	
低圧原子炉代替注水流量 水位	1	1	1			1	1	1	1	1	1	同上				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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	
		分類	計器名称	SBO影響		計器数	計器名称	SBO影響			
				直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」 AM（個別）操作要領書 「ACSS（緊急）」による格納容器スプレイ	電源	緊急用メタクラ電圧	1	1	1	緊急用メタクラの空電状態を確認するパラメータ	1	1	1	計器故障等	SBO
		SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	緊急用ロードセントラの状態を確認するパラメータ	1	1	1		
判断基準 (3 / 3)	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	①	代替注水流量（常設）	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能 注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
			2	2	2	2	原子炉水位（圧静置） 原子炉水位（燃料罐）	2	2	2	
			1	1	1	1	原子炉水位（SA）	1	1	1	
			1	1	1	1	サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	
			2	0	0	0	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0	
			2	2	2	2	ホプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	
操作 (1 / 3)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	①	ドライウエル温度（SA）	7	7	7	監視事項は主要パラメータにて確認
			2	2	2	2	ベダスタル温度（SA）	2	2	2	
			2	2	2	2	ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	
			2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書 (シビア アクシデント) [除熱-1] [除熱-2] AM(総機別)操作要領書 「ACSSS(常設)」による格 納容器スプレイ」	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後			
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	
操作 (2 / 3)	原子炉格納容 器内の温度	原子炉格納容 器内の温度	原子炉格納容 器内の温度 (SA)	7	7	①	—	ヘッドスタル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		
			原子炉格納容 器内の温度 (SA)	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能			
			原子炉格納容 器内の温度 (SA)	7	7	①	—	サブプレッション・チェンバ ー圧力 (SA)	2	2	2		2	2
			原子炉格納容 器内の温度 (SA)	7	7	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1		1	1
			原子炉格納容 器内の温度 (SA)	7	7	①	—	低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2		2	2
			原子炉格納容 器内の温度 (SA)	7	7	①	—	低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2		2	2
			原子炉格納容 器内の温度 (SA)	7	7	①	—	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		2	2
			原子炉格納容 器内の温度 (SA)	7	7	①	—	ヘッドスタル代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2		2	2
			原子炉格納容 器内の温度 (SA)	7	7	①	—	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1		1	1
			原子炉格納容 器内の温度 (SA)	7	7	①	—	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1		1	1

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」 AM（個別操作要領書） 「ACSS（常設）」による格 納容器スプレイ」	項目				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		
	項目	分類	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	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			
		原子炉格納容 器への注水量		1	1	①	—	低圧原子炉代替注水流量 （常設）	1	1	1	水源である低圧原子炉代替注水流量の水位変化より 代替監視可能			
				1	1	①	—	ドライウエル圧力（S.A）	2	2	2	ドライウエル圧力（S.A）とサブプレッション・チェン ク圧力（S.A）の差圧により代替監視可能			
				1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力（S.A）	2	2	2	ドライウエル圧力（S.A）とサブプレッション・チェン ク圧力（S.A）の差圧により代替監視可能			
				1	1	①	—	ドライウエル水位	3	3	3	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位（S.A）、ベデスタル水位の水位変化により代替 監視可能			
				1	1	①	—	ホプレッション・プール水 位（S.A）	1	1	1	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位（S.A）、ベデスタル水位の水位変化により代替 監視可能			
				1	1	①	—	ベデスタル水位	4	4	4				
				2	2	—	—	低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	2	—				
				1	1	①	—	低圧原子炉代替注水流量 （常設）	1	1	1	低圧原子炉代替注水流量を水源とする系統のうち、運転 している系統の注水量より復水貯留槽水位の代替監視 可能			
				1	1	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1 1				
				1	1	①	—	原子炉水位（S.A）	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注 水流量の代替監視可能			
				1	1	①	—	サブプレッション・プール水 位（S.A）	1	1	1				
				2	2	—	—	低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	2	0	低圧原子炉代替注水流量を水源とする低圧原子炉代替注 水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水流量 が確保されていることを監視可能			

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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							
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後						
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由				
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系統側の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ (b) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「CWTによる格納容器スプレイ」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内気放熱線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放熱線モニタ (原子炉建物-エリア放熱線モニタ)	18	0	0	エリア放熱線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
		格納容器内気放熱線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放熱線モニタ (原子炉建物-エリア放熱線モニタ)	18	0	0	エリア放熱線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S/A)	2	2	2	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	1 1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	2	2	残置熱除去系が運転状態であれば、残置熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			ドライウエル圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (S/A)	7	7	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			ドライウエル圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (S/A)	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S/A) 又はベデスタル温度 (S/A) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (S/A)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (S/A)	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (S/A) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書 (シビア アクシデント) [除熱-1] [除熱-2] AM(個別機作要領書 [CWT]による格納容器 ブレイ)	項目				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					
	項目	分類	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	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						
	判断基準 (2 / 3)	原子炉格納容器内の温度	サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	①	—	サブレーション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	2	サブレーション・チェンバ温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認				
				7	7	①	—	サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2		総和温度/圧力の関係から、サブレーション・チェン バ圧力 (SA) により代替監視可能			
				7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することがで き、監視可能			
				7	7	①	—	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	2		総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブレーション・チェンバ圧力 (SA) の上 程により代替監視可能			
				1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1		2	2	監視事項は主要パラ メータにて確認	
				2	2	①	—	低圧原子炉代替注水流量 (後帯域用)	2	2	2	2	2		2	2		
				2	2	①	—	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	2	2		2	2		
				2	2	①	—	ベデスタル代替注水流量 (後帯域用)	2	2	2	2	2		2	2		
						原子炉格納容 器内の水位	サブレーション・プール水 位 (SA)	1	1	①	—	代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低 圧原子炉代替注水流量 (後帯域用), 格納容器代替ス プレイ注水流量, 格納容器代替注水流量 (後帯域用), 格納容器代替スプレイ注水流量 (後帯域用), 格納容 器内水位 (後帯域用) による流量は、 および水源である低圧原子炉代替注水水位により代替 監視可能	1		1	1	1	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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				SBO							
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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					
												直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 〔降熱-1〕 〔降熱-2〕 AM（個別操作要領書） 〔CWTによる格納容器スプレッド〕	判断基準 (3 / 3)	電源	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	計器故障等	1	—	—					
			D-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	計器故障等	1	—	—					
			C-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	計器故障等	1	—	—					
			D-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	計器故障等	1	—	—					
			復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水貯蔵タンクの運転状態を確認するパラメータ	計器故障等	1	—	—					
			原子炉格納容器内の圧力	操作 (1 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
						サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	①	—	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉格納容器内の温度	操作 (1 / 2)	原子炉格納容器内の温度	ベデスタル温度 (SA)	7	7	7	①	—	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2				2	①	—	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2				2	①	—	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
ドライウエル温度 (SA)	7	7				7	①	—	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 〔除熱-1〕 〔除熱-2〕 AMR個別操作要領書 〔CWTによる格納容器ス トレイ〕	項目	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				SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器故障等
操作（2/2）	原子炉格納容 器内の水位	サブレーション・プール水 位（SA）	1	1	1	1	代替注水流量（常設）	1	1	1	代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量（実帯域用）、格納容器代替注 水流量、ベテスタル代替注水流量、格納容器代替注 水流量（実帯域用）のうち動作状態にある流量お よび水源地である低圧原子炉代替注水流量により代替 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
							低圧原子炉代替注水流量 （実帯域用）	2	2	2		
							格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		
							ベテスタル代替注水流量 （実帯域用）	2	2	2		
	原子炉格納容 器への注水量	R P V / P C V 注入流量	1	1	0	③	—	低圧原子炉代替注水水位	1	1	—	—
								—	—	—		
	補機監視機能	復水輸送ポンプ出口ヘッダ 圧力	1	1	0	③	—	—	—	—	—	—
								—	—	—		
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	—	—	—	—	—	—
								—	—	—		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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				SBO					
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器数	計器名称	計器数		直後	SBO影響 負荷切り離し後			
													補助パラメータ 分類理由	計器数	計器名称
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系統の隔離時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ (c) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書 (シビア アクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「消火系による格納容器ス プレイ」	原子炉格納容 器内の放射線 集率 原子炉圧力容 器内の温度 原子炉格納容 器内の圧力	格納容器器内放射線モニ タ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原 子炉建物エリア放射線モニ タ)	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		
		格納容器器内放射線モニ タ (サブプレッション・チェ ンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原 子炉建物エリア放射線モニ タ)	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		
		原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力容 器内温度 (S A)	原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
				原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		原子炉格納容 器内の圧力	原子炉格納容 器内圧力 (S A)	残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	2	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代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
				サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
				ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (S A)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (S A) により代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		原子炉格納容 器内の圧力	原子炉格納容 器内圧力 (S A)	ベデスタル温度 (S A)	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (S A)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
				ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
				サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 〔降熱-1〕 〔降熱-2〕 AMM（個別機作要領書 〔海水系による格納容器ス プレイ〕）	項目				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	
	項目	分類	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	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		
			サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	①	—		サブレーション・プール水 温度 (SA)	2	2	サブレーション・チェンバ温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		原子炉格納容 器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	—		ベデスタル温度 (SA)	2	2	総和温度/圧力の関係から、サブレーション・チェン バ圧力 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			原子炉格納容 器内の水位	1	1	①	—		代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 (後帯域用)	1	1	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
				1	1	①	—		低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (後帯域用)	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量 (後帯域用)、格納容器代替注 水流量 (後帯域用) のいずれも、格納容器内にある流量は 総注水流量 (後帯域用) の一部であり、格納容器内 および水盤にある低圧原子炉代替注水流量により代替 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
				2	2	①	—		ベデスタル代替注水流量 ベデスタル代替注水流量 (後帯域用)	2	2			
				1	1	①	—		低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (後帯域用)	1	1			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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						
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響							
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後					
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 〔除熱-1〕 〔除熱-2〕 AM（個別機作要領書） 〔海内系による格納容器スプレッド〕	電源	電源	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	計器故障等	SBO				
			D-メタタラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1					
			C-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1					
			D-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1					
			補助消火水槽水位	2	0	0	0	0	0	0	0					
			ろ過水タンク水位	1	1	1	1	1	1	1	1					
			原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2		2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベダスタル温度 (SA) により代替監視可能	
					サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
					サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	2	2		2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	
原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	7	7	7	7	7	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上昇により代替監視可能					
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能					
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能					

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書 (シビア アクシデント) [除熱-1] [除熱-2] AM(個別)操作要領書 [海水系による格納容器ス プレイ]	項目	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				SBO										
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後	計器故障等							
														パラメータ 分類	計器故障等					
操作 (2 / 3)	原子炉格納容 器内の水位	サプレッション・プール水 位 (S A)	1	1	1	①	-	代替注水流量 (常設)	1	1	1	計器故障等 代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低 圧原子炉代替注水流量 (実帯域用), 格納容器代替注 水流量 (実帯域用), ベンズスタル代替注水流量, ベ ンズスタル代替注水流量 (実帯域用) のうち動作状態にある流量お よび水源である低圧原子炉代替注水流量により代替 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認							
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2									
								格納容器代替スプレイ流量	2	2	2									
								ベンズスタル代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2									
								低圧原子炉代替注水流量	1	1	1									
								原子炉格納容 器への注水量	1	1	0			③	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ					
								機械監視機能	2	2	2			③	消火ポンプの運転状態を確 認するパラメータ					
								水源の確保	補助消火水槽水位	2	0			0	③	代替消火源の確保状態を確 認するパラメータ				
									ろ過水タンク水位	1	1			1	③	代替消火源の確保状態を確 認するパラメータ				

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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				計器故障等	SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後					
												補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライオン系故障時の対応手順 a. 格納容器代替スプレイ (d) 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ (淡水/海水) 事故時操作手順書 (シビア アンデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別要領書 TACSS (可搬型) による 格納容器スプレイ 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	原子炉格納容 器内の放射線 量率	格納容器器風気放射線モニ タ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原 子炉建物エリア放射線モニ タ)	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認		
		格納容器器風気放射線モニ タ (サブプレッジョン・チェ ンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原 子炉建物エリア放射線モニ タ)	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認		
									原子炉圧力	2	2	1		
	原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力容 器内の温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認	
								原子炉水位 (S A)	1	1	1			
								残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	2	2	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代替監視可能	
	原子炉格納容 器内の圧力	原子炉格納容 器内の圧力 (S A)	2	2	2	①	—	サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
								ドライウエル温度 (S A)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (S A) により代替監視可能	
								ベデスタル温度 (S A)	2	2	2	2		
								ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
								サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、サブプレッジョン・チェン バ温度 (S A) により代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認

判断基準 (1 / 3)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 【降熱-1】 【降熱-2】 AM程（個別駆動書 「ACSS（可搬型）」 による格納容器スプレイ） 原子力災害対策手順書 【大量送水車を使用した送 水】	原子炉格納容 器内の温度	サブレーション・チェンバ 温度（SA）	2	2	7	①	-	サブレーション・プール水 温度（SA）	2	2	サブレーション・チェンバ温度（SA）の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
								サブレーション・チェンバ 圧力（SA）	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブレーション・チェン バ圧力（SA）により代替監視可能		
判断基準（2 / 3）	原子炉格納容 器内の水位	ドライウエル温度（SA）	7	7	①	-	ペダスタル温度（SA）	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		
							ドライウエル圧力（SA）	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力（S A）又はサブレーション・チェンバ圧力（SA）の上 昇により代替監視可能			
							サブレーション・チェンバ 圧力（SA）	2	2				
							代替注水流量（常設）	1	1				
原子炉格納容 器内の水位	サブレーション・プール水 位（SA）	1	1	①	-	低圧原子炉代替注水流量 （常設駆動）	2	2	代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量（常設駆動）、格納容器代替注 水流量（常設駆動）、格納容器代替注水流量（常設 駆動）、低圧原子炉代替注水流量（常設駆動）による流量 および水位である低圧原子炉代替注水流量水位により代替 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認			
						格納容器代替スプレイ流量	2	2					
						ペダスタル代替注水流量 （常設駆動）	2	2					
						低圧原子炉代替注水流量 水位	1	1					

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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									
		分類	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	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					
事故時操作要領書 (シビア アクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM (個別型) による 格納容器スプレイ 「ACSS (可搬型) による 格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	判断 基準 (3 / 3)	電源	緊急用メタクラ電圧	1	1	③	緊急用メタクラの電圧状態 を確認するパラメータ	③	緊急用メタクラ電圧	1	1	—	—	—			
			SAロードセントラ母線電圧	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	③	SAロードセントラ母線電圧	1	1	—	—	—			
			輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認		③	代替送水車の確保状態を確 認するパラメータ	③	輪谷貯水槽 (西1)	—	—	—	—	—			
			輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認		③	代替送水車の確保状態を確 認するパラメータ	③	輪谷貯水槽 (西2)	—	—	—	—	—			
操作 (1 / 2)	原子炉格納容 器内の圧力	原子炉格納容 器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	①	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	—	—	①	総和温度 / 圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	7	7	7	7	—			
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	—	—	①	—	①	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	—	—	①	—	①	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	—	—	①	—	①	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	—	—	①	—	①	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後 負荷切り離し後	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	直後 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「降熱-1」 「降熱-2」 AMI（個別履歴書） 「ACSS（可搬型）」 による格納容器スプレイ 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	原子炉格納容 器内の水位	サプレッション・プール水 位（SA）	1	1	①	—	代替注水流量（常設）	1	1	1	代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量（実帯域用）、格納容器代替注 水流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代 替注水流量（実帯域用）のうち動作状態にある流量お よび水源である低圧原子炉代替注水流量により代替 監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認	
			2	2	①	—	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （実帯域用）	2	2	2		
			1	1	①	—	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		
			2	2	①	—	ベデスタル代替注水流量 ベデスタル代替注水流量 （実帯域用）	2	2	2		
			1	1	①	—	低圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
			2	2	①	—	ドライウエル圧力（SA）	2	2	2		
			2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力（SA）	2	2	2		
			2	2	①	—	ドライウエル水位	3	3	3		
			1	1	①	—	サブプレッション・プール水 位（SA）	1	1	1		
			4	4	①	—	ベデスタル水位	4	4	4		
操作（2／2）	原子炉格納容 器への注水量	大量送水車ポンプ出口圧力	2	2	③	大量送水車の運転状態を確 認するパラメータ	—	—	—	—		
			2	2	③	「緊急時対策本部」に確認	—	—	—			
			2	2	③	「緊急時対策本部」に確認	—	—	—			
水源の確保	輪谷貯水槽（西1） 輪谷貯水槽（西2）	輪谷貯水槽（西1） 輪谷貯水槽（西2）	1	1	③	代替送水車の確保状態を確 認するパラメータ	—	—	—	—		
			1	1	③	「緊急時対策本部」に確認	—	—	—			

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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					SBO					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後						
													計器故障等				
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 格納容器代替除熱 (a) ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱 事故時操作要領書 (シビア アクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「HIVIDによる格納容器冷 却」	原子炉格納容 器内の放射線 基準 原子炉圧力容 器内の温度 判断基準 (1 / 2)	格納容器雰囲気放射線モニ タ (ドライウェル) 格納容器雰囲気放射線モニ タ (サブプレッション・チエ ンバ) 原子炉圧力容 器内温度 (S A) C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロートセントタ母線電圧 D-ロートセントタ母線電圧	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原 子炉建物エリア放射線モニ タ)	18	0	0	0	計器故障等	監視事項は主要パラ メータにて確認 監視事項は主要パラ メータにて確認 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認 残置熱除去系が運転状態であれば、残置熱除去系熱交 換器入口温度により代替監視可能			
			2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原 子炉建物エリア放射線モニ タ)	18	0	0	0	計器故障等				
										2	2	1	1				
										1	1	1	1				
						2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2		1 1		
						1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	原子炉水位 (S.A)	1	1		1		
						1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	原子炉水位 (S.A)	1	1		1		
						1	1	1	③	非常用ロードセントタの受電 状態を確認するパラメータ	残置熱除去系熱交換器入口 温度	2	2		2		
						1	1	1	③	非常用ロードセントタの受電 状態を確認するパラメータ							

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 〔降熱-1〕 〔降熱-2〕 AM（個別操作要領書 〔HVVD〕による格納容器冷 却）	項目	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				SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	直後	負荷切り離し後	計器故障等
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	—	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	—	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	—	—	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	—	—	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	—	—	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	③	0	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		
補機監視機能	1	0	0	③	0	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	1	0	0	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		

判
断
基
準
(
2
/
2
)

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 〔降熱-1〕 〔降熱-2〕 AM（個別操作要領書 〔HVVD〕による格納容器冷 却）	項目				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		
	分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	評価	
														監視事項は主要パラ メータにて確認	監視事項は主要パラ メータにて確認
操作	原子炉格納容 器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能				
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェ ンバ温度 (SA) により代替監視可能	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能				
	原子炉格納容 器内の温度	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	7	7	7	—	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェ ンバ圧力 (SA) により代替監視可能	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することがで き、監視可能				
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェ ンバ圧力 (SA) により代替監視可能	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することがで き、監視可能				
	原子炉補機冷却水ポンプ出 口圧力	原子炉補機冷却水ポンプ出 口圧力	2	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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				計器故障等	SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器数			直後	SBO影響 負荷切り離し後
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 a. 復旧 b. 残留熱除去系電源復旧後の格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書 (シビア アクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別要領書 「KHIRによる格納容器除 熱」	原子炉格納容 器内の放射線 集束	格納容器内放射線モニ タ (トライウエル)	2	2	1	①	—	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		格納容器内放射線モニ タ (サブプレッショントラ ンク)	2	2	1	①	—	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
判断 基準 (1 / 4)	原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力	2	2	2	2	—	2	2	2	1		
		原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	—	1	1	1	1		
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	①	—	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認
		原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	—	1	1	1	1		
		残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	2	2	—	2	2	2	2		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代替監視可能

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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						
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		SBO		
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書 (シビア アクシデント) [除熱-1] [除熱-2] AM(個別)要領書 [RHRによる格納容器除 熱]	原子炉格納容 器内の圧力	原子炉格納容 器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	—	ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能			
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能		
		原子炉格納容 器内の温度	原子炉格納容 器内の温度	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
				ドライウエル温度 (SA)	7	7	—	ドライウエル温度 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することがで き、監視可能	
				ベデスタル温度 (SA)	2	2	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することがで き、監視可能	
		原子炉格納容 器内の温度	原子炉格納容 器内の温度	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
				サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能	
				サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO			
													補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 〔除熱-1〕 〔除熱-2〕 AMR（個別履歴書） 〔RHRによる格納容器除 熱〕	判断基準 (3/4)	原子炉格納容 器内の水位	サブレーション・プール水 位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要ハラ メータにて確認		
				高圧炉心代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	0	0	0	0	0	0		0	0
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	0	0	0	0	0	0		0	0
				低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	0	0	0	0	0	0		0	0
				残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	1	1	1	1	1	1		1	0
				残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3	3	3	3		3	3
				低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	1	1	1	1	1	1		1	0
残留熱代替除去ポンプ出口 圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2					

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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				SBO		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 〔除熱-1〕 〔除熱-2〕 AMR（個別履歴書 「RHR」による格納容器除 熱）	最終ヒートシ ンクの確保	原子炉補機冷却水ポンプ出 口圧力	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
		親母熱除去系熱交換器冷却 水流量	2	0	—	—	—	—	—	—	—	—		
	電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
		D-メタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
		C-ロートセント母線電圧	1	1	③	非常用ロートセントの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
		D-ロートセント母線電圧	1	1	③	非常用ロートセントの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
	操作 (1 / 3)	原子炉格納容 器内の圧力	ドラィウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	2	2	監視事項は主要パラ メータにて確認
			ドラィウエル温度 (SA)	7	7	7	—	ドラィウエル温度 (SA)	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドラィウエル温度 (S A) 又はベグスタル温度 (SA) により代替監視可能	7	7	監視事項は主要パラ メータにて確認
			ベグスタル温度 (SA)	2	2	2	—	ベグスタル温度 (SA)	2	2	—	2	2	—
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	2	2	監視事項は主要パラ メータにて確認

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
															直後
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 【除熱-1】 【除熱-2】 AM（個別履歴書） 【RHR】による格納容器除熱】	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器への注水量	ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			サブプレッション・チェンバ	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上昇により代替監視可能			
			サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能			
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能			
操作 (2 / 3)	原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器への注水量	A= 残留熱除去ポンプ出口流量 B= 残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	①	—	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			A= 残留熱除去ポンプ出口圧力 B= 残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	①	—	原子炉水位 (圧力減) 原子炉水位 (燃料減)	2	2	1	1		1	燃料熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化により代替監視可能
			機械監視機能	2	2	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		1	—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」 AMI程(個別)要領書 「RHRによる格納容器除熱」	操作 (3 / 3)	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認	
				高圧炉心代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0		0
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	0	0	0	0	0	0		0
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0		0
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1
				残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1	1		1
				高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1	1		0
				残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3	3	3	3		3
				低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1	1		0
				残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2	2	2	2	2	2		2

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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				SBO					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後				
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 a. 復旧 b. 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プールの除熱 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」	原子炉格納容器内の放射線量 原子炉圧力容器内の温度 サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) C-メタカラ母線電圧 D-メタカラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧	格納容器内放射線モニタ (トライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原子炉建物エリア放射線モニタ)	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		格納容器内放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原子炉建物エリア放射線モニタ)	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉圧力容器内の温度	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1	原子炉圧力	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	1 1	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の温度	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	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代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		電源	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	1	—	—
		電源	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	1	—	—
		電源	1	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	1	—	—
		電源	1	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	1	—	—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) [除熱-1] [除熱-2] AMR(個別)操作要領書 [RHR]による格納容器除熱]	最終ヒートシフトの確保	原子炉格納容器内の水位	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ			
			核燃料除去系熱交換器冷却水流量	2	0	-	-								
			RCHW熱交換器出口温度	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	RCHW熱交換器出口温度	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ			
判断基準 (2 / 2)		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位 (S/A)	1	1	①	-	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用), ヘドスタタル代替注水流量 (実帯域用), 格納容器代替注水流量 (実帯域用)のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能		
			代替注水流量 (常設)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		
			低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		
			格納容器代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		
			ヘドスタタル代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		
			低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1	1	1	1	1				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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						
		分類	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	SBO影響		SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書 (シビア アクシデント) [除熱-1] [除熱-2] AMR(個別)操作要領書 [RHR]による格納容器除 熱]	原子炉格納容 器内の温度	原子炉格納容 器内の温度	サブレーション・プール水 温度 (SA)	2	2	①	—	サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	サブレーション・プール水温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		機械監視機能	A-残留熱除去ポンプ出口 圧力 B-残留熱除去ポンプ出口 圧力	2	2	①	—	—	—	—	—	—	—	
	最終ヒートシ ンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口 温度	残留熱除去系熱交換器入口 温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			残留熱除去系熱交換器出口 温度	残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの 熱交換量評価より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
	原子炉補機冷却 水流量	原子炉補機冷却水ポンプ出 口圧力	原子炉補機冷却水ポンプ出 口圧力	2	2	③	—	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	原子炉補機冷却系熱交換器出口 水流量	2	0	0	残留熱除去系熱交換器冷却水流量が確保されているこ とにより、最終ヒートシンクが確保されていることを 代替監視可能	—
		残留熱除去系熱交換器冷却 水流量	残留熱除去系熱交換器冷却 水流量	2	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
	原子炉格納容 器への注水量	残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器出口温度	R C W熱交換器出口温度	2	0	③	—	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
			残留熱除去系熱交換器出口流量	残留熱除去系熱交換器出口流量	2	0	①	—	残留熱除去系熱交換器出口流量	2	2	2	残留熱除去系熱交換器出口流量が正常に動作していることを確認す ることにより代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書 (シビア アクシデント) [除熱-1] [除熱-2] AMM(個別)操作要領書 [RHR]による格納容器除 熱]	操作 (2 / 2)	原子炉格納容 器内の水位	サブレーション・プール水 位 (S.A)	1	1	①	-	代替注水流速 (常設)	1	1	1	計器故障等	SBO
								低圧原子炉代替注水流速 (実帯域用)	2	2	2		
								格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		
								ベニスタル代替注水流速 (実帯域用)	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流速	1	1	1		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器数	直後	SBO影響			
											負荷切り離し後	負荷切り離し後
1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準状態）による対応手順 (1) 残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書（既録） 「ベース」 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/C水位制御」 「PCV水素濃度制御」 事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」	判断基準 (1 / 5)	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位 (既録域)] 原子炉水位 (既録域) 原子炉水位 (燃料域)	3 2 2	0 1 1	① ① ①	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (S.A)	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
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
								代替注水流量 (常設)	1	1	1	
								低圧原子炉代替注水流量 (既録域用)	2	2	2	2
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1
								原子炉圧力	2	2	2	1
								原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1
								ホアプレシジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候ベース） 【PCV圧力制御】 【S/W（冷却制御）】 【PCV水素濃度制御】 事故時操作要領書（シビアアクシデント） 【除熱-1】 【除熱-2】	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後			
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	
	別冊基準（2/5）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（S.A.）	1	1	1	1	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代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	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
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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	SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	負荷切り離し後
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「S/W冷却制御」 「S/W加熱制御」 「PCV水素濃度制御」 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		ドライウエル温度 (SA)	2	7	—	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタタ温度 (SA) により代替監視可能		
		ベデスタタ温度 (SA)	2	2	—	—	—	ベデスタタ温度 (SA)	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	—	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	7	7	—	—	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2		総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	—	—	ベデスタタ温度 (SA)	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	—	—	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	—	—	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2		サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	—	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2		総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	—	—	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2		サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書（抜粋） 【PCV圧力制御】 【D/S/C冷却制御】 【S/C冷却制御】 【PCV水素濃度制御】 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 【除熱-1】 【除熱-2】	項目	排出パラメータを計測する計器				排出パラメータを計測する計器				SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後			
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	
	判断基準（4 / 5）	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0		0	
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0		0	0
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	0	0	0	0	0		0	0
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0		0	0
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1		1	0
				残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3	3	3		3	3
				低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1		1	0
				残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2	2	2	2	2		2	2
異常ヒートシフトシフトの確保	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	2	2	0	0	0	0	0	0	0	—			
		残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	2	0	0	0	0	0	0		0		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書 (抜粋) 【PCV圧力制御】 【D/A調整】 【S/C調整】 【PCV水素濃度制御】 事故時操作要領書 (シビア アクシデント) 【除熱-1】 【除熱-2】	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後	
電源	判断基準 (5 / 5)	電源	C-メタタカラ母線電圧	1	1	③	非常用メタタカラの発電状態を確認するパラメータ	1	1	---	計器故障等	SBO
			D-メタタカラ母線電圧	1	1	③	非常用メタタカラの発電状態を確認するパラメータ	1	1	---		
			C-ローロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ローロードセンタの発電状態を確認するパラメータ	1	1	---		
			D-ローロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ローロードセンタの発電状態を確認するパラメータ	1	1	---		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 「D/V圧力制御」 「S/C圧力制御」 「PCV水素濃度制御」 事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」	項目	挿入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				SBO						
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	直後	負荷切り離し後			
														SBO影響		
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	—	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7		総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	—	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			サブプレッション・チェンバ	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	—	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			サブプレッション・チェンバ	7	7	①	—	サブプレッション・チェンバ	7	7	7	7	7		7	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	—	—	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	—	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			サブプレッション・チェンバ	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	—	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			サブプレッション・チェンバ	2	2	—	—	サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器への注水量	A-残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	①	—	サブプレッション・プール水	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			B-残留熱除去ポンプ出口流量	2	2	—	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2		2	残留熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化により代替監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後			
													計器故障等	SBO	
事故時操作要領書 (簡潔ベース) 「PCV圧力制御」 「D/A圧力制御」 「S/C圧力制御」 「PCV水素濃度制御」 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」	機械監視機能 原子炉格納容器内の水位 操作 (2/2)	A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	①	—	—	—	—	—	—			
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
			3	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
			3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3
1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1			
1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1			
2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2			

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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				SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器数	計器名称	計器故障等					
											負荷切り離し後	直後	負荷切り離し後	
1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準状態）による対応手順 (2) 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）によるサブプレッション・プール水の除熱 事故時操作要領書（既録） 「S/C温度制御」	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	①	サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	①	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能		
	電源	C-メタカラ母線電圧	C-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			D-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			C-ローセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ローセント母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			D-ローセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ローセント母線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
	最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却系熱交換器冷却水流量	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	2	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			RCW熱交換器出口温度	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書(循環ベース) (S/C温度制御)	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	
												パラメータ分類
判断基準 (2 / 2)	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	計器故障等 監視事項は主要パラメータにて確認	
			低圧原子炉代替管注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	2	2		2
			格納容器代替スプレッド流量	2	2	2	2	2	2	2		2
			ベントスタル代替管注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	2	2		2
			低圧原子炉代替管注水水位	1	1	1	1	1	1	1		1
			サブプレッション・プール水位 (SA)	2	2	2	2	2	2	2		2
			①	—	—	—	—	—	—	—		—
			①	—	—	—	—	—	—	—		—
			①	—	—	—	—	—	—	—		—
			①	—	—	—	—	—	—	—		—
操作 (1 / 2)	最終ローテーションクの確保	最終ローテーションクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認	
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	2	2	2	2		
			残留熱除去系熱交換器入口温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
監視事項は主要パラメータにて確認	監視事項は主要パラメータにて確認	監視事項は主要パラメータにて確認	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・プール温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
監視事項は主要パラメータにて確認	監視事項は主要パラメータにて確認	監視事項は主要パラメータにて確認	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・プール温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2		2
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	2	2	2	2		2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
															抽出パラメータ
事故時操作要領書(徴収ペーシ) (S/C温度制御)	最終ヒートシフトの確保	原子炉格納容器内の水位	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	2	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	原子炉補機冷却系	2	—	—	—	—	
			換熱器除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			RCW熱交換器出口温度	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
操作(2/2)	原子炉格納容器内の水位	サブトーション・ブール水位(S/A)	代替注水流量(常設)	1	1	1	①	—	代替注水流量(常設)	1	1	1	—	—	
			低圧原子炉代替注水流量(実帯域用)	2	2	2	—	—	低圧原子炉代替注水流量(実帯域用)	2	2	2	—	—	
			格納容器代替スプレイ流量	1	1	1	—	—	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	—	—	
			ヘデスタル代替注水流量(実帯域用)	2	2	2	—	—	ヘデスタル代替注水流量(実帯域用)	2	2	2	—	—	
			低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	—	—	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	—	—	

代替注水流量(常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量(実帯域用), 格納容器代替スプレイ流量, ヘデスタル代替注水流量, ヘデスタル代替注水流量(実帯域用)のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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	パラメータ 分類	計器数	SBO影響		評価	SBO	
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
					計器数	計器数								
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 事故再発防止要領書 (シビア アクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別作業要領書 TRHARによる格納容器 除熱	原子炉格納容器内の放射線濃度	格納容器空気放射線モニタ (ドライウェル)	2	2	1	①	—	18	0	0	0	エア放線線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉格納容器内の放射線濃度	格納容器空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	18	0	0	0	エア放線線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉圧力 容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	原子炉圧力	2	2	2	1		2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和出口にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力は代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1		2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和出口にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力は代替監視可能	
	原子炉圧力 容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	原子炉圧力 (S/A)	2	2	2	1		1	1	1	1	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代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	2		2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			ドライウェル温度 (S/A)	7	7	7	7		7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル温度 (S/A)又はサブスタル温度 (S/A)により代替監視可能	
	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	ベデスタル温度 (S/A)	2	2	2	2		2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウェル圧力 (S/A)	2	2	2	2		2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	2		2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)			2	2	2	2		2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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	パラメータ 分類	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	直後	計器数			負荷切り離し後	直後	計器数		
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」 AM作動時操作要領書 「RHARによる格納容器 除熱」	原子炉格納 容器内の温 度	サブプレッション・プール 水温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化 により代替監視可能	2	2	2	計器故障等	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
		サブプレッション・チェン パ温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンパ温度 (SA) の温度変化 により代替監視可能	2	2	2	計器故障等	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
		ドライウエル温度 (S A)	7	7	7	①	—	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能	2	2	2	計器故障等	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
		B-環切熱除去系熱交換 器冷却水流量	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	計器故障等	監視事項は主要パ ラメータにて確認
電源	電源	緊急用メタカラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタカラの受電状 態を確認するパラメータ	—	—	—	—	計器故障等	—	
		SAロードセンタ母線電 圧	1	1	1	③	緊急用ロードセンタの受 電状態を確認するパラ メータ	—	—	—	—	計器故障等	—	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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, ④補助パラメータ

対応手段	項目	分類	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	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						
														パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由		
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「RHARによる格納容器 除熱」	判 断 基 準 (3 / 3)	水源の確保	サプレッション・プール 水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1				
				1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
				1	0	0	0	0	0	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
				3	0	0	0	0	0	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	サプレッション・プールを水源とするポンプの注水量よりサプレッション・プール水位 (SA) の代替監視可能	
				1	0	0	0	0	0	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	
				1	1	1	1	1	1	1	1	0	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	
				3	3	3	3	3	3	3	3	3	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	サプレッション・プールを水源とするポンプが正役に動作していることを確認することにより代替監視可能
				1	1	1	1	1	1	1	1	0	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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, ④補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	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			計器故障等	SBO
				計器数	SBO影響		計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「除熱-1」「除熱-2」 AM設備別操作要領書「RHAR」による格納容器除熱	操作 (1 / 5)	原子炉圧力 容器内の水位	「原子炉水位（熱源域）」 「原子炉水位（芯部域）」 「原子炉水位（燃料域）」	3 2 2	3 2 2	0 1 1	① ① ①	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (S A) 高压原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (快停域用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高压炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) ホプレッション・チェンバ圧力 (S A)	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 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と熱源除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満足を推定可能	SBO

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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	パラメータ 分類	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等		SBO		
					計器数	直後				計器名称	計器数		直後	SBO影響 負荷切り離し後
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」 AM時特別操作要領書 「RHAR」による格納容器 除熱	原子炉圧力 容器内の水 位 操 作 (2 / 5)	原子炉圧力 容器内の水 位	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	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	計器故障等	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	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		計器故障等	
			高圧原子炉代替注水流	1	1	1	1	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		計器故障等	
			代替注水流 (常設)	1	1	1	1	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		計器故障等	
			低圧原子炉代替注水流 低圧原子炉代替注水流 (快帯域)	2	2	2	2	2	2	2	2		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	計器故障等
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	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	計器故障等
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	0		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	計器故障等
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0	0		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	計器故障等
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	0		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	計器故障等
			残留熱代替書除去系原子炉注水流	1	1	1	1	1	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	計器故障等
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2		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	計器故障等
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	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	計器故障等
			サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2	2	2	2	2		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	計器故障等
			圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		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	計器故障等

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	分類	計器名称	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	パラメータ 分類	SBO影響		詳細		SBO	
			計器数	直後	負荷切り離し後			計器数	直後	計器故障等			
											計器数		直後
対応手段 事故時操作要領書（シビア アクションメント） 「除熱-1」 「除熱-2」 AMI種別操作要領書 「RHAKRによる格納容器 除熱」	原子炉格納 容器内の圧 力	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	—	①	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			7	7	7			②又はベドスタル温度 (S A) により代替監視可 能					
			2	2	2								
	サブプレッジョン・チェン パ圧力 (S A)	2	2	2	—	①	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
		2	2	2									
		2	2	2									
	操作 (3 / 5)	原子炉圧力 容器内の圧 力	原子炉圧力	2	2	1	—	①	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
				2	2	2			原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にある と想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容 器温度より代替監視可能				
				1	1	1							
	原子炉圧力 容器内の圧 力	原子炉圧力	2	2	2	—	①	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
2			2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にある と想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容 器温度より代替監視可能								
1			1	1									

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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	パラメータ 分類	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等 詳細	SBO	
					計器数	直後							
事故時操作要領書（シビア アクション） 「除熱-1」 「除熱-2」 AM制御別操作要領書 「RHAR」による格納容器 除熱	原子炉格納 容器内の温 度	サブプレッジョン・プールの温度 (S A)	2	2	①	—	2	2	2	2	サブプレッジョン・プールの温度 (S A) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッジョン・プールの圧力 (S A)	2	2	—	—	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッジョン・プールの圧力 (S A) により代替監視可能		
		ベデスタル温度 (S A)	2	2	—	—	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能		
	原子炉圧力 容器への注 水量	ドライウェル温度 (S A)	7	7	①	—	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力 (S A) 又はサブプレッジョン・プールの圧力 (S A) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッジョン・プールの温度 (S A)	2	2	①	—	2	2	2	2	サブプレッジョン・プールの温度 (S A) の温度変化により代替監視可能		
		残留熱代除去系原子炉注水量	1	1	①	—	1	1	1	1	水源であるサブプレッジョン・プールの水位変化により代替監視可能		
	最終ヒート シンクの確 保	B-1 残留熱代除去系熱交換器出口温度	1	1	①	—	1	1	1	1	残留熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		残留熱代除去系原子炉注水量	1	1	①	—	1	1	1	1	残留熱除去系原子炉注水量と残留熱代除去ポンプ出口圧力、サブプレッジョン・プールの圧力 (S A)、サブプレッジョン・プールの水位 (S A) と残留熱代除去ポンプの注水特性から推定した総流量により代替監視可能		
		残留熱代除去系格納容器スプレイ流量	1	1	①	—	1	1	1	1	原子炉格納容器内の温度変化により代替監視可能		
	操作 (4 / 5)												

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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, ④補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「RHAR」による格納容器 「除熱」	項目	分類	計器名称	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	パラメータ 分類	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器数		計器名称	SBO影響		評価	SBO
				計器数	計器数	直後					負荷切り離し後	計器数		直後			
															計器数		
		補機監視機能	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2	-	-	-	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
			残留熱代替除去ポンプ出口流量	1	1	1	③			1	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
										3	0	残留熱代替除去ポンプ出口流量	3	0	0		
												高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
												残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							①	1	1	1	1	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1		
		水源の確保	サブプレッジョン・プール水位（SA）	1	1	1						原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1		
												高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0		
												残留熱代替除去ポンプ出口圧力	3	3	3		
												低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0		
												残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2		

機 作 (5 / 5)

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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	SBO影響		評価	SBO								
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後										
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 事故再発防止要領書 (シビア アクシデント) AM設備防操作要領書 F・C・Vによる格納容器 ベント]	原子炉格納 容器内の放 射線量率	格納容器窒素放射線モ ニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ] (原子炉建物 エリア放射線モニタ)	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認								
								格納容器窒素放射線モ ニタ (サブプレッション・ チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ] (原子炉建物 エリア放射線モニタ)	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
								原子炉圧力 容器内の温 度	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和比値にある 飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力よ り代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
															原子炉圧力 (S A)	1	1	1			
															原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2		2
								原子炉格納 容器内の圧 力	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (S A)	1	1	1		監視事項は主要パ ラメータにて確認	
															残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	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代替監視可能		
															サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能
															ドライウエル温度 (S A) ドライウエル圧力 (S A) ベデスタル温度 (S A)	7	7	7	7		7
								原子炉格納 容器内の圧 力	サブプレッション・チェン バ圧力 (S A)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
サブプレッション・チェン バ温度 (S A)	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェ ンバ温度 (S A) により代替監視可能															

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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, ④補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクションメント） AM設備明細作要領書 （FCVTSによる格納容器 ベント）	項目	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				詳細	SBO																		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響																				
					直後	負荷切り離し後			直後			負荷切り離し後																	
原子炉格納 容器内の水 位	ホプレーション・ブール 水位（SA）	1	1	1	1	代替注水流量（常設）	1	1	1	代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、 低圧原子炉代替注水流量（快排域）、格納容器代替 注水流量（快排域）、格納容器代替注水流量（快排域） のうち動作状態による流量および水頭である低圧原子炉代替注水流量に により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認																		
												2	2	2	2	2	2	2	2	2	2								
																						2	2	2	2	2	2	2	2
原子炉建物 内の水素濃 度	原子炉建物水素濃度	1 6	0	0	0	静的触媒式水素処理装置 入口温度 静的触媒式水素処理装置 出口温度	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水 素処理装置出口温度の温度差により原子炉建物水素 濃度の代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認																
														2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		
原子炉建物 内の水素濃 度	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	低圧原子炉代替注水水位	1	1	低圧原子炉代替注水水位	監視事項は主要パ ラメータにて確認															
原子炉建物 内の水素濃 度	原子炉建物水素濃度	1 6	0	0	0	静的触媒式水素処理装置 入口温度 静的触媒式水素処理装置 出口温度	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水 素処理装置出口温度の温度差により原子炉建物水素 濃度の代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認															

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器			計器名称	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			計器数	計器数	SBO影響		評価	SBO				
				計器数	直後	負荷切り離し後		計器数	直後	負荷切り離し後										
													計器数	直後			負荷切り離し後			
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「放出」AMR取得時操作要領書（FCS）による格納容器（ベント）	電源		C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—				
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
			C-ロードセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
			D-ロードセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
			SAロードセント母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
			原子炉格納容器内の放射線量率	操作（1 / 3）		格納容器監視放射線モニタ（ドライウエル）	2	2	1	①	—	—	—	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	
						格納容器監視放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	2	2	1	①	—	—	—	—	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能
						原子炉建物水素濃度	1 6	0	0	①	—	—	—	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	静的触媒式水素処理装置入口温度及び動的触媒式水素処理装置出口温度の温度差により原子炉建物水素濃度の代替監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクションメント） AM設備時操作要領書 （FCV/Sによる格納容器 ベント）	項目	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				SBO														
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響															
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後													
操作 (2 / 3)	原子炉格納 容器内の水 位	ホプレッション・プール 水位 (SA)	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	計器故障等	SBO													
												原子炉格納 容器内の圧 力	ホプレッション・プール 水位 (SA)	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (快 帯域)	2	2	格納容器代替スプレイ流量	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、 低圧原子炉代替注水流量 (快帯域)、格納容器代 替スプレイ流量 (快帯域)のうち動作性能にあ る流量および水源である低圧原子炉代替注水水位 により代替監視可能
												原子炉格納 容器内の圧 力	ホプレッション・チェン バ圧力 (SA)	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水水位	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能			
																						原子炉格納 容器内の圧 力	ホプレッション・チェン バ圧力 (SA)	2
												原子炉格納 容器内の圧 力	ホプレッション・チェン バ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)			
																						原子炉格納 容器内の圧 力	ホプレッション・チェン バ圧力 (SA)	2
												原子炉格納 容器内の圧 力	ホプレッション・チェン バ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)			
																						原子炉格納 容器内の圧 力	ホプレッション・チェン バ圧力 (SA)	2
												原子炉格納 容器内の圧 力	ホプレッション・チェン バ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)			
原子炉格納 容器内の圧 力	ホプレッション・チェン バ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2											直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能		
												原子炉格納 容器内の圧 力	ホプレッション・チェン バ圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)		2	2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクションメント） 「放出」 AM設備別操作要領書 （FCV/Sによる格納容器 ベント）	項目	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				SBO				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響					
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後			
操作 (3 / 3)	原子炉格納 容器内の温 度	ドライウエル温度 (S A)	7	7	7	①	—	ベドスタル温度 (S A)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の 上昇により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
								ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2			
								サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2			
								サブプレッション・プール水温度 (S A)	2	2	2			
		サブプレッション・チェン バ温度 (S A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (S A) の温度変化 により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
		サブプレッション・プール 水温度 (S A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェ ンバ圧力 (S A) により代替監視可能		
		スクラバ容器水位	8	8	8	①	—	スクラバ容器水位	8	8	8	—	—	—
		最終ヒート シリングの温 度	スクラバ容器圧力	4	4	4	①	—	スクラバ容器圧力 (S A)	2	2	2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器 フィルクバベント系の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			スクラバ容器温度	4	4	4	①	—	スクラバ容器圧力 (S A)	2	2	2	スクラバ容器温度 (S A) の温度変化 により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
		第1ベントファイタ出口 放射線モニタ (高レン シ、低レンジ)	2 1	2 1	2 1	①	—	—	—	—	—	—	—	—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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, ④補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	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		計器名称	計器数	SBO影響		評価	SBO
					直接	直後	直接	直後			負荷切り離し後	計器故障等		
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (c) 第1ベントフィルタスタックラベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (水張り)	事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「放出」 原子炉異常対策手順書 「第1ベントフィルタスタックラベントへの水補給」 「大量送水車を使用した送水」	補機監視機能	スクラハ容器水位	8	8	8	①	—	—	—	—	—	—	—
		補機監視機能	スクラハ容器水位	8	8	8	①	—	—	—	—	—	—	—
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (c) 第1ベントフィルタスタックラベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (水抜き)	事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「放出」 AMI設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスタックラベント水位調整」	補機監視機能	スクラハ容器水位	8	8	8	①	—	—	—	—	—	—	—
		補機監視機能	スクラハ容器水位	8	8	8	①	—	—	—	—	—	—	—
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (c) 格納容器フィルタスタックラベント系停止後の蒸発ガスバースンジ	事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「放出」 原子炉異常対策手順書 「可搬式蒸発器設置量を使用した格納容器フィルタベント系への蒸発ガス接続」	原子炉格納容器内の材料濃度	格納容器蒸気放射線モニタ(ドライウエル)	2	2	1	①	—	—	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能
		原子炉圧力容器内の風度	格納容器蒸気放射線モニタ(サプレッションチェンバ)	2	2	1	①	—	—	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (c) 格納容器フィルタスタックラベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (水張り)	事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「放出」 原子炉異常対策手順書 「可搬式蒸発器設置量を使用した格納容器フィルタベント系への蒸発ガス接続」	原子炉圧力容器内の風度	原子炉圧力容器温度(S/A)	2	2	2	①	—	—	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能
		原子炉圧力容器内の風度	原子炉圧力容器温度(S/A)	2	2	2	①	—	—	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (c) 格納容器フィルタスタックラベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (水張り)	事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「放出」 原子炉異常対策手順書 「可搬式蒸発器設置量を使用した格納容器フィルタベント系への蒸発ガス接続」	原子炉圧力容器内の風度	原子炉圧力容器温度(S/A)	1	1	1	①	—	—	1	1	1	1	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代替監視可能
		原子炉圧力容器内の風度	原子炉圧力容器温度(S/A)	2	2	2	①	—	—	2	2	2	2	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代替監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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, ④補助パラメータ

対応手段	項目	分類	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	パラメータ 分類	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			
														計器数
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 原子炉異常対策手順書 「可搬作業用給送装置を使用した格納容器フィルタベント系の緊急ガス駆逐」	判断基準（2 / 2）	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	—	①	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			ドライウエル温度 (S A)	2	2	—	①	7	7	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (S A) により代替監視可能
			ベデスタル温度 (S A)	2	2	—	①	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			ドライウエル圧力 (S A)	2	2	—	①	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
操作		機械監視機能	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	—	①	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			第1ベントフィルタ出口水素濃度	1	0	0	—	①	1	0	0	0		原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能
AM設備防振作要領書「第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整」	判断基準	—	スクラバ容器圧力	4	4	4	—	①	2	2	2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器フィルタベント系の異常性を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			スクラバ水 pH	2	2	2	—	③	2	2	2	—		格納容器フィルタベント系の運転状態を確認するパラメータ
操作		機械監視機能	スクラバ容器水位	8	8	8	—	①	2	2	2	—	監視事項は主要パラメータにて確認	
			スクラバ容器水位	8	8	8	—	①	2	2	2	—		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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	SBO影響		評価	SBO	
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
														直後
1.7.0.1. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (1) 本流動方電源が定電圧で動作していることを確認 6. サラシコンプレッサーの動作確認 事故時操作要領書(シビア事故時操作要領書「注水-1」) AM設備時操作要領書「注水-1」 PFCによるサランシヨノンブームホル水口E開閉	原子炉格納容器過圧破損防止のための手順	原子炉格納容器過圧破損防止のための手順	格納容器黎明気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ] (原子炉建屋) [エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器黎明気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ] (原子炉建屋) [エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
	判断基準	原子炉圧力 容器内の温度	原子炉圧力 容器内の温度	原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力の上昇より代替監視可能
				原子炉圧力 (S A)	1	1	1	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力の上昇より代替監視可能	
				原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S A)	2	2	1	原子炉圧力の上昇より代替監視可能
				原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S A)	2	2	1	原子炉圧力の上昇より代替監視可能
	操作	補機監視機	葉巻タンク水位	葉巻タンク水位	1	1	1	③	原子炉格納容器内のdH を確認するパラメータ	2	2	2	現用熱除去系が運転可能であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	
				葉巻タンク水位	1	1	1	③	原子炉格納容器内のdH を確認するパラメータ	2	2	2	現用熱除去系が運転可能であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	
	—													

第1表 重大事故等対応に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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			計器数	計器名称	補助パラメータ 分類理由	SBO影響		計器故障等	SBO
			計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後							
												パラメータ 分類	計器数		
1.7.0.1. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 d. ドライウエルP-H制御 事故再発作要領書(シビア アクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM版制御操作要領書 「格納容器系」 「格納容器系」 ドライウエルP-H制御	原子炉格納 容器内の放 射線量率	格納容器系空気放射線モ ニタ(ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エア]放射線モニタ(原子炉建物 エア]放射線モニタ)	18	0	0	0	エア]放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			2	2	1	①	—	[エア]放射線モニタ(原子炉建物 エア]放射線モニタ)	18	0	0	0	エア]放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
	判 断 基 準	原子炉圧力 容器内の温 度	原子炉圧力容器温度(S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 容器温度(S A)	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にある と想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力よ り代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
				1	0	0	—	—	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にある と想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力よ り代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
				1	0	0	—	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にある と想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力よ り代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
				1	0	0	—	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にある と想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力よ り代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
				1	0	0	—	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にある と想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力よ り代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
	操 作	原子炉格納 容器への注 水量	B-残留熱除去系熱交換 器冷却水量	1	0	0	—	—	B-残留熱除去系熱交換 器冷却水量	1	1	1	1	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代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
				1	1	1	①	—	残留熱除去系原子炉注水流量 サブプレッション・プール水位(SA)と残留 熱除去系原子炉注水流量	2	2	2	2	残留熱除去系原子炉注水流量と残留熱除去系原子炉注水流量 の差が一定以上になると、サブプレッション・プール水位(SA)と残留 熱除去系原子炉注水流量の注水特性から推定した総流量に より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
				1	1	1	①	—	残留熱除去系原子炉注水流量 サブプレッション・プール出口圧力	2	2	2	2	残留熱除去系原子炉注水流量と残留熱除去系原子炉注水流量 の差が一定以上になると、サブプレッション・プール水位(SA)と残留 熱除去系原子炉注水流量の注水特性から推定した総流量に より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
2				2	2	—	—	残留熱除去系原子炉注水流量 サブプレッション・プール温度(SA) ドライウエル温度(SA)	7	7	7	7	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代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
	補機監視機能	残留熱除去系熱交換 器出口圧力	2	2	2	—	—	残留熱除去系熱交換器出口圧力	2	2	2	2	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代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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	パラメータ 分類	直後	直後	SBO影響		計器故障等	SBO					
					直後	負荷切り離し後	計器数					直後	負荷切り離し後							
					直後	負荷切り離し後	直後					負荷切り離し後								
1.7.8.1. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (1) 本装置の異常発生による格納容器への蒸発ガス供給 6. 可能な蒸発供給装置による原子炉格納容器への蒸発ガス供給 事故時操作要領書（シビア イベント） 原子炉異常対策手順書 原子炉格納容器の蒸発ガスを 使用した格納容器の蒸発ガス 置換	原子炉格納 容器内の放 射線量率 原子炉圧力 容器内の温 度 原子炉格納 容器内の圧 力	格納容器蒸発放熱線モ ニタ（ドライウエル）	2	2	1	①	—	18	0	0	0	0	0	0	原子炉格納容器内の蒸発ガス供給	監視事項は主要パ ラメータにて確認				
		格納容器蒸発放熱線モ ニタ（サブプレッション・ チェンバ）	2	2	1	①	—	18	0	0	0	0	0	0	0	原子炉格納容器内の蒸発ガス供給	監視事項は主要パ ラメータにて確認			
		原子炉圧力 容器内の温 度	2	2	2	①	—	2	2	2	2	1	1	1	1	2	2	原子炉格納容器内の蒸発ガス供給	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
		原子炉格納 容器内の圧 力	2	2	2	①	—	2	2	2	2	1	1	1	1	2	2	2	2	原子炉格納容器内の蒸発ガス供給
別添 基準		残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2			2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	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代替監視可能	
		サブプレッション・チェンバ圧力（S A）	2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		ドライウエル圧力（S A）	2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	原子炉格納容器内の蒸発ガス供給	監視事項は主要パ ラメータにて確認
		サブプレッション・チェン バ圧力（S A）	2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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, ④補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		抽出パラメータ分類理由	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		計器故障等	SBO			
					SBO影響	直後				負荷切り離し後	SBO影響			直後	負荷切り離し後	
																パラメータ分類
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「放出」 原子炉異常対策手順書 「可燃性蒸気供給装置を使用した格納容器の蒸気ガス置換」	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル温度 (S A) 又はベドスタル温度 (S A) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			ドライウェル温度 (S A)	7	7	7	—	ドライウェル温度 (S A)	7	7	7	—				
			ベドスタル温度 (S A)	2	2	2	—	ベドスタル温度 (S A)	2	2	2	—				
	操作 (1 / 2)	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (S A) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				サブプレッション・プールの温度 (S A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・プールの温度 (S A)	2	2	2			—
				B-格納容器水蒸気濃度 [A-格納容器水蒸気濃度]	1	0	0	①	—	格納容器水蒸気濃度 (S A)	1	0	0			—
	原子炉格納容器内の水蒸気濃度	原子炉格納容器内の水蒸気濃度	原子炉格納容器内の水蒸気濃度	格納容器水蒸気濃度 (S A)	1	0	0	①	—	B-格納容器水蒸気濃度	1	0	0	直接的に格納容器内水蒸気濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	分類	計器名称	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	パラメータ 分類	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			SBO	
			計器数	SBO影響				計器数	SBO影響			
				直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後		
対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「放出」 原子炉異常対策手順書 「可燃性蒸気供給装置を使 用した格納容器の蒸気ガス 置換」	原子炉格納 容器内の蒸 気濃度	格納容器除蒸濃度 [A-格納容器除蒸濃度]	1 1	0 0	0 0	①	—	1	0	0	直接的に格納容器内除蒸濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
		B-格納容器除蒸濃度 [A-格納容器除蒸濃度]	1 1	0 0	0 0	0 0	①	—	2	2	2	
操作 (2 / 2)	原子炉格納 容器内の蒸 気濃度	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に格納容器内除蒸濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
		サプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	
		格納容器除蒸濃度	1	0	0	0	—	1	0	0	直接的に格納容器内除蒸濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
		B-格納容器除蒸濃度	2	2	2	2	2	2	2	2	2	
		格納容器内蒸気発生線モニタ (ドラ イウエル)	2	2	2	2	2	2	2	2	格納容器内蒸気発生線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器内蒸気発生線モニタ (サブプレッ ション・チェンバ) の解析結果により、格納容器内除蒸濃度を代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
		格納容器内蒸気発生線モニタ (サブ プレッション・チェンバ)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	
		ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に格納容器内除蒸濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
		サプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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	パラメータ 分類	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				
					計器数	計器数			計器数	計器数				
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現地操作) (a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現地操作) 事故再操作要領書 (シビア アクシデント) AMI破断時操作要領書 (FCS 破断時操作要領書 機) による格納容器ベ ント)	原子炉格納 容器内の放 射線量率	格納容器窒素放射線モ ニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
		格納容器窒素放射線モ ニタ (サブプレッション・ チェンバ)	2	2	1	①	—	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
		原子炉圧力 容器内の温 度	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にある と想定し監視可能 飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力よ り代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	①	—	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にある と想定し監視可能 飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力よ り代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			原子炉水位 (S A)	1	1	1	①	—	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にある と想定し監視可能 飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力よ り代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			原子炉水位 (S A)	1	1	1	①	—	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にある と想定し監視可能 飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力よ り代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	①	—	2	2	2	2	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代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			原子炉圧力容器内の圧 力	サブプレッション・チェン バ圧力 (S A)	2	2	①	—	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
				ドライウエル温度 (S A)	7	7	①	—	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベドスタル温度 (S A) により代替監視可 能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
				ベドスタル温度 (S A)	2	2	①	—	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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, ④補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクション） AM設備（運転要領書 TRYS（遠隔手動操作機 構）による格納容器へ） ト）	項目	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				SBO				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	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 直後	負荷切り離し後	計器故障等
	原子炉格納 容器内の水 位	ホプレーション・プール 水位 (SA)	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	計器故障等 代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、 低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量、 低圧原子炉代替注水流量 (低圧域)、低圧原子炉代替注水流量 (低圧域)、 格納容器代替スプレイ流量、低圧原子炉代替注水流量、 ベダスタル代替注水流量 (低圧域)、低圧原子炉代替注水流量、 低圧原子炉代替注水水位 監視事項は主要パ ラメータにて確認	
								低圧原子炉代替注水流量 (低圧域 用)	2	2	2	2		2
								格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	2		2
								ベダスタル代替注水流量 (低圧域 用)	2	2	2	2		2
								低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1		1
								静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	2	2	2	2		2
原子炉建物 内の水素濃 度	原子炉建物水素濃度	1	0	0	①	—	—	静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度及び静的触媒式水 素処理装置出口温度の温度差により原子炉建物水素 濃度の代替監視可能	2	2	2	2	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
	静的触媒式水素処理装置 入口温度 静的触媒式水素処理装置 出口温度	2	2	2	—	—	—		2	2	2	2		

第1表 重大事故等対応に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（シビアアクシデント） AMR設備別操作要領書（FRS）（SOP） （機）による格納容器へ ト）	項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器			計器名称	計器数	SBO影響		計器数	評価		SBO				
				直後	負荷切り離し後	分			直後	負荷切り離し後		計器数	計器数		計器数	計器数		
																	直後	負荷切り離し後
電源	判断基準 (3 / 3)		C-メタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	0	0	0				
			D-メタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	0	0	0				
			C-ロードセント母線電圧	1	1	③	非常用ロードセントの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	0	0	0				
			D-ロードセント母線電圧	1	1	③	非常用ロードセントの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	0	0	0				
			緊急用メタクラ電圧	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	0	0	0				
			SAロードセント母線電圧	1	1	③	緊急用ロードセントの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	0	0	0				
			原子炉格納容器内の放射線量率	操作 (1 / 3)		格納容器監視放射線モニタ（ドライウエル）	2	2	①	—	2	2	18	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認
						格納容器監視放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	2	2	①	—	2	2	18	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認
						原子炉建物水素濃度	1 6	0	①	—	1 6	0	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	0

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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, ④補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクション） AM設備（操作要領書 TRIS（遠隔手動操作機 構）による格納容器へ） ト）	項目	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				SBO																																																																																																																	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響																																																																																																																		
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後																																																																																																																
	原子炉格納 容器内の水 位	ホプレッション・プール 水位 (SA)	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	計器故障等	SBO																																																																																																																
												原子炉格納 容器内の圧 力	ホプレッション・プール 圧力 (SA)	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (快帯域 用)	2	2	格納容器代替スプレッド 流量	2	2	低圧原子炉代替注水流量、 低圧原子炉代替注水流量 (快帯域 用) のうち動作性能にあ る流量および水源である低圧原子炉代替注水水位 により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認																																																																																																		
																										原子炉格納 容器内の圧 力	ホプレッション・プール 圧力 (SA)	2	2	2	2	ベドスタル代替注水流量 (快帯域用)	2	2	ベドスタル代替注水流量	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認																																																																																				
																																								原子炉格納 容器内の圧 力	ホプレッション・プール 圧力 (SA)	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水水位	1	1	低圧原子炉代替注水水位	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認																																																																						
																																																						原子炉格納 容器内の圧 力	ホプレッション・プール 圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認																																																								
																																																																				原子炉格納 容器内の圧 力	ホプレッション・プール 圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (S A)	7	7	ドライウエル温度 (SA)	7	7	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認																																										
																																																																																		原子炉格納 容器内の圧 力	ホプレッション・プール 圧力 (SA)	2	2	2	2	ベドスタル温度 (SA)	2	2	ベドスタル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認																												
																																																																																																原子炉格納 容器内の圧 力	ホプレッション・プール 圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認														
																																																																																																														原子炉格納 容器内の圧 力	ホプレッション・プール 圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェン バ圧力 (SA)	2	2	サブプレッション・チェン バ圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	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				SBO					
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響						
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後				
事故時操作要領書（シビアアクシデント） AM設備別操作要領書 TRIS（遠隔手動時操作機）による格納容器ベント		原子炉格納容器内の温度	デジタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上昇により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能		
			スクラバ容器水位	8	8	8	8	8	8	8	8		—	—	
			スクラバ容器圧力	4	4	4	4	4	4	4	4		4	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器フィルクバベント系の異常性を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			スクラバ容器温度	4	4	4	4	4	4	4	4		4	—	—
			第1ベントファイタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2 1	2 1	2 1	2 1	2 1	2 1	2 1	2 1		2 1	—	—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	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	SBO
					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		
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の凍圧及び除熱 (現場操作) b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の凍圧及び除熱 (現場操作) c. 第1ベントフィルタスタックラバ容器水位調整 (水張り) 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 原子炉放射対策手順書「第1ベントフィルタスタックラバ容器への水補給」	判断基準 ① / ②	原子炉圧力容器内の風度	スクラハ容器水位	8	8	①	—	—	—	—
			スクラハ容器水位	8	8	①	—	—	—	—
			スクラハ容器水位	8	8	①	—	—	—	—
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の凍圧及び除熱 (現場操作) b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の凍圧及び除熱 (現場操作) c. 第1ベントフィルタスタックラバ容器水位調整 (水抜き) 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」	判断基準 ①	格納容器器内気放射線モニタ (トライウエル)	スクラハ容器水位	8	8	①	—	—	—	—
			スクラハ容器水位	8	8	①	—	—	—	—
			スクラハ容器水位	8	8	①	—	—	—	—
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の凍圧及び除熱 (現場操作) b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の凍圧及び除熱 (現場操作) c. 第1ベントフィルタスタックラバ容器水位調整 (現場操作) 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 原子炉放射対策手順書「可搬式蒸発供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の要素ガス置換」	判断基準 (1) / (2)	原子炉圧力容器内の風度	格納容器器内気放射線モニタ (トライウエル)	2	2	①	—	—	—	—
			格納容器器内気放射線モニタ (サプレッションチェンバ)	2	2	①	—	—	—	—
			原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	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	判断基準 ① / ②	原子炉圧力容器内の風度	格納容器器内気放射線モニタ (トライウエル)	2	2	①	—	—	—	—
			格納容器器内気放射線モニタ (サプレッションチェンバ)	2	2	①	—	—	—	—
			原子炉圧力	2	2	①	—	—	—	—
			原子炉圧力 (SA)	1	1	①	—	—	—	—
			原子炉水位 (圧壊機) 原子炉水位 (燃料機)	2 2	2 2	①	—	—	—	—
			原子炉水位 (SA)	1	1	①	—	—	—	—
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	①	—	—	—	—
			原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	①	—	—	—	—
			原子炉圧力容器温度 (SA)	1	1	①	—	—	—	—
			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代替監視可能	2	2	①	—	—	—	—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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, ④補助パラメータ

対応手段	項目	分類	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	パラメータ 分類	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			
												計器数		
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 原子炉異常対策手順書 「可搬作業用供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の緊急ガス置換」	判断基準（2 / 2）	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	計器故障等	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (S A) により代替監視可能 直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (S A) により代替監視可能 原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能 直接的に原子炉格納容器内の傾向監視により、格納容器フィルタベント系の緊急性を代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	計器故障等		
			第1ベントフィルタ出口水素濃度	1	0	0	①	—	1	0	0	0		計器故障等
			スクラバ容器圧力	4	4	4	①	—	2	2	2	2		計器故障等
AM設備防振作要領書「第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整」	操作	機械監視機能	スクラバ容器圧力	4	4	4	①	—	2	2	2	計器故障等	直接的に原子炉格納容器内の傾向監視により、格納容器フィルタベント系の緊急性を代替監視可能	
			スクラバ容器水位	8	8	8	①	—	2	2	2	計器故障等		
AM設備防振作要領書「第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整」	判断基準	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順
(2) 全交流動力電源喪失時の対応手順
a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現機操作）
(c) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラバ水位調整

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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	SBO影響		評価	SBO
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (①) 全自動運転による原子炉格納容器への重蒸気供給 b. 可搬式重蒸気供給装置による原子炉格納容器への重蒸気供給 事故時操作要領書(シビア 事故時操作要領書(シビア アクリンデント) 原子炉放射対策手順書 可搬式重蒸気供給装置を 用いた格納容器の重蒸気 置換)	原子炉格納 容器内の放 射線量率	格納容器密閉気放射線モ ニタ(ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
	原子炉格納 容器内の圧 力	原子炉圧力 容器内の温 度	2	2	2	①	—	原子炉圧力 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和比値にある 飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力よ り代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
	原子炉格納 容器内の圧 力	原子炉圧力 容器内の温 度	2	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	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代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
	原子炉格納 容器内の圧 力	原子炉圧力 容器内の温 度	2	2	2	①	—	ドライウエル温度(S A)	7	7	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度(S A)又はベデスタル温度(SA)により代替監視可 能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
	原子炉格納 容器内の圧 力	原子炉圧力 容器内の温 度	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェン バ圧力(SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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, ④補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		抽出パラメータの代表パラメータを計測する計器	評価		SBO							
					SBO影響	直後		計器故障等	SBO								
											負荷切り離し後	直後					
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「放出」 原子炉異常対策手順書 「可搬な商業供給装置を使用した格納容器の商業ガス置換」	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバール圧力 (S A)	2	2	①	—	抽出パラメータ分類理由	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
												ドライウエル温度 (S A)	7	7	2	2	網和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (S A) により代替監視可能
	操作 (1 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバール圧力 (S A)	2	2	①	—	抽出パラメータ分類理由	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			サブプレッション・プール水温度 (S A)	2	2	①	—	抽出パラメータ分類理由	2	2	サブプレッション・プール水温度 (S A) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
	原子炉格納容器内の水素濃度	B-格納容器水素濃度 [A-格納容器水素濃度]	1	0	0	①	—	抽出パラメータ分類理由	1	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
		格納容器水素濃度 (S A)	1	0	0	①	—	抽出パラメータ分類理由	1	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	分類	計器名称	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	パラメータ 分類	抽出パラメータを計測する計器			計器故障等	SBO
			計器数	SBO影響				計器数	SBO影響			
				直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後		
対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「放出」 原子炉異常対策手順書 「可燃性蒸気供給装置を使 用した格納容器の蒸気ガス 置換」	原子炉格納 容器内の蒸 気濃度	格納容器除蒸濃度 (S.A)	1	0	0	1	0	0	0	直接的に格納容器内除蒸濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
		B-格納容器除蒸濃度 [A-格納容器除蒸濃度]	1 1	0 0	0 0	①	2 2	2 2	1 1	2 2		格納容器異常気放射線モニタ（ドラ イウエル） 格納容器異常気放射線モニタ（サブ レンション・チェンバ）の解析結果により、格納容器除蒸濃度の 代替監視可能 ドライウエル圧力 (S.A) 又はサブレンション・ チェンバ圧力 (S.A) により、事故後の格納容器内 の空気（蒸気）の流入の有無により、水蒸気発生可 能性を把握可能
操作 (2 / 2)	原子炉格納 容器内の蒸 気濃度	B-格納容器除蒸濃度	1	0	0	—	①	0	0	直接的に格納容器内除蒸濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
		格納容器除蒸濃度 (S A)	1	0	0	①	2 2	2 2	1 1	2 2		格納容器異常気放射線モニタ（ドラ イウエル） 格納容器異常気放射線モニタ（サブ レンション・チェンバ）の解析結果により、格納容器除蒸濃度 (S.A) の代替監視可能 ドライウエル圧力 (S.A) 又はサブレンション・ チェンバ圧力 (S.A) により、事故後の格納容器内 の空気（蒸気）の流入の有無により、水蒸気発生可 能性を把握可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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						
		分類	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			
1.8.2.1. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)原子炉格納容器下部注水(常設)による原子炉格納容器下部への注水 a. ベンデスタル代替注水系	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) [注水-3 a] [注水-3 b] AM設備明細作業要領書 [PLSRポンプによるベ ンデスタル注水]	原子炉格納容 器内の放射線 量率	格納容器内放射線モニ タ(トワイワール)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ(原 子炉建物エリア放射線モニ タ)	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認
			格納容器内放射線モニ タ(サブプレッショントラ ンク)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ(原 子炉建物エリア放射線モニ タ)	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認
判断基準 (1/6)		原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力容 器温度(S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	
									原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	
									原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	2	2	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代替監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMM(個別機作要領書) 「FLSRポンプによるベ アスタル注水」	項目	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						
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後					
												補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器故障等	SBO	
	判断基準 (2 / 6)	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力 (S.A)	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
			原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	1	①	—	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
			原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (S.A)	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 (シビアアクシデント) 「注水-3a」 「注水-3b」 AMM(個別操作要領書) 「FELSRポンプによるベ アスタル注水」	項目	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	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後
<p>判断基準 (3/6)</p>	<p>原子炉圧力容 器内の水位</p>	<p>〔原子炉水位 (燃料棒)〕 原子炉水位 (燃料棒) 原子炉水位 (燃料棒) 原子炉水位 (燃料棒)</p>	3	3	0	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	<p>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</p> <p>原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相線熱除去に必要な水量より代替監視可能</p> <p>監視事項は主要パラメータにて確認</p>	
			2	2	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
			2	2	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1		
			2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実用設備)	2	2	2		
			2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実用設備)	2	2	2		
			2	2	1	原子炉稀薄時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
			3	3	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
			2	2	1	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
			2	2	1	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
			2	2	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
			2	2	2	原子炉圧力	2	2	1		
			2	2	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1		
			2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-3 a〕 〔注水-3 b〕 AM(個別)操作要領書 〔FLSRポンプによるベ アスタル注水〕	項目		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		
	分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	直後		負荷切り離し後	計器故障等
	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S A)	1	1	1	-	①	原子炉水位 (広帯域)	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	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
								代替注水流量 (常設)	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
								原子炉圧力	2	2	1		
								原子炉圧力 (S A)	1	1	1		
								ホプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2		

別冊基礎第(4)巻

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 (シリアクシデント) [注水-3 a] [注水-3 b] AMR(個別機作要領書) [FLSRボンプによるベ ンダスタル注水]	項目	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				SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後		
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
	原子炉格納容 器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベンダスタル温度 (SA) により代替監視可能	
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェ ンバ温度 (SA) により代替監視可能	
		ベンダスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベンダスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		ドライウエル圧力 (SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		ベンダスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベンダスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		ベンダスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベンダスタル水温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						評価						
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		SBO		
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-3 a〕 〔注水-3 b〕 AMV個別操作要領書 〔FLSRポンプによるベ アスタル注水〕	原子炉格納容 器内の水素濃 度	原子炉格納容 器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	E-格納容器水素濃度	1	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		制御棒の位置 〔制御棒手動操作・監視系〕	1	1	0	②	—	中生子源領域計表 平均出力領域計表	4 6	0 6	0 0	中生子源領域計表又は平均出力領域計表により、未臨 界維持の確証可能	監視事項は補助パラ メータにて確認	
	電源	緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
		SAロードセント母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
	水源の確保	低圧原子炉代替注水水位	代替注水流量 (常設)	1	1	1	—	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転 している系統の注水量より復水用蒸留水位の代替監視 可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			原子炉水位 (圧巻域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	—	—	原子炉水位 (圧巻域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	—	—
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	—	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注 水槽水位の代替監視可能	—
			サブプレッジョン・プール水 位 (SA)	1	1	1	—	—	サブプレッジョン・プール水 位 (SA)	1	1	1	—	—
			低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	0	0	—	—	低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	0	0	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注 水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位 が確保されていることを監視可能	—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 (シリアクシデント) [注水-3 a] [注水-3 b] AMR(個別操作要領書) [FELSRポンプ]によるベ デスタル注水]	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代償パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	SBO	
													パラメータ 分類
	操作 (1 / 3)	原子炉格納容 器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	①	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A)又はベデスタル温度 (SA)により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント 「注水-3 a」 「注水-3 b」〕 AMM(個別)操作要領書 〔FLSRポンプによるベ デスタル注水〕	項目	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	
		項目	計器数	SBO影響		項目名	計器数	SBO影響			計器故障等
				直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
	操作 (2 / 3)	原子炉格納容 器内の水位	4	4	①	補助パラメータ 分類理由	代替注水流量 (常設)	1	1	1	原子炉格納容器下部へ注水している系統の注水流量よ り代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認
							格納容器内替スプレイ流量	2	2	2	
							ベデスタル代替注水流量	2	2	2	
							低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	
							低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	
							低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	
							ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	
							サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	
							ドライウエル水位	3	3	3	
							サブプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1	
ベデスタル水位	4	4	4	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プー ル水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代替 監視可能							

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代償パラメータを計測する計器			評価							
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器数	計器名称	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							
事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-3 a〕 〔注水-3 b〕 AMM(個別機作要領書 〔FLSRポンプによるベ アスタル注水〕	補機監視機能	低圧原子炉代償注水ポンプ 出口圧力	2	2	2	-	1	代償注水流量 (常設)	1	1	1	低圧原子炉代償注水ポンプを水源とする系統のうち、運転 している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代償監視 可能						
	水源の確保	低圧原子炉代償注水槽水位	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代償注 水槽水位の代償監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1
								原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	低圧原子炉代償注水ポンプと サブプレッション・プール水 位 (S A)	低圧原子炉代償注水ポンプと サブプレッション・プール水 位 (S A)より、低圧原子炉代償注水 槽水位が確保されていることを監視可能	
								低圧原子炉代償注水ポンプ 出口圧力	2	0	0	0	0	0	0	0	低圧原子炉代償注水ポンプと サブプレッション・プール水 位 (S A)より、低圧原子炉代償注水 槽水位が確保されていることを監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						評価								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	分類	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			
1.8.2.1. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備明瞭作要領書 「注水」によるベアスタル (CWT)による格納容器ス アレイ」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器壁面放射線モニタ (トライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原子炉建物エリア放射線モニタ)	18	0	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器壁面放射線モニタ (サブプレッショジョン・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原子炉建物エリア放射線モニタ)	18	0	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
	判断基準 (1 / 6)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器壁面温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1	1	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力容器壁面温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉圧力容器壁面温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉圧力容器壁面温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	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代替監視可能	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 (シリアブリアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMM(個別操作要領書) 「CWT」によるヘラスタル注水」 「CWT」による格納容器スプレイ」	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器故障等		
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
	判 断 基 準 (2 / 6)	原子炉圧力容 器内の水位	「原子炉水位 (燃料槽)」 「原子炉水位 (圧縮機)」 「原子炉水位 (燃料槽)」	3	3	0	1	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			
				2	2	1	1	1	1	1		1		
				2	2	1	1	1	1	1		1	1	
				2	2	1	1	1	1	1		1	1	
				3	3	0	1	1	1	1		1	1	1
				2	2	1	1	1	1	1		1	1	1
				2	2	1	1	1	1	1		1	1	1
				2	2	1	1	1	1	1		1	1	1
				3	3	0	1	1	1	1		1	1	1
				1	1	0	1	1	1	1		1	1	1
				1	1	1	1	1	1	1		1	1	1
				2	2	2	2	2	2	2		2	2	2
				2	2	2	2	2	2	2		2	2	2
				2	2	2	2	2	2	2		2	2	2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM(個別機作要領書) 〔CWT〕によるヘプスタル注水〕 〔CWT〕による格納容器スプレイ〕	項目	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	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	評価	SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響								
								負荷切り離し後	直後				計器数	負荷切り離し後		
	原子炉圧力容器 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	1	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				
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	1	2	1	2			1		
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	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熱線熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1			1		
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2	2			2		
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2			2		
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1			1		
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	0	0	0	0	0			0		
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	0	0	0	0	0			0		
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	0	0	0	0	0			0		
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1			1		
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2			2		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A.) とサブプレッション・チェンバー圧力 (S.A.) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1	1			1		
			サブプレッション・チェンバー圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2	2	2	2			2		

別冊第3巻 (3/6)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMM(個別操作要領書) 「CWT」によるベアスタル注水」 「CWT」による格納容器スプレイ」	項目	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																		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後																	
												補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器故障等														
判断基準 (4 / 6)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認																
			原子炉水位 (圧力換算) (燃料罐)	2	2	1	原子炉水位 (S.A)	1	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認														
			原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2					直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認												
			原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1	原子炉圧力	2	2	1							直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認										
			原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1	原子炉水位 (圧力換算) (燃料罐)	2	2	1									直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
			原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1	原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1											直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1	原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1													直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
			原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1	原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1															直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1	原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1																	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1	原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1																		
原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1	原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認																			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				SBO					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後			
													SB0影響		
事故時操作要領書 (シリアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI個別操作要領書 「CWT」によるベダスタル 注水、「CWT」による格納容器ス プレイ	原子炉格納容 器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベダスタル温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 記により代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		ベダスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	—	—	—	—	—	—	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	対応手段	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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				
事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMR個別操作要領書 〔CWT〕によるベアスタル注水〕 〔CWT〕による格納容器スプレイ〕	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (S.A)	1	0	0	①	—	B-格納容器水素濃度	1	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	制御線の位置	〔制御線手動操作・監視系〕	1	1	0	②	—	中生子源領域計装 平均出力領域計装	4 6	0 6	0	中生子源領域計装又は平均出力領域計装により、未臨界維持の確立可能	監視事項は付帯パラメータにて確認	
	電源	C-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
		D-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
C-ロードセントラ母線電圧		1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
水源の確保	D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM個別操作要領書 〔CWT〕によるベズスタル 注水〕 〔CWT〕による格納容器ス アレイ〕	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代償パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	SBO		
													補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類
操作 1 2	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェーンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							ドライウエル温度 (SA)	7	7	7			総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベズスタル温度 (SA) により代替監視可能	
							ベズスタル温度 (SA)	2	2	2				
		サブプレッション・チェーンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								サブプレッション・チェーンバ 温度 (SA)	2	2	2			総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェーン 温度 (SA) により代替監視可能
								ベズスタル温度 (SA)	2	2	2			
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								サブプレッション・チェーンバ 圧力 (SA)	2	2	2			総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能
								ベズスタル温度 (SA)	2	2	2			
		ベズスタル水温度 (SA)	2	2	2	2	2	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
ドライウエル圧力 (SA)	2							2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能				
サブプレッション・チェーンバ 圧力 (SA)	2							2	2					

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 (シニアアシスタント) 「注水-1」 「注水-2」 AMT個別操作要領書 「CWT」によるベデスタル注水」 「CWT」による格納容器スアレイ」	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
操作 (2/2)	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位	4	4	4	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	原子炉格納容器下部へ注水している系統の注水流量より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
			ベデスタル水位	4	4	4	①	—	格納容器スアレイ流量	2	2	2	
			ベデスタル水位	4	4	4	①	—	ベデスタル代替注水流量	2	2	2	
			ベデスタル水位	4	4	4	①	—	ベデスタル代替注水流量	2	2	2	
			ベデスタル水位	4	4	4	①	—	ベデスタル代替注水流量	2	2	2	
			ベデスタル水位	4	4	4	①	—	ベデスタル代替注水流量	2	2	2	
操作 (2/2)	原子炉格納容器への注水量	RPV/PCV注入流量	RPV/PCV注入流量	1	1	1	③	—	—	—	—	—	水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水位変化より代替監視可能
			ベデスタル注入流量	1	1	1	③	—	—	—	—	—	
			復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力	1	1	1	③	—	—	—	—	—	
			復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	—	—	—	—	—	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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					
		分類	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		
1.8.2.1. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (シリアアラーム) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備明瞭作要領書 「注水ポンプまたは補助消 火ポンプによるベアスタル 注水」 「注水ポンプまたは補助消 火ポンプによる格納容器ス フレイ」	原子炉格納容 器内の放射線 量率	格納容器壁面放射線モニ タ (トワイエール)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原 子炉建物エリア放射線モニ タ)	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認
		格納容器壁面放射線モニ タ (サブプレッシャー・チエ ンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原 子炉建物エリア放射線モニ タ)	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認
		原子炉圧力容 器内の温度	2	2	2	①	—	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)	2 1 2 2	2 1 2 2	2 1 2 2	1 1 1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると 判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認
判断基準 準 (1 / 6)		原子炉圧力容 器内の温度	2	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	2	2	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代替監視可能
		原子炉圧力容 器内の温度	2	2	2	①	—	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後		
												計器故障等	SR0
事故時操作要領書 (シリアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMI(個別)操作要領書 「海水ポンプまたは補助消 火ポンプによるベダスタル 注水」 「消火ポンプまたは補助消 火ポンプによる格納容器ス プレイ」	原子炉圧力容 器内の水位	「原子炉水位 (燃料棒)」 「原子炉水位 (燃料棒)」 「原子炉水位 (燃料棒)」	3	3	0	1	原子炉水位 (S.A)	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	SR0 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相線 熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認		
			2	2	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1				
			2	2	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1				
			2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実用設備)	2	2	2			
			2	2	1	1	原子炉降圧時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1			
			3	3	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
			2	2	1	1	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
			2	2	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
			2	2	1	1	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1			
			2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2		1	
			2	2	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・ チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能
2	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2					

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対峙手段 事故時操作要領書 〔シリアクソサント〕 〔注水-3 a〕 〔注水-3 b〕 AMM(個別操作要領書) 〔海水ポンプまたは補助消 火ポンプ〕によるベドスタル 注水〕 〔消火ポンプまたは補助消 火ポンプ〕による格納容器ス トレイ〕	項目	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				SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後	計器故障等
		原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1		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	監視事項は主要パラ メータにて確認	
							高圧原子炉代替注水流 量	1	1	1			
							代替注水流 量 (常設)	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流 量 (実帯域用)	2	2	2			
							原子炉閉鎖時冷却ポン プ出 口流量	1	1	1			
						①	高圧炉心スプレイポン プ出 口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口 流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイポン プ出 口流量	1	0	0			
							残留熱代替除去系原子 炉注 水流 量	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	1			
							原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A.) とサプレッション・ チェンジャーの圧力 (S.A.) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能		
							サプレッション・チェン バ 圧力 (S.A.)	2	2	2			

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 (シリアブリアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMN(個別動作要領書) 「海水ポンプ」または補助消 火ポンプによるベダスタル 注水」 「海水ポンプまたは補助消 火ポンプ」による格納容器ス トレイ」	項目	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				SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後
原子炉圧力	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認
		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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2		
原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認
		原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		
原子炉圧力 (S A)	原子炉圧力 (S A)	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認
		原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 〔シリアクシデント〕 〔注水-3 a〕 〔注水-3 b〕 AMR個別操作要領書 〔海水ポンプまたは補助消 火ポンプ〕によるベデスタル 注水〕 〔海水ポンプまたは補助消 火ポンプ〕による格納容器ス トレイ〕	項目	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				SBO					
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器数	SBO影響							
					直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後						
	原子炉格納容 器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	-	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
								ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能		
								ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2			
		原子炉格納容 器内の温度	2	2	2	①	-	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
								サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ温度 (SA) により代替監視可能	
								ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2		
		原子炉格納容 器内の温度	2	2	2	①	-	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
								ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 記により代替監視可能	
								サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2		
		原子炉格納容 器内の温度	2	2	2	①	-	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
ドライウエル温度 (SA)	7							7	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能			
ベデスタル温度 (SA)	2							2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 記により代替監視可能			
		2	2	2	①	-	ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	2				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	対応手段	抽出パラメータを計測する計器										SBO			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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		
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書 (シリアクシデント) [注水-3 a] [注水-3 b] AM(個別操作要領書 [海火ポンプまたは補助消 火ポンプ]によるベデスタル 注水) [海火ポンプまたは補助消 火ポンプ]による格納容器ス トレイ]	原子炉格納容 器内の水素濃 度	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	E-格納容器水素濃度	1	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			1	1	0	②	—	中生子源領域計表	4	0	0	中生子源領域計表又は平均出力領域計表により、未臨界維持の確証可能	監視事項は補助パラメータにて確認		
								平均出力領域計表	6	6	0				
			電源	C-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
					1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
					1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
					1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			水源の確保	補助消火水槽水位	2	0	0	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
					1	1	1	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			操作 (1 / 2)	原子炉格納容 器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
7	7	7				7	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能				
2	2	2				2	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能				
2	2	2				2	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 (シビアアクシデント) 【注水-3 a】 【注水-3 b】 AMR(個別)操作要領書 【海水ポンプまたは補助消 火ポンプ】によるベデスタ ル注水】 【海水ポンプまたは補助消 火ポンプ】による格納容 器スプレイ】	項目	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				SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後
			原子炉格納容 器内の温度	7	7	①	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉格納容 器内の温度	2	2	①	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				4	4	①	ベデスタル水位	4	4	2	格納容器下部へ注水している系統の注水流量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	③	R P V / P C V 注流入量	1	1	1	水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水位変化より代替監視可能	
				1	1	③	ベデスタル注流入量	1	1	2		
				2	2	③	消火ポンプ出口圧力	2	2	1		
				2	0	③	補助消火槽水位	2	0	1		
				1	1	③	ろ過水タンク水位	1	1	1		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出バラメータを計測する計器				抽出バラメータの代替バラメータを計測する計器				SBO							
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器数	計器名称	計器数		計器故障等						
												バラメータ 分類	補助バラメータ 分類理由				
1.8.2.1. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水 (淡水/海水) d. 格納容器代替スプレイズ系 (可兼型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水) 事故時操作要領書 (シリアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備明細作業要領書 「大量送水車による格納容 器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	原子炉格納容 器内の放射線 基準	格納容器隔壁放射線モニ タ (トワイウェル)	2	2	1	①	—	18	0	0	0	エア放熱線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要バラ メータにて確認				
			2	2	1	①	—	18	0	0	0	エア放熱線モニタの上昇より代替監視可能					
	判断基準 (1 / 6)	原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力容 器	原子炉圧力	2	2	2	1	1	1	2	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能 監視事項は主要バラ メータにて確認		
					2	2	2	①	—	2	2	2	2	1			
					2	2	2	①	—	2	2	2	2	2		1	
					2	2	2	①	—	2	2	2	2	2		1	
			2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
			2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
			2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
			2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMI個別操作要領書 「水量送水車による格納容 器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送 水」	原子炉圧力容 器内の水位	〔原子炉水位 (燃料棒)〕 原子炉水位 (燃料棒) 原子炉水位 (燃料棒)	3	3	0	1	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相敏 熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			2	2	1	1	2	2	2	2		2
			2	2	1	1	2	2	2	2		2
			3	3	0	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	2	2	2	2		2
			2	2	1	1	2	2	2	2		2
			3	3	0	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	2	2	2	2		2
			2	2	1	1	2	2	2	2		2
			2	2	1	1	2	2	2	2		2
			2	2	1	1	2	2	2	2		2
			2	2	1	1	2	2	2	2		2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	SBO	
		計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後							
								計器数	直後			負荷切り離し後
事故時操作要領書 「シビアアクシデント」 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM(個別)操作要領書 「水量送水車による格納容 器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送 水」	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S A)	1	1	1	①	—	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	
		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			2	2	1		
		代替注水流量 (常設)	1	1	1				2	2	1	
		低圧原子炉代替注水流量 (災帯域用)	2	2	2				2	2	2	
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1				1	1	1	
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0				0	0	0	
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0				0	0	0	
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				0	0	0	
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1				1	1	1	
		原子炉圧力	2	2	2				2	2	1	
		原子炉圧力 (S A)	1	1	1				1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
		ホプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2				2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とホプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能

別冊第3巻(3/6)

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 (シリアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM(個別)操作要領書 「水量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	項目	抽出パラメータを計測する計器													
		分類	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	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					
	判断基準 (4 / 6)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (S.A)	1						1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	1	①		2	2	1	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
			原子炉水位 (S.A)	1						1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2						2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2						2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	1	①			2	2	1		1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
			原子炉水位 (S.A)	1						1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2						2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 (シリアクティビティ) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM(個別)操作手順書 「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	項目	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				SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後	
													パラメータ 分類
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	対応手段	抽出パラメータを計測する計器										SBO			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等		評価		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
事故時操作要領書 (シリアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM(個別)操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉格納容器内の水素濃度 (S.A)	1	0	0	0	0	1	0	0	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		制御棒の位置 【制御棒手動操作・監視系】	1	1	0	0	0	0	4	0	0	0	0	中生子源領域計表又は平均出力領域計表により、未臨界維持の確立可能	監視事項は付帯パラメータにて確認
電源	緊急用メタクター電圧	緊急用メタクター電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	緊急用メタクターの受電状態を確認するパラメータ	—
		SAロードセント母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	緊急用ロードセントの受電状態を確認するパラメータ	—
水源の確保	輪谷貯水槽 (西1)	輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認		③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ		—	—	—	—	—	—	—	—
		輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認		③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ		—	—	—	—	—	—	—	—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 (シリアリティ) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM(個別)操作要領書 「大重量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大重量送水車を使用した送水」	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代償パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	SBO	
													パラメータ 分類
	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	7	7	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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	SBO		
		分類	計器名称	計器数	負荷切り離し後	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	
												直後	負荷切り離し後
事故時操作要領書 (シリアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMI(個別操作要領書) 「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	原子炉格納容器内の水位 ベデスタル水位 格納容器代替スプレイ流量 原子炉格納容器への注水量	4 4 4 2	4 ベデスタル水位 格納容器代替スプレイ流量 原子炉格納容器への注水量	4 4 4 2	① ① ① ①	— — — —	代替注水流量 (常設)	1	1	1	原子炉格納容器下部へ注水している系統の注水流量より代替監視可能 ベデスタル代替注水流量 低圧原子炉代替注水水位 ドライウェル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウェル水位 サプレッション・プール水位 (SA) ベデスタル水位	監視事項は主要パラメータにて確認	
							格納容器代替スプレイ流量	2	2	2			
							ベデスタル代替注水流量	2	2	2			
							低圧原子炉代替注水水位	1	1	1			
							ドライウェル圧力 (SA)	2	2	2			
							サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2			
							ドライウェル水位	3	3	3			
							サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1			
							ベデスタル水位	4	4	4			
							機 作 (2 / 2)	機械監視機能 水源の確保	大量送水車ポンプ出口圧力 輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)	大量送水車の運転状態を確認するパラメータ 代替送水車の確保状態を確認するパラメータ 代替送水車の確保状態を確認するパラメータ			③ ③ ③
—	—	—											
—	—	—											

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				計器故障等	SBO					
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器数			直後	SBO影響 負荷切り離し後			
														抽出パラメータ	抽出パラメータ	
事故時操作要領書 (シリアアクシデント) [注水-3 a] [注水-3 b] AN設備明細作業要領書 「大量送水車によるベデス タル注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	原子炉格納容 器内の放射線 基準	格納容器蒸気放射線モニ タ (トライウエル)	2	2	1	①	—	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認				
		格納容器蒸気放射線モニ タ (サブプレッショントラ ンク)	2	2	1	①	—	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能		監視事項は主要パラ メータにて確認			
		原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力	2	2	2	2	—	2	2	2			1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	—	1	1	1			1		
判断 基準 準 (1 / 6)	原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能		監視事項は主要パラ メータにて確認		
		原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	—	1	1	1	1					
		残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	2	2	—	2	2	2	2	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代替監視可能				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後
事故時操作要領書 「シビアアクシデント」 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMI(個別操作要領書) 「大量送水車によるベダスタル注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	原子炉圧力容器内の水位 (原子炉圧力容器)	原子炉水位 (燃料棒)] 原子炉水位 (燃料棒) 原子炉水位 (燃料棒)	3	3	0	1	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 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相線熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			3	3	0	0	0	0	0		0
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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	SBO影響				計器故障等	評価	
		分類	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	SBO影響	計器数	直後			負荷切り離し後
事故時操作要領書 「シビアアクシデント」 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM(個別機作要領書) 「大量送水車によるベダスタル注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (S A)	1	原子炉水位 (S A)	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	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	SBO
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
								代替注水流量 (常設)	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
								原子炉圧力	2	2	1		
								原子炉圧力 (S A)	1	1	1		
ホプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2										

別冊第3巻(3/6)

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										SBO								
		分類	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	抽出パラメータを計測する計器		計器故障等									
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後										
事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-3 a〕 〔注水-3 b〕 AM(個別)操作要領書 〔大量送水車によるベダスタル注水〕 原子力災害対策手順書 〔大量送水車を使用した送水〕	判断基準 (4 / 6)			原子炉圧力	2	2	1	①	-	原子炉圧力 (S.A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
										原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2			1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
										原子炉水位 (S.A)	1	1			1					
										原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2			2	2				
										原子炉圧力	2	2			1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
										原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2			1	1			原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位 (S.A)	1	1			1	1				
										原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2			2	2				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										SBO	
		分類	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	抽出パラメータ		計器故障等		
					直後	負荷切り離し後			計器数	計器名称			直後
事故時操作要領書 「(シリアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM(個別操作要領書) 「大量送水車によるベデス タル注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	原子炉格納容 器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが き、監視可能		
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	ベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが き、監視可能		
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが き、監視可能
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	ドライウエル温度 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 程により代替監視可能	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが き、監視可能		
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	ベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが き、監視可能		
		サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2		サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが き、監視可能
		ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが き、監視可能
		ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル水温度 (SA) により代替監視可能	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが き、監視可能

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

項目	対応手段	抽出パラメータを計測する計器													
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			SBO			
					直後	負荷切り離し後			計器数	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後	計器故障等
事故時操作要領書 (シリアクシデント) 【注水-3 a】 【注水-3 b】 AM図(個別操作要領書) 【水量送水車によるベダスタク注水】 原子力災害対策手順書 【水量送水車を使用した送水】	原子炉格納容器下部の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	1	0	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	0	②	—	4	0	0	0	中生子源領域計表 平均出力領域計表	中生子源領域計表又は平均出力領域計表により、未臨界維持の確証可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
電源	緊急用メタクラ電圧	緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	—	—	—	—	—	—	—
			1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	1	—	—	—	—	—	—	—
水源の確保	輪谷貯水槽 (西1)	輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認			③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ	1	—	—	—	—	—	—	—
			「緊急時対策本部」に確認			③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ	1	—	—	—	—	—	—	—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 〔シリアクシデント〕 〔注水-3 a〕 〔注水-3 b〕 AMR(個別操作要領書) 〔大量送水車によるベデスタル注水〕 原子力災害対策手順書 〔大量送水車を使用した送水〕	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代償パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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		
			原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	2	サブプレッション・チェーン圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	2	ドライウエル温度 (SA)	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	2	ベデスタル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	2	サブプレッション・チェーン圧力 (SA)	2	2	総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェーン温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	2	サブプレッション・チェーン圧力 (SA)	2	2	総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェーン温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	2	ベデスタル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉格納容器内の圧力	7	7	7	7	ドライウエル温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉格納容器内の温度	2	2	2	2	サブプレッション・チェーン圧力 (SA)	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェーン圧力 (SA) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉格納容器内の温度	2	2	2	2	ドライウエル温度 (SA)	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉格納容器内の温度	2	2	2	2	サブプレッション・チェーン圧力 (SA)	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェーン圧力 (SA) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉格納容器内の温度	2	2	2	2	ベデスタル水温度 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 (シリアクシデント) 「注水-3a」 「注水-3b」 AM(個別)操作要領書 「大量送水車によるベデスタル注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	項目	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						
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
															計器数	直後
	原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位	4	4	4	—	①	代替注水流量 (常設)	1	1	1	原子炉格納容器下部へ注水している系統の注水流量より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認				
								格納容器代替スプレイ流量	2	2	2					
								ベデスタル代替注水流量	2	2	2					
								低圧原子炉代替注水水位	1	1	1					
	原子炉格納容器への注水量	ベデスタル代替注水流量 (稼働専用)	2 2	2 2	2 2	—	① ①	ドライウェル水位	3	3	3	水源である低圧原子炉代替注水水位の水位変化より代替監視可能 注水先のドライウェル水位、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
								ベデスタル水位	4	4	4					
	補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認	「緊急時対策本部」に確認	③	大量送水車の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—		
						水測の確保	輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
							輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器数		直後	SBO影響		
													計器故障等	SBO
1.8.2.2. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 a. 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線モニタ (トライウエル)	2	2	1	①	—	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内放射線モニタ (サブプレッショナル・チェンバ)	2	2	1	①	—	18	0	0	0		エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能
AM設備明瞭作業要領書 [HPACによる原子炉注水] 判断基準 (1 / 5)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	2	2	2	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	2	2	①	—	2	2	2	1	1		
			2	2	2	①	—	2	2	2	2	1		1
			2	2	2	①	—	2	2	2	2	1		1
1.8.2.2. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 a. 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線モニタ (トライウエル)	2	2	1	①	—	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内放射線モニタ (サブプレッショナル・チェンバ)	2	2	1	①	—	18	0	0	0		エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI(個別機作要領書) [HPACによる原子炉注 水]	原子炉圧力容 器内の水位	〔原子炉水位 (燃料棒)〕 〔原子炉水位 (燃料棒)〕 〔原子炉水位 (燃料棒)〕	3	3	0	原子炉水位 (S.A)	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 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相線熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	2	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
			2	2	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1		
			2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実用機用)	2	2	2		
			2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実用機用)	2	2	2		
			1	1	1	原子炉稀薄時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
			1	1	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
			3	3	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
			1	1	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
			1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
			2	2	2	原子炉圧力	2	2	1		
			1	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1		
			2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM(個別機作要領書) [HPAC]による原子炉注 水]	項目	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	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響					
								負荷切り離し後	直後				
原子炉圧力容器 内の水位	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	1	2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認		
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	1	2	2			
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1			
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1			
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2			
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	2	2	2			
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	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隔離 熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	0	0	0	0			
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	0	0	0	0			
			低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	0	0	0	0			
			残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1	1			
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2		1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A.) とサブプレッシャ ン・チェンバの圧力 (S.A.) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能
			原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1		1	
			サブプレッシャ ン・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2	2	2		2	

別
冊
第
(3 / 5)

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMM(個別機作要領書) [HPAC]による原子炉注 水]	項目	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	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後
	判 断 基 準 (4 / 5)	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	1	1	1			
				2	2	1	1	1			
				2	2	1	1	1			
				2	2	1	1	1			
				2	2	1	1	1			
				2	2	1	1	1			
				2	2	1	1	1			
				2	2	1	1	1			
				2	2	1	1	1			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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					
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI個別操作要領書 (H/PACによる原子炉注 水)	判 断 基 準 (5 / 5)	水源の確保	サプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認		
				高圧炉心代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	0	0	0	0	0		0	0
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	0	0	0	0	0	0		0	0
				低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	0	0	0	0	0	0		0	0
				残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				残留熱代替除去系統精留器 スプレイ流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	1	1	1	1	1	1		1	0
				残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3	3	3	3		3	3
				低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	1	1	1	1	1	1		1	0
				残留熱代替除去ポンプ出口 圧力	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2

第1表 重大事故等対応に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	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	
					直後	負荷切り離した後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器数	直後	負荷切り離した後	計器故障等
事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AM(個別)操作要領書 〔H.P.A.Cによる原子炉注水〕	操作 (1) / (5)	原子炉圧力容器内の水位	〔原子炉水位(燃料床)〕 〔原子炉水位(燃料床)〕 原子炉水位(燃料床)	3	0	①		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	SBO
				2	1	①		1	1			
				2	1	①		1	1			
				2	1	①		1	1			
				2	2	②		2	2			
				2	2	②		2	2			
				1	1			1	1			
				1	0			1	0			
				3	0			3	0			
				1	0			1	0			
				1	1			1	1			
				2	2			2	2			
				1	1			1	1			
				2	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排熱熱除去に必要な水量より代替監視可能										監視事項は主要パラメータにて確認		
原子炉圧力、原子炉圧力(S.A)とサブプレッション・チェンバ圧力(S.A)の差圧から原子炉圧力容器の漏水を推定可能												

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM(個別)操作要領書 [HPAC]による原子炉注 水]	項目	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	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	評価	SBO	
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響					
								負荷切り離し後	直後				
原子炉圧力容器 内の水位	操作 (2 / 5)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	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	監視事項は主要パラ メータにて確認		
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	1	1	1			
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1			
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1			
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2			
			低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	2	2	2			
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	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隔離 熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	0	0	0	0			
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	0	0	0	0			
			低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	0	0	0	0			
			残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1	1			
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2		1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・ チェンバール圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1		1	
			サブプレッジョン・チェンバ ール圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2		2	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMM(個別)操作要領書 [HPAC]による原子炉注 水]	項目	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				SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後	計器故障等	
														パラメータ 分類
	操 作 (3 / 5)	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力 (S.A.)	2	2	1	①	-	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				2	2	2	2		1	1	1			
				2	2	2	2		2	2	2			2
				1	1	1	1		1	1	1			1
				2	2	2	2		2	2	2			2
				2	2	2	2		2	2	2			2
				2	2	2	2		2	2	2			2
				2	2	2	2		2	2	2			2
				2	2	2	2		2	2	2			2
				2	2	2	2		2	2	2			2

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMR(個別操作要領書) [HPAC]による原子炉注 水]	項目	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				SBO	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMR(個別操作要領書) [HPAC]による原子炉注 水]	原子炉圧力常 器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	サブプレッション・プール水 位 (S.A)	1	1	1	水源地であるサブプレッ ション・プール水位 (S.A) の水 位変化より代替監視可能 崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認	
						原子炉水位 (圧壊域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		2
						原子炉水位 (S.A)	1	1	1		1
						高圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	1	1	1		1
						高圧原子炉代替注水系ター ビン入口圧力	1	1	1		1
高圧原子炉代替注水系ター ビン排気圧力	1	1	1	1							
高圧原子炉代替注水ポンプ 入口圧力	1	1	1	1	1						
操作 (4 / 5)											

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													パラメータ分類
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI個別操作要領書 (H-PACによる原子炉注 水)	操作 (5 / 5)	水源の確保	サプレッション・プール水位 (SA)	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	中プレッション・プールを水源とするポンプの注水量よりサブプレッション・プール水位 (SA) の代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	SBO	
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1			1
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0			0
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0			0
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0			0
				残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	1	1	1			1
				残留熱代替除去系統精留器スプレイ流量	1	1	1	1	1	1			1
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1			1
				高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	0	0			0
				残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3	3			3
				低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	0	0			0
				残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2	2	2	2			2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器数		直後	SBO影響		
													計器故障等	SBO
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 b. ほう機水注入系による原子炉圧力容器へのほう機水注入 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線モニタ (トワイウェル)	2	2	1	①	—	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	判断基準 (1 / 4)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	①	—	2 2	2 2	2 2	1 1	1 1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能
		原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	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代替監視可能		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AMR(個別動作要領書) [SLICによる原子炉注 水]	判断基準 (2/4)	原子炉圧力容 器内の水位	[原子炉水位 (燃料床)] 原子炉水位 (燃料床) 原子炉水位 (燃料床)	3	3	0	— —	原子炉水位 (S.A)	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	SBO
				2	2	1		高圧原子炉代替注水流量	1	1			
				2	2	1		代替注水流量 (常設)	1	1			
				2	2	2		低圧原子炉代替注水流量 (実用設備)	2	2			
				2	2	2		低圧原子炉代替注水流量 (実用設備)	2	2			
				1	1	1		原子炉稀薄時冷却ポンプ出 口流量	1	1			
				1	1	0		高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0			
				3	3	0		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0			
				1	1	0		低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0			
				1	1	1		残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1			
				2	2	2		原子炉圧力	2	2			
				1	1	1		原子炉圧力 (S.A)	1	1			
				2	2	2		サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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							
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO					
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM(総機別機作要領書) (SILCによる原子炉注水)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
				1	1	1	1	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1		1	
				1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1		1	
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3		3	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価
		分類	計器名称	SBO影響		計器数	計器名称	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			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AMI(個別動作要領書) (SILICによる原子炉注 水)	判 断 基 準 (4 / 4)	電源	C-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	補助パラメータ 分類理由	非常用メタタカラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	
			D-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—		
			C-ローロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ローロードセンタの受電 状態を確認するパラメータ	—	—		
			D-ローロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ローロードセンタの受電 状態を確認するパラメータ	—	—		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AMR(個別動作要領書) [SILCによる原子炉注 水]	操作 (1 / 3)	原子炉圧力容 器内の水位	[「原子炉水位 (燃料棒)」 原子炉水位 (燃料棒) 原子炉水位 (燃料棒) 原子炉水位 (燃料棒)]	3	3	0	原子炉水位 (S.A)	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	SBO
				2	2	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1			
				2	2	1	代替注水流量 (常設)	1	1			
				2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実用設備)	2	2			
				2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実用設備)	2	2			
				1	1	1	原子炉稀薄時冷却ポンプ出 口流量	1	1			
				1	1	0	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0			
				3	3	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0			
				1	1	0	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0			
				1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1			
				2	2	2	原子炉圧力	2	2			
				1	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1			
				2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM(船舶別操作要領書) (SILCによる原子炉注 水)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	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	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	1			
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1				
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1				
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2				
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2				
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1			
			高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	0	0	0			
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0			
			低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0			
			残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1			
			原子炉圧力	2	2	2	2	1			
			原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1			
			ホップレシジョン・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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											
		分類	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	SBO影響		SBO						
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後							
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注氷-1」 AM(個別機作要領書) [SLICによる原子炉注 水]	原子炉圧力容 器への注水量	原子炉圧力容 器への注水量	ほう酸水の液位	1	0	③	ほう酸水注入系の運転状態 を確認するパラメータ	ほう酸水の液位	1	0	③	ほう酸水注入系の運転状態 を確認するパラメータ	ほう酸水の液位	1	0	③			
		原子炉圧力 	原子炉圧力 (S.A)	原子炉圧力	原子炉圧力 (S.A)	2	2	①		原子炉圧力 (S.A)	1	1	①	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	原子炉圧力 (S.A)	1	1	①	
				原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2			原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態であると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温 度より代替監視可能	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	
				原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (S.A)	1	1			原子炉水位 (S.A)	1	1			原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態であると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温 度より代替監視可能	原子炉水位 (S.A)	1	1	
				原子炉圧力容器温度 (S.A)	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	
		原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (S.A)	1	1	①		原子炉圧力	2	2			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	原子炉圧力	2	2	
				原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	1 1	1 1			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2			原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態であると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温 度より代替監視可能	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	
		原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (S.A)	1	1	①		原子炉圧力	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	原子炉圧力	1	1	
				原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (S.A)	1	1			原子炉水位 (S.A)	1	1			原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態であると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温 度より代替監視可能	原子炉水位 (S.A)	1	1	
		原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (S.A)	1	1	①		原子炉圧力	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	原子炉圧力	1	1	
原子炉圧力容器温度 (S.A)	原子炉圧力容器温度 (S.A)			2	2			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						評価							
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	分類	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		
1.8.2.2. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 c. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器蒸気放熱モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原子炉建物エリア放熱モニタ)	18	0	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器蒸気放熱モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原子炉建物エリア放熱モニタ)	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
判断基準 (1 / 4)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1	1	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	—	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
		残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	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代替監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM(個別操作要領書) 〔CRDによる原子炉注水〕	項目	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	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後
	判断基準 (2/4)	原子炉圧力容器内の水位	〔原子炉水位 (燃料床)〕 〔原子炉水位 (燃料床)〕 原子炉水位 (燃料床)	3	3	0	原子炉水位 (S.A)	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
				2	2	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
				2	2	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1	
				2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実用設備)	2	2	2	
				2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実用設備)	2	2	2	
				1	1	1	原子炉稀薄時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
				1	1	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
				3	3	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
				1	1	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
				1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
				2	2	2	原子炉圧力	2	2	1	
				1	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	
				2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM(個別機作要領書) 【CRDによる原子炉注 水】	項目	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	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	SBO
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響			
								負荷切り離し後	直後		
	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		1	1		
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		1	1		
			代替注水流量 (常設)	1	1	1		1	1		
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		2	2		
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		2	2		
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		1	1		
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1		0	0		
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3		0	0		
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1		0	0		
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		1	1		
			原子炉圧力	2	2	2		2	2		
			原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1		1	1		
			ホップレシジョン・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2		2	2		

別
冊
第
(3 / 4)

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	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	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		
事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMR(個別)操作要領書 〔CRDによる原子炉注 水〕	電 源	電源	C-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態 を確認するパラメータ						
			D-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態 を確認するパラメータ						
			C-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ						
			D-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ						
		相線監視機能	原子炉相線冷却系常用流量	1	0	0	③	原子炉相線冷却系の動作状 態を確認するパラメータ						
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水貯蔵ポンプの運転状態 を確認するパラメータ						

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
													パラメータ分類
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI(個別操作要領書) 「CRDによる原子炉注水」	操作 (1 / 4)	原子炉圧力容器内の水位	「原子炉水位 (燃料床)」 「原子炉水位 (燃料床)」 「原子炉水位 (燃料床)」 原子炉水位 (燃料床)	3	3	0	1	0	0	0	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 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相線熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
				2	2	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	1	1	1	1	1		1	1
				3	3	0	0	0	0	0		0	0
				2	2	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	0	0	0	0	0		0	0
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	2	2	2		2	2
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	2	2	2		2	2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM(個別)操作要領書 [C.R.D.]による原子炉注 水]	項目	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	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	評価	SBO	
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響					
								負荷切り離し後	直後				
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉格納容器下部の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	①	1	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
								2	2	1	1		
								1	1	1	1		
								1	1	1	1		
								2	2	2	2		
								2	2	2	2		
								1	1	1	1		
								1	0	0	0		
								3	0	0	0		
								1	0	0	0		
								1	1	1	1		
								2	2	2	2		
								1	1	1	1		
								2	2	2	2		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMN(個別)操作要領書 〔CRDによる原子炉注水〕	項目	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	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後
	操作 (3 / 4)	原子炉炉心内圧力	原子炉炉心内圧力	原子炉炉心内圧力	1	1	1	1	1	直接的に原子炉炉心内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				原子炉炉心内圧力	2	2	2	2	2	直接的に原子炉炉心内圧力を計測することができ、監視可能	
				原子炉炉心内圧力	2	2	2	2	2	直接的に原子炉炉心内圧力を計測することができ、監視可能	
				原子炉炉心内圧力	2	2	2	2	2	直接的に原子炉炉心内圧力を計測することができ、監視可能	
				原子炉炉心内圧力	2	2	2	2	2	直接的に原子炉炉心内圧力を計測することができ、監視可能	
				原子炉炉心内圧力	2	2	2	2	2	直接的に原子炉炉心内圧力を計測することができ、監視可能	
				原子炉炉心内圧力	2	2	2	2	2	直接的に原子炉炉心内圧力を計測することができ、監視可能	
				原子炉炉心内圧力	2	2	2	2	2	直接的に原子炉炉心内圧力を計測することができ、監視可能	
				原子炉炉心内圧力	2	2	2	2	2	直接的に原子炉炉心内圧力を計測することができ、監視可能	
				原子炉炉心内圧力	2	2	2	2	2	直接的に原子炉炉心内圧力を計測することができ、監視可能	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) [注水-1] [注水-2] AM(個別)操作要領書 [CRDによる原子炉注 水]	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
	操作 (4 / 4)	原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力容 器温度 (S A)	2	2	2	①	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
				1	1	1	②	原子炉水位 (S A)	1	1	1	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代替監視可能		
				1	1	1	③	制御棒駆動水圧系流量	1	0	0	③		制御棒駆動水圧系の動作状 態を確認するパラメータ
				1	1	1	③	制御棒駆動水圧系充てん水 ヘッド圧力	1	0	0	③		制御棒駆動水圧系の動作状 態を確認するパラメータ
				1	1	1	③	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③		復水貯蔵ポンプの運転状態 を確認するパラメータ
				1	1	1	③	原子炉圧力容 器への注水量	1	0	0	③		制御棒駆動水圧系の動作状 態を確認するパラメータ
				1	1	1	③	相線監視機能	1	0	0	③		制御棒駆動水圧系の動作状 態を確認するパラメータ
				1	1	1	③	水源の確保	1	0	0	③		復水貯蔵ポンプの運転状態 を確認するパラメータ
				1	1	1	③	原子炉圧力容 器への注水量	1	0	0	③		制御棒駆動水圧系の動作状 態を確認するパラメータ
				1	1	1	③	相線監視機能	1	0	0	③		制御棒駆動水圧系の動作状 態を確認するパラメータ

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器数		直後	SBO影響		
													計器故障等	SBO
1.8.2.2. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水（常設）による原子炉圧力容器への注水 d. 低圧原子炉代替注水系 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) [注水-1] [注水-2] AM設備別操作要領書 TFLSRポンプによる原子炉注水	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線モニタ (ドライウェル)	2	2	1	①	—	18	0	0	0	原子炉格納容器モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	18	0	0	0	原子炉格納容器モニタの上昇より代替監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認
	判断基準 (1/4)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力	2	2	2	2	—	2	2	2	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	①	—	2 2	2 2	2 2	1 1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	
		原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	—	1	1	1	1	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代替監視可能		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AMELの補助的作業者 MEL/SRポンプによる原 子炉注水	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
													補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類
	判 断 基 準 (2 / 4)	原子炉圧力容 器内の水位	〔原子炉水位 (燃料床)〕 原子炉水位 (燃料床) 原子炉水位 (燃料床) 原子炉水位 (燃料床)	3	3	0	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
				2	2	1	1	1	1	1	1			
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	
				2	2	1	1	1	1	1	1		1	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
														SBO影響
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) [注水-1] AWC AMC AMC後継別機作要領書 TLE/SRポンプによる原 子炉注水]	電源		緊急用メタクラ電圧	1	1	1	緊急用メタクラの電圧状態 を確認するパラメータ	緊急用メタクラ電圧	1	1	1	—	—	
			SAロードセンター母線電圧	1	1	1	緊急用ロードセンターの受電 状態を確認するパラメータ	SAロードセンター電圧	1	1	1	—	—	
別 冊 基 準 (4 / 4)	水源の確保		代替注水流量 (常設)	1	1	1	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転 している系統の注水量より復水時蒸発水量の代替監視 可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	—	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	—	
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注 水槽水位の代替監視可能	
			サブプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1	—	サブプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1	1	—	
			低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	0	0	—	低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	0	0	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注 水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水水位 が確保されていることを監視可能		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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						
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO				
													パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AMEの補助操作要領書 「注水-1」 TFL/SRポンプによる原 子炉注水	操作 (1 / 4)	原子炉圧力容 器内の水位	「原子炉水位 (燃料棒)」 原子炉水位 (燃料棒) 原子炉水位 (燃料棒)	3	3	0	1	0	0	0	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	SBO				
				2	2	1	1	0	0							
				2	2	1	1	0	0							
				高圧炉心スプレイポンプ出 口流量												
				残留熱除去ポンプ出口流量												
				低圧炉心スプレイポンプ出 口流量												
				残留熱代替除去系原子炉注 水流量												
				原子炉圧力												
				原子炉圧力 (S.A.) サプレッション・チェンバ 圧力 (S.A.)												
				原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A.) とサブプレッション・ チェンバ圧力 (S.A.) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能												
				原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相敏 熱除去に必要な水量より代替監視可能												
				監視事項は主要パラ メータにて確認												

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) [注水-1] AMT緊急開始作動要領書 [注水-2] MEL/SRポンプによる原 子炉注水	項目	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	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	SBO
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響			
								負荷切り離し後	直後		
	操作 (2 / 4)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S A)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	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	
				原子炉水位 (燃料域)	2	2		1	1		
				高圧原子炉代替注水流量	1	1		1			
				代替注水流量 (常設)	1	1		1			
				低圧原子炉代替注水流量	2	2		2			
				低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2		2			
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		1			
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		0			
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		0			
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		0			
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1		1			
				原子炉圧力	2	2		2			
				原子炉圧力 (S A)	1	1		1			
				ホップレシジョン・チェンバ 圧力 (S A)	2	2		2			

監視事項は主要パラメータにて確認

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 (シリアブアシメント) [注水-1] AMC 機能別操作手順書 TFL/SRポンプによる原 子炉注水]	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	
												パラメータ 分類
	操 作 (3 / 4)	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力 (S A)	2	2	1	①			1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	2	1	1	1		
				1	1	1	1	1	1	1		
				2	2	2	2	2	2	2		
				2	2	2	2	2	2	2		
				2	2	2	2	2	2	2		
				2	2	2	2	2	2	2		
				2	2	2	2	2	2	2		
				2	2	2	2	2	2	2		
				2	2	2	2	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 (シリアクシデント) [注水-1] AWC機能別操作要領書 TFL/SRポンプによる原 子炉注水]	項目	抽出パラメータを計測する計器										
		分類	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	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		
	原子炉圧力容 器への注水量	1	1	1	①	—	1	1	1	1	水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水位変化より 代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
	代替注水流量 (常設)	1	1	1	①	—	2	2	2	2	崩壊除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能	
	低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	2	2	—	—	1	1	1	1	—	
	機械監視機能	2	2	2	—	—	1	1	1	1	—	
	水源の確保	1	1	1	①	—	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転 している系統の注水量より復水貯留槽水位の代替監視 可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		1	1	1	①	—	2	2	2	2	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注 水槽水位の代替監視可能	
		1	1	1	①	—	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水 槽水位の代替監視可能	
		2	2	2	—	—	0	0	0	0	低圧原子炉代替注水ポンプを水源とする低圧原子炉代替注 水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位 が確保されていることを監視可能	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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									
		分類	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						
1.8.2.2. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 e. 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備明操作要領書 (CWTによる原子炉注水)	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線モニタ (トライウエル)	2	2	1	①	—	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		格納容器内放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	18	0	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力							2	2	2	1				
			原子炉圧力 (S.A)							1	1	1	1				
判断基準 (1 / 4)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	①	—	2	2	2	1	1	2	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	①	—	2	2	2	2	1	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉水位 (S.A)							1	1	1	1					
		残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2					2	2	2	2	2	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代替監視可能			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM(個別操作要領書) 〔CWTによる原子炉注 水〕	項目	排出パラメータを計測する計器					排出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
		分類	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	SBO影響		SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後			負荷切り離し後
	判断基準 (2/4)	原子炉圧力容 器内の水位	〔原子炉水位 (燃料槽)〕 〔原子炉水位 (圧力槽)〕 原子炉水位 (燃料槽)	3	0	-	①	原子炉水位 (S.A)	1	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	
				2	1		②	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
				2	1		③	代替注水流量 (常設)	1	1	1			
				2	1		④	低圧原子炉代替注水流量 (実用設備)	2	2	2			
				2	1		⑤	低圧原子炉代替注水流量 (実用設備)	2	2	2			
				3	0		⑥	原子炉稀薄時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1			
				3	0		⑦	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
				2	1		⑧	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
				2	1		⑨	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
				2	1		⑩	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1			
				2	2		⑪	原子炉圧力	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相殺 熱除去に必要な水量より代替監視可能		
				1	1		⑫	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1			
				2	2		⑬	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMR(個別機作要領書) 「CWT」による原子炉注 水	項目	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	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等 評価	SBO
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響			
								負荷切り離し後	直後		
	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		1	1		
			高圧原子炉代替注水流量	1	1			1	1		
			代替注水流量 (常設)	1	1			1	1		
			低圧原子炉代替注水流量	2	2			2	2		
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2			2	2		
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1			1	1		
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1			0	0		
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3			0	0		
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1			0	0		
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1			1	1		
			原子炉圧力	2	2			2	2		
			原子炉圧力 (S.A.)	1	1			1	1		
			ホップレシジョン・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2			2	2		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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
		分類	計器名称	SBO影響		計器数	計器名称	SBO影響		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			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) (注水-1) (注水-2) AMI個別操作要領書 (CWTによる原子炉注水)	判断基準 (4 / 4)	電源	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	補助パラメータ 分類理由 非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	計器数	計器故障等	SBO	
			D-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ				
			C-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ				
			D-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ				
			復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水貯蔵タンクの運転状態を確認するパラメータ				

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI(個別操作要領書) 「CWT」による原子炉注 水	操作 (1 / 3)	原子炉圧力容 器内の水位	「原子炉水位 (燃料床)」 「原子炉水位 (燃料床)」 「原子炉水位 (燃料床)」 原子炉水位 (燃料床)	3	3	0	1	0	0	0	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	SBO
				2	2	1	1	0	0	0		
				2	2	1	1	0	0	0		
				3	3	0	0	0	0	0		
				2	2	1	1	0	0	0		
				2	2	1	1	0	0	0		
				2	2	1	1	0	0	0		
				2	2	1	1	0	0	0		
				2	2	1	1	0	0	0		
				2	2	1	1	0	0	0		
				2	2	1	1	0	0	0		
				2	2	1	1	0	0	0		
				2	2	1	1	0	0	0		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMR(個別操作要領書) 「CWT」による原子炉注 水	項目	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	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	評価	SBO
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響				
								負荷切り離し後	直後			
	操作 (2 / 3)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認	
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1				
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1				
				低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2				
				低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2				
				原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	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隔離 熱除去に必要な水量より代替監視可能			
				高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0				
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0				
				低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0				
				残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1				
				原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッショ ン・チェンジャー圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能			
				原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1				
				サブプレッジョン・チェンバ ー圧力 (S.A)	2	2	2	2				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMN総機別機作要領書 〔CWTによる原子炉注水〕	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器故障等	SBO
操作 (3 / 3)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (S.A)	2	2	1	①	—	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				2	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能				
				1	1	1	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
				2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
				2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能				
				1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
				2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
				2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能				
				1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
				2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
原子炉圧力容器への注水量	RPV/PCV注入流量	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ							
機械監視機能	復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ							
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水貯蔵ポンプの運転状態を確認するパラメータ							

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後		計器故障等			
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称
1.8.2.2. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AN設備明瞭作業要領書 「炉火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」	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 (トライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原子炉建物エリア放射線モニタ)	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッシャー・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原子炉建物エリア放射線モニタ)	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
判断基準 (1 / 4)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	1 1		
		原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器内の温度	2	2	2	①	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1		
								残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	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代替監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後
事故時操作要領書 「シリアクシデント」 「注水-1」 「注水-2」 AMI個別操作要領書 「海水ポンプ」または「補助消水ポンプ」による原子炉注水	原子炉圧力容器内の水位 (原子炉圧力容器、燃料槽)	原子炉圧力容器内の水位 (燃料槽)	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	原子炉水位 (S.A)	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
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1	
			低圧原子炉代替注水流量 (災害発生時)	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (災害発生時)	2	2	2	2
			原子炉稀薄時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉稀薄時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1
			原子炉圧力	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2	2
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1
			サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMM(個別機作要領書) 「海水ポンプまたは補助消 水ポンプ」による原子炉注 水」	項目	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	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等 評価	SBO
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響			
								負荷切り離し後	負荷切り離し後		
	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	1			
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1			
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1			
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2			
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	2			
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	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断線 熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0			
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0			
			低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0			
			残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1			
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A.) とサブプレッシャ ン・チェンジャーの差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能		
			原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1			
			サブプレッシャ ン・チェンバ ー圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2			

別
冊
第
(3 / 4)

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 (シリアクシデント) 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AM(緊急)操作要領書 〔海水ポンプまたは補助消 火ポンプによる原子炉注 水〕	項目	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				SBO	
		分類	計器名称	SBO影響		計器名称	SBO影響		計器故障等		
				直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後			
	電源	C-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			D-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—
			C-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ローロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—
			D-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ローロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—
		補助消火水槽水位	2	0	0	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—
			ろ過水タンク水位	1	1	1	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
															計器故障等
事故時操作要領書 (シリアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI(個別)操作要領書 「海水ポンプ」または「補助消 水ポンプ」による原子炉注 水	機 作 (1 / 3)	原子炉圧力容 器内の水位	「原子炉水位 (燃料棒)」 原子炉水位 (燃料棒) 原子炉水位 (燃料棒)	3	3	0	補助パラメータ 分類理由 〇 〇 〇	〇 〇 〇	原子炉水位 (S.A)	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ので き、監視可能	SBO	
				2	2	1			高圧原子炉代替注水流量	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相敏 熱除去に必要な水量より代替監視可能			
				2	2	1			代替注水流量 (常設)	1	1				
				2	2	2			低圧原子炉代替注水流量 (実用設備)	2	2				2
				2	2	2			低圧原子炉代替注水流量 (実用設備)	2	2				2
				1	1	1			原子炉稀薄時冷却ポンプ出 口流量	1	1				1
				1	1	0			高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0				0
				3	3	0			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0				0
				1	1	0			低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0				0
				1	1	1			残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1				1
				2	2	2			原子炉圧力	2	2				1
				1	1	1			原子炉圧力 (S.A)	1	1				1
				2	2	2			サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2				2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMM(個別機作要領書) 「海水ポンプ」または「補助消 水ポンプ」による原子炉注 水	項目	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	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	SBO	
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響				
								負荷切り離し後	負荷切り離し後			
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	2	2	1	2	1	1	2	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	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			2	2	1	2	1	2	1	2		
			1	1	1	1	1	1	1	1		
			1	1	1	1	1	1	1	1		
			2	2	2	2	2	2	2	2		
			2	2	2	2	2	2	2	2		
			1	1	1	1	1	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代替監視可能
			1	1	1	0	0	0	0	0		
			3	3	3	0	0	0	0	0		
			1	1	1	0	0	0	0	0		
			1	1	1	1	1	1	1	1		
			2	2	2	2	2	2	2	2		
			1	1	1	1	1	1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A.) とサブプレッシャ ン・チェンジャーの圧力 (S.A.) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能
			2	2	2	2	2	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 (シビアアクシデント) 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AM(緊急個別操作要領書) 〔海水ポンプまたは補助消 水ポンプ〕による原子炉注 水〕	項目	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				SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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		
												直後	負荷切り離し後	
操作 (3 / 3)	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	2	2	1	①	-	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (圧力検)	2	2	1			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
								原子炉水位 (燃料検)	2	2	1			
								原子炉水位 (S A)	1	1	1			
								原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2			
								原子炉圧力	2	2	1			
								原子炉水位 (圧力検)	2	2	1			
								原子炉水位 (燃料検)	2	2	1			
								原子炉水位 (S A)	1	1	1			
								原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2			
原子炉圧力容器への注水量	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	原子炉圧力容器への注水量	1	1	0	③				
補機監視機能	2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	消火ポンプ出口圧力	2	2	2	③				
水源の確保	1	補助消火水槽水位	2	0	0	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	補助消火水槽水位	2	0	0	③		
		ろ過水タンク水位	1	1	1	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	ろ過水タンク水位	1	1	1	③		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				計器故障等	SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	補助パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器数			直後	SBO影響 負荷切り離し後
1.8.2.2. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水) g. 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水)	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線モニタ (トライウエル)	2	2	1	①	—	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		格納容器内放射線モニタ (サブプレッショナル・チェンバ)	2	2	1	①	—	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
判断基準 (1 / 4)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器	2	2	2	①	—	2	2	2	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器	2	2	2	①	—	2	2	2	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器	2	2	2	①	—	2	2	2	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器	2	2	2	①	—	2	2	2	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器	2	2	2	①	—	2	2	2	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器	2	2	2	①	—	2	2	2	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器	2	2	2	①	—	2	2	2	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器	2	2	2	①	—	2	2	2	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後
事故時操作要領書 (シリアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI(個別操作要領書) 「水量送水車による原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	原子炉圧力容器内の水位 (原子炉圧力容器) 原子炉水位 (燃料槽) 原子炉水位 (燃料槽)	原子炉圧力容器内の水位 (燃料槽) 原子炉水位 (燃料槽)	3	3	0	1	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 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相線熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1
			2	2	1	1	1	1	1		1

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AM(個別機作要領書) 〔水量送水車による原子炉注水〕 原子炉災害対策手順書 〔水量送水車を使用した送水〕	項目		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		
	分類	計器名称	計器数	SBO影響		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			
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (常設)	2	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	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熱線熱除去に必要な水量より代替監視可能	
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A.) とサブプレッション・チェンバー圧力 (S.A.) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1		
サブプレッション・チェンバー圧力 (S.A.)	2	2	2	2									

別冊第3巻 (3/4)

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 (シリアクシデント) 【注水-1】 【注水-2】 AM(個別)操作要領書 【大量送水車による原子炉注水】 原子力災害対策手順書 【大量送水車を使用した送水】	項目 判断基準 (4 / 4)	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	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後
	電源		緊急用メタクラ電圧	1	1	緊急用メタクラの電圧状態を確認するパラメータ				計器故障等	SBO
			S A ロードセントラ母線電圧	1	1	緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ					
	水源の確保		輪谷貯水槽 (西1)			「緊急時対策本部」に確認					
			輪谷貯水槽 (西2)			「緊急時対策本部」に確認					

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書 (シリアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI(個別操作要領書) 「水量送水車による原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	原子炉圧力容器内の水位 (燃料床) 原子炉水位 (燃料床) 原子炉水位 (燃料床)	3 2 2	3 2 2	3 2 2	0 1 1	原子炉水位 (S.A)	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	SBO	
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
						代替注水流量 (常設)	1	1	1			
						低圧原子炉代替注水流量 (災害発生時)	2	2	2			
						低圧原子炉代替注水流量 (災害発生時)	2	2	2			
						原子炉稀薄時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
						高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
						低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
						残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
原子炉圧力	2	2	2	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相対照検法に必要な水量より代替監視可能							
原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能						
サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2								

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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	SBO影響				計器故障等	評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器数	SBO影響					
					直後			負荷切り離し後	直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書 「シリアクシデント」 「注水-1」 「注水-2」 AM(個別/操作要領書 「水量送水車による原子炉 注水」 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送 水」	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	2	2	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 き、監視可能	SBO
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	2	2	1	1		
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	2	2	1	1		
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	2	2	1	1		
			低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2		
			低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2		
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	1	1		
			高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	1	0	0	0	0		
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3	0	0	0	0		
			低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	1	0	0	0	0		
			残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2		
			原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1	1		
			ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2	2	2	2		

操作 (2 / 4)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器													
		分類	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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			SBO			
					直後	負荷切り離し後			直後	計器数	計器故障等				
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI(個別)操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」 原子炉災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	原子炉圧力 原子炉圧力容器内の圧力	①	-	直後	2	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				負荷切り離し後	2	1	1	1	1	1					
				計器数	2	1	1	1	1	1					
				計器名称	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)	原子炉圧力容器温度 (S.A)	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)			原子炉圧力容器温度 (S.A)	原子炉圧力
				計器故障等	原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				計器数	2	1	1	2	2	2	2			2	2
				計器名称	原子炉圧力 (S.A)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉圧力容器温度 (S.A)	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)	原子炉圧力容器温度 (S.A)			原子炉圧力	原子炉圧力容器温度 (S.A)
				計器故障等	原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				計器数	2	1	1	2	2	2	2			2	2
				計器名称	原子炉圧力 (S.A)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉圧力容器温度 (S.A)	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)	原子炉圧力容器温度 (S.A)			原子炉圧力	原子炉圧力容器温度 (S.A)
計器故障等	原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能						

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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	
		分類	計器名称	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
				直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI(個別)操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」 原子炉災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	原子炉圧力容器への注水量	低圧原子炉代替注水流速 低圧原子炉代替注水流速 (袋挿管用)	2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	隔壁熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			2	2		2	2	1	1		
	補機監視機能 水源の確保	大量送水車ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認	③	大量送水車の運転状態を確認するパラメータ	1	1	—	—	—	—
		輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水車の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
		輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水車の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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					SBO		
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響						
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
1.9.2.1 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対応手順 (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素燃焼防止 b. 可搬式装置供給装置による原子炉格納容器への装置ガス供給 運転操作要領書（シビアアクシデント） 原子力災害対策手順書 「可搬式装置供給装置を使用した格納容器の装置ガス置換」	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認		
		サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		監視事項は主要パラメータにて確認	
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7			
	原子炉格納容器内の放射線量率	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認	
		ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認		
		サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2			
	判断基準	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 (ドライウエル)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認	
			エリア放射線モニタ (原子炉建物エリア放射線モニタ)	18	18	18	18	18	18	18	18	18	18		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認
原子炉圧力 (SA)			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
原子炉水位 (圧巻域)			2	2	2	2	2	2	2	2	2	2			
原子炉水位 (燃料域)			2	2	2	2	2	2	2	2	2	2			
	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	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代替監視可能		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO			
			計器名称	計器数	SBO影響			計器数	SBO影響						
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 原子力災害対策本部 「可搬式緊急降圧装置を 用いた格納容器の産業ガス 置換」	原子炉格納容 器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベドスタル温度 (SA) により代替監視可能		
			2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			2	2	2	2	2	2	2	2	2	2			2
		サプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	サプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、サプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		
		ドライウエル温度 (SA)	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		
		サプレッション・チェンバ 温度 (SA)	サプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	サプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に格納容器内熱素濃度を計測することができ、監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		
サプレッション・プール水 温度 (SA)	サプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	サプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能			
		2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に格納容器内熱素濃度を計測することができ、監視可能		
		2	2	2	2	2	2	2	2	2	2				
B-格納容器熱素濃度 [A-格納容器熱素濃度]	B-格納容器熱素濃度 [A-格納容器熱素濃度]	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	格納容器熱素濃度監視モニタ (ドライウエル) 又は格納容器熱素濃度監視モニタ (サプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器熱素濃度の代替監視可能			
		2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に格納容器内熱素濃度を計測することができ、監視可能		
		2	2	2	2	2	2	2	2	2	2				
原子炉格納容 器内の熱素濃 度	原子炉格納容 器内の熱素濃 度	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	格納容器熱素濃度監視モニタ (ドライウエル) 又は格納容器熱素濃度監視モニタ (サプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器熱素濃度 (SA) の代替監視可能			
		2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に格納容器内熱素濃度を計測することができ、監視可能		
		2	2	2	2	2	2	2	2	2	2				
ドライウエル圧力 (SA)	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能			
		2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に格納容器内熱素濃度を計測することができ、監視可能		
		2	2	2	2	2	2	2	2	2	2				
サプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	サプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能			
		2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に格納容器内熱素濃度を計測することができ、監視可能		
		2	2	2	2	2	2	2	2	2	2				

操作 (1 / 4)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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	パラメータ 分類	計器名称	計器数	SBO影響			SBO
					直後	負荷切り離し後	直後					負荷切り離し後	計器故障等		
													監視事項は主要パラメータにて確認	監視事項は主要パラメータにて確認	
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 放出 原子力災害対策本部 「可搬式装置後設置を 用いた格納容器の産業ガス 置換」	操作 (2 / 4)	原子炉格納容 器への注水量	格納容器代替スプレイ流量	2	直後	2	直後	2	低圧原子炉代替注水槽水位	1	直後	1	水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水位変化により 代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
					負荷切り離し後	1	負荷切り離し後	1	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代替監視可能	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代替監視可能				
									ドライウエル水位	3		3	注水先のドライウエル水位、サブプレッジョン・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代替 監視可能		
									サブプレッジョン・プール水 位 (SA)	1		1			
									ベデスタル水位	4		4			
									ドライウエル圧力 (SA)	2		2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代替監視可能		
									サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2		2			
									ドライウエル水位	3		3		監視事項は主要パラ メータにて確認	
									サブプレッジョン・プール水 位 (SA)	1		1	注水先のドライウエル水位、サブプレッジョン・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代替 監視可能		
									ベデスタル水位	4		4			
									サブプレッジョン・プール水 位 (SA)	1		1	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) の水 位変化により代替監視可能		
			A-残留熱除去ポンプ出口 流量 B-残留熱除去ポンプ出口 流量	2	0	0			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2		2 2	崩壊除去に必要な水量と原子炉水位の変化により代替 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			残留熱除去系格納容 器スプレイ流量	1	1	1			原子炉水位 (SA)	1		1			
									残留熱除去系原子炉注 水流量	1		1	ポンプの出口圧力からポンプの注水特性を用いて流量 を推定し、この流量と残留熱除去系原子炉注水流 量の差分から格納容器スプレイ流量を代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
									残留熱除去ポンプ出口 圧力	2		2			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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				SBO	
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式産業用格納容器を使用し、格納容器の産業ガス置換」	操作 (3 / 4)	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	2	2	2	注水時の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能		
				1	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能		
				2	0	0	0	0	0	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力		
			輸谷貯水槽（西1）		「緊急時対策本部」に確認	③				代替水源の確保状態を確認するパラメータ		
			輸谷貯水槽（西2）		「緊急時対策本部」に確認	③				代替水源の確保状態を確認するパラメータ		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「放出」 原子力災害対策本部 「可搬式容器搬送装置」を 用いた格納容器の産業ガス 置換。	項目	分類	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		計器名称	計器数	SBO影響					
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
水素の確保	操作（4 / 4）	水素の確保	サブプレッション・プール水位（S.A）	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認		
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1			
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0			
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0		サブプレッション・プールを水源とするポンプの注水量よりサブプレッション・プール水位（S.A）の代替監視可能	
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0			
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1			
				残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1	1	1	1			
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1			
				高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1			
				残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3	3	3		サブプレッション・プールを水源とするポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
				低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1		0	
				残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2	2	2	2	2		2	
				A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	2	2	2	2		2	
				残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2	2	2	2	2		2	
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	2	2	2	2	2						

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	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			SBO	
					直後	負荷切り離し後	計器数	計器名称	計器数	SBO影響		
										直後		負荷切り離し後
1.9.2.1 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対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 運転操作要領書(シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の圧力	格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) 原子炉圧力容器温度(SA) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の圧力	2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2	2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2	1 1 2 2 1 1 2 2 1 1 2 2	① ① ① ① ① ① ① ① ① ① ①	18 18 2 1 2 2 1 1 2 2 7 2	[エリア]放射線モニタ(原子炉建屋)エリア放射線モニタ [エリア]放射線モニタ(原子炉建屋)エリア放射線モニタ 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) 原子炉圧力(SA) 残留熱除去系熱交換器入口温度 サプレッション・チェンバ圧力(SA) ドライウエル温度(SA) ベダスタル温度(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA) サプレッション・チェンバ温度(SA) ドライウエル温度(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA) サプレッション・チェンバ温度(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA) サプレッション・チェンバ温度(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA)	0 0 2 1 2 2 1 1 2 2 7 2	計器故障等 エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態であると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 原子炉水位(広帯域)監視可能 原子炉水位(燃料域)監視可能 原子炉水位(SA)監視可能 原子炉圧力(SA)監視可能 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代替監視可能 直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度(SA)又はベダスタル温度(SA)により代替監視可能 直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度(SA)により代替監視可能 直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力(SA)又はサブプレッション・チェンバ圧力(SA)の上昇により代替監視可能 サプレッション・チェンバ温度(SA)の温度変化により代替監視可能 飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力(SA)により代替監視可能 サプレッション・チェンバ温度(SA)の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認 監視事項は主要パラメータにて確認 監視事項は主要パラメータにて確認 監視事項は主要パラメータにて確認 監視事項は主要パラメータにて確認 監視事項は主要パラメータにて確認 監視事項は主要パラメータにて確認 監視事項は主要パラメータにて確認 監視事項は主要パラメータにて確認 監視事項は主要パラメータにて確認 監視事項は主要パラメータにて確認 監視事項は主要パラメータにて確認	
												判断基準 (1 / 3)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器										SBO
			計器名称	計器数	SBO影響		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			
事故時操作要領書（シビアアクシデント）放出 AM（総則）操作要領書（T.C.V.S.による格納容器ベント）	原子炉格納容器内の水素濃度	B-格納容器水素濃度	1	0	0	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	B-格納容器水素濃度	1	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
判断基準 (2 / 3)	原子炉格納容器内の酸素濃度	B-格納容器酸素濃度	1	0	0	格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能			
						格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能			
		格納容器酸素濃度	2	2	2	2	格納容器酸素濃度 (SA)	2	2	2	格納容器酸素濃度計測モニタ (ドライウエル) 又は格納容器酸素濃度計測モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	格納容器酸素濃度計測モニタ (ドライウエル) 又は格納容器酸素濃度計測モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度の代償監視可能	
							格納容器酸素濃度 (SA)	2	2	2	格納容器酸素濃度計測モニタ (ドライウエル)		直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能
		格納容器酸素濃度 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能		
格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	0	B-格納容器酸素濃度	1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能				
					格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 放出 AM（総機組作業手順書） TICVSによる格納容器 ベント）	項目 判断基準 種（3 / 3）	抽出パラメータを計測する計器											
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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		
原子炉格納容器内の水位		サプレッション・プール水位（SA）	1	サプレッション・プール水位（SA）	1	1	①	代普通注水流量（常設）	1	1	1	代普通注水流量（常設）、低圧原子炉代普通注水流量、低圧原子炉代普通注水流量（常設減圧）、格納容器代普通注水流量、ベデスタル代普通注水流量、ベデスタル代普通注水流量（常設減圧）のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代普通注水水位により代普通注水流量（常設）、低圧原子炉代普通注水流量、低圧原子炉代普通注水流量（常設減圧）、格納容器代普通注水流量、ベデスタル代普通注水流量、ベデスタル代普通注水流量（常設減圧）のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代普通注水水位により代普通注水流量（常設）を監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					1	1	③	低圧原子炉代普通注水流量	2	2	2	2	
					1	1	③	低圧原子炉代普通注水流量（常設減圧）	2	2	2	2	
					1	1	③	格納容器代普通注水流量	2	2	2	2	
					1	1	③	ベデスタル代普通注水流量	2	2	2	2	
					1	1	③	ベデスタル代普通注水流量（常設減圧）	2	2	2	2	
					1	1	③	低圧原子炉代普通注水水位	1	1	1	1	
					1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	
					1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	
					1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	
電源		C-メタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	1	1	
		D-メタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	1	1	
		C-ロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	1	1	
		D-ロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	1	1	
緊急用メタクラ電圧	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	1	1	1		
SAロードセンタ母線電圧	1	1	③	緊急用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	1	1	1		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータを計測する計器			計器故障等	SBO		
					直後	直後	計器数	SBO影響		計器故障等			SBO	
								直後	負荷切り離し後					
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 放出 AM 監視用操作要領書 (TVCVS) による格納容器ベント]	原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器器壁放射線モニタ (ドライウェル)	2	2	1	0	18	0	0	エア放熱線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			格納容器器壁放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	0	18	0	エア放熱線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		原子炉格納容器内の水素濃度	B-格納容器水素濃度 [A-格納容器水素濃度]	1	0	0	0	1	0	1	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	0	1	0	1	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)	代替注水流量 (常設)						1	1	1		
				低圧原子炉代替注水流量						2	2	2		
				低圧原子炉代替注水流量 (緊急域用)						2	2	2		
				格納容器代替スプレリ流量	1	1	1			2	2	2		代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、格納容器代替スプレリ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量のうちの動作状態にある流量および水素である低圧原子炉代替注水流量により代替
				ベデスタル代替注水流量						2	2	2		
					ベデスタル代替注水流量 (緊急域用)				2	2	2			
		操作 (1 / 2)	原子炉格納容器内の水素濃度	B-格納容器水素濃度 [A-格納容器水素濃度]	格納容器器壁放射線モニタ (ドライウェル)	1	0	0		2	2	2	格納容器器壁放射線モニタ (ドライウェル) 又は格納容器器壁放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器水素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
ドライウェル圧力 (SA)	2				2	2		2	2	2	ドライウェル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能			
	原子炉格納容器内の水素濃度	B-格納容器水素濃度					1	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能			
		格納容器器壁放射線モニタ (ドライウェル)					2	2	2	1	格納容器器壁放射線モニタ (ドライウェル) 又は格納容器器壁放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器水素濃度 (SA) の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		格納容器器壁放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)					2	2	2	1	格納容器器壁放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器水素濃度 (SA) の代替監視可能			
		ドライウェル圧力 (SA)					2	2	2	2	ドライウェル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能			
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)					2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 放出 AM（総明瞭化要領書 TFCVSによる格納容器 ベント）	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器										SBO		
			計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称		計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			計器名称	計器数		直後		負荷切り離し後	
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	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベドスタル温度 (SA) により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	ドドライウエル温度 (SA)	7	7	①	—	ドドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
				ベドスタル温度 (SA)	2	2	①	—	ベドスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
				サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
				サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
				スクラバ容器水位	8	8	①	—	スクラバ容器水位	8	8	8	8	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	
				スクラバ容器圧力	4	4	①	—	スクラバ容器圧力	4	4	4	4	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能	
最終ヒーティングの確保	最終ヒーティングの確保	スクラバ容器温度	4	4	①	—	スクラバ容器温度	4	4	4	4	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		第1ベントフィルタ出口水 蒸気度	1	0	①	—	B-格納容器水蒸気度	1	0	0	0	原子炉格納容器内の水蒸気度変化により代替監視可能			
		第1ベントフィルタ出口格 射線モニタ (高レンジ・低 レンジ)	2 1	2 1	①	—	格納容器水蒸気度 (SA)	1	0	0	0	—			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	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			SBO	
					直後	負荷切り離し後	計器数	計器名称	計器数	SBO影響		
										直後		負荷切り離し後
1.9.2.1 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対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 b. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書「FCS」による格納容器水素・酸素濃度制御	原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉格納容器内の水素濃度	B-格納容器水素濃度	1	0	0	1	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	1	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			B-格納容器酸素濃度	1	0	0	2	2	1	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器酸素濃度 (SA)	2	2	2	2	2	1	格納容器酸素濃度放射線モニタ(ドライウエル)又は格納容器酸素濃度放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)の解析結果により、格納容器酸素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			B-格納容器酸素濃度	1	0	0	2	2	1	ドライウエル圧力(SA)又はサブプレッション・チェンバ圧力(SA)により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉格納容器内の酸素濃度				1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			B-格納容器酸素濃度	2	2	2	2	2	1	格納容器酸素濃度放射線モニタ(ドライウエル)又は格納容器酸素濃度放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)の解析結果により、格納容器酸素濃度(SA)の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉格納容器内の水素濃度				2	2	2	ドライウエル圧力(SA)又はサブプレッション・チェンバ圧力(SA)により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉格納容器内の酸素濃度				2	2	2	ドライウエル圧力(SA)又はサブプレッション・チェンバ圧力(SA)により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉格納容器内の圧力				2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
原子炉格納容器内の圧力				2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度(SA)又はベドスタル温度(SA)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
原子炉格納容器内の圧力				7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
原子炉格納容器内の圧力				2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度(SA)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
原子炉格納容器内の圧力				2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
原子炉格納容器内の圧力				2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度(SA)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
原子炉格納容器内の圧力				18	0	0	エアリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
原子炉格納容器内の圧力				18	0	0	エアリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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		計器名称	計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 放出 AM総機別操作要領書 （TDCSによる格納容器水素・酸素濃度制御）	原子炉格納容器内の温度 判断基準 （ 2 / 3 ）	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉圧力 (S/A)	1	1	原子炉水位 (燃費域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1		
			原子炉圧力 (S/A)	1	1	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1		
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2		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代替監視可能
			サブプレッション・プール水温度 (S/A)	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (S/A)	2	2	2	2		サブプレッション・プール水温度 (S/A) の温度変化により代替監視可能
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	2		除熱先の温度変化により代替監視可能
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2		残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量差値より代替監視可能
			残留熱除去系熱交換器出口流量	2	0	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	2	0		残留熱除去系熱交換器冷却水流量が確保されていることにより、最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能
			残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	2		残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能
			残留熱代替除去ポンプ出口流量	1	1	残留熱代替除去ポンプ出口流量	1	1	—	—		—
原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	2	2	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	2	0	—	—	—	原子炉補機冷却系の動作状況を監視するパラメータ			

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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		計器名称	計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「放出」 AMI（個別炉内運轉書） TRCSによる格納容器水素・酸素濃度制御	特殊ヒーティングの確保	換気熱除去系熱交換機冷却水流量	2	0	0	—	—	—	—	計器故障等	SBO	
		RCW熱交換機出口温度	2	0	0	③	—	—	—	—	—	—
		C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—
	電源	D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—
		C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—
		D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—
		緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—
		SA-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—
		補助パラメータ分類理由	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		原子炉機械冷却系の動作状況を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器										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	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			計器数	直後		負荷切り離し後			
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 放出] AM（個別発生履歴書） I・P・C・Sによる格納容器水素・酸素濃度制御]	原子炉格納容器内の水素濃度	B-1格納容器水素濃度 [A-1格納容器水素濃度]	1	0	0	①	—	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	B-1格納容器水素濃度	1	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
操作 (1) / (2)	原子炉格納容器内の酸素濃度	B-1格納容器酸素濃度 [A-1格納容器酸素濃度]	1	0	0	①	—	格納容器空気放射線モニタ (ドライウエール)	2	2	1	1	格納容器空気放射線モニタ (ドライウエール) 又は格納容器空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の検出結果により、格納容器酸素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	0	0	①	—	格納容器空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	1	格納容器空気放射線モニタ (ドライウエール) 又は格納容器空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の検出結果により、格納容器酸素濃度の代替監視可能		
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエール圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエール圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエール圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素濃度の可能性を把握可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエール圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素濃度の可能性を把握可能	
		原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	ドライウエール温度 (SA)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエール温度 (SA) 又はヘプスタタル温度 (SA) により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	ヘプスタタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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	パラメータ 分類	直後	SBO影響		計器故障等	SBO			
					原子炉格納容器内の温度	直後	負荷切り離し後				計器数	計器名称			計器数	直後	負荷切り離し後
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 放出 AM（総則） AM（個別） I+FC Sによる格納容器水素・酸素濃度制御	操作 (2 / 2)	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (S A)	7	7	①	—	①	7	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
			サブプレッション・チェンバ温度 (S A)	2	2	①	—	①	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の上昇により代替監視可能					
			サブプレッション・プール水温度 (S A)	2	2	①	—	①	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (S A) の温度変化により代替監視可能					
		機械監視機能	操作 (2 / 2)		FC S系統入口流量	2	0	③	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	③	0	0	—	—	監視事項は主要パラメータにて確認		
					FC Sプロワロ入口流量	2	0	③	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	③	0	0	—	—			
					プロワロ入口圧力	2	0	③	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	③	0	0	—	—			
					FC S加熱器ガス温度	2	0	③	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	③	0	0	—	—			
					FC S加熱器出口温度	2	0	③	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	③	0	0	—	—			
					FC S加熱器壁温度	2	0	③	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	③	0	0	—	—			
					再結合器ガス温度	2	0	③	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	③	0	0	—	—			
					FC S再結合器壁温度	2	0	③	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	③	0	0	—	—			
						2	0	③		③	0	0	—	—			
						2	0	③		③	0	0	—	—			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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				SBO							
			計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後								
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由					
1.9.2.1 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対応手順 (3)原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 a. 格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) AM設備別操作要領書 (MC AMIS)による格納容器水素・酸素濃度測定]	判断基準	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 (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ] (原子炉建屋エリア放射線モニタ)	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
			格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ] (原子炉建屋エリア放射線モニタ)	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1	1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態になると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉炉圧力容器内の温度	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内の飽和状態になると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉格納容器内の水素濃度	1	0	0	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	1	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代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉格納容器内の酸素濃度	1	0	0	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			操作	電源	緊急用メタクラ電圧	格納容器酸素濃度 (S A)	1	0	0	①	—	B-1格納容器酸素濃度	1	0	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						格納容器水素濃度 (S A)	1	0	0	①	—	B-1格納容器酸素濃度	1	0	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	2	1	1	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	2	1	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (S A) の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	2	1	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (S A) の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
電源	緊急用メタクラ電圧	原子炉圧力 (S A)	2	2	2	2	2	原子炉圧力 (S A)	2	2	2	2	2	原子炉圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバの流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	2	原子炉圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバの流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
			緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—			
			SAロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—			

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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				計器故障等	SBO			
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響						
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
1.9.2.1 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対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 運転操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「CAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉圧力容器内の温度 判断基準 (1 / 2)	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (トワイエール)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原子炉建物) エリア放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
		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 (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ (原子炉建物) エリア放射線モニタ	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力 (S A)						1	1	1	1			
		原子炉格納容器内の水素濃度	B-格納容器水素濃度	1	0	0	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	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代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器水素濃度 (S A)	1	0	0	①	—	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (S A)	1	0	0	①	—	B-格納容器水素濃度	1	0	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 放出現） AM（総機別操作要領書 （CAMS）による格納容器 水素・酸素濃度測定）	項目	分類	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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO
			計器名称	計器数	SBO影響			計器名称	計器数	SBO影響		
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後	
原子炉格納容 器内の酸素濃 度	判断基準 (2 / 3)	B-格納容器酸素濃度	1	0	0	格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	格納容器内酸素濃度を計測することができ、 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			2	2	1	格納容器空気放射線モニ タ (ドライウエル)	2	2	1	格納容器空気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格 納容器空気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェ ンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度の代替監視 可能		
			2	2	1	格納容器空気放射線モニ タ (サブプレッジョン・チェ ンバ)	2	2	1			
			2	2	2	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッジョン・チェ ンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把 握可能		
			2	2	2	サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2			
			1	0	0	B-格納容器酸素濃度	1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、 監視可能		
			2	2	1	格納容器空気放射線モニ タ (ドライウエル)	2	2	1	格納容器空気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格 納容器空気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェ ンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (SA) の 代替監視可能		
			2	2	1	格納容器空気放射線モニ タ (サブプレッジョン・チェ ンバ)	2	2	1			
			2	2	2	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッジョン・チェ ンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把 握可能		
			2	2	2	サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2			
電源		C-メタカタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカタラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	
		D-メタカタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカタラの変電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	
		C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
		D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO							
			計器名称	計器数	SBO影響			計器名称	計器数	SBO影響									
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後								
事故時操作要領書（シビアアクシデント）放出（AM）監視用操作要領書（CAMS）による格納容器水素・酸素濃度測定	原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉格納容器内の水素濃度	B-格納容器水素濃度 [A-格納容器水素濃度]	1 1	0 0	0 0	—	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	—	B-格納容器水素濃度	1	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			原子炉格納容器内の酸素濃度	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 [A-格納容器酸素濃度]	1 1	0 0	0 0	—	格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
										格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能					
										格納容器酸素濃度測定モニタ (ドライウエル)	2	2	1	格納容器酸素濃度測定モニタ (ドライウエル) 又は格納容器酸素濃度測定モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)		2	2	1	格納容器酸素濃度測定モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度の代替監視可能
										格納容器酸素濃度測定モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	2	2	1	格納容器酸素濃度測定モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度の代替監視可能					
			操作	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	1	0	0	—	B-格納容器酸素濃度	1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
										格納容器酸素濃度 (SA)	2	2	1	格納容器酸素濃度測定モニタ (ドライウエル) 又は格納容器酸素濃度測定モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (SA) の代替監視可能					
										ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能					
										サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能					
ドライウエル圧力 (SA)	2	2								2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能								
サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2								2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能								
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	—	ドライウエル圧力 (SA)	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
						サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能									
						ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はサブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能									
						サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能									
最終ヒートシフトの確保	最終ヒートシフトの確保	R C W熱交換器出口温度	2	0	0	—	原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							
							サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能								

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後 負荷切り直し後	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		直後 負荷切り直し			
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑留のための対応手順 (1) 原子炉ウエル注水 事故時操作要領書(シビアアクシデント)「注水-1」「注水-4」 原子炉発熱対策手順書 原子炉発熱対策手順書 原子炉発熱対策手順書 原子炉発熱対策手順書	原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	2	2	1	①	—	「エア放熱線モニタ」(原子炉格納容器内)	18	0	0	エア放熱線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	2	2	1	①	—	「エア放熱線モニタ」(原子炉格納容器内)	18	0	0	エア放熱線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	2	2	2	—	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉格納容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	2	2	2	—	—	原子炉水位 (S A)	1	1	1	原子炉水位から原子炉格納容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	2	2	2	—	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力から原子炉格納容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	2	2	2	—	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力から原子炉格納容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	2	2	2	—	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力から原子炉格納容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	2	2	2	—	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力から原子炉格納容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	2	2	2	—	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力から原子炉格納容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	2	2	2	—	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力から原子炉格納容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	2	2	2	—	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力から原子炉格納容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	2	2	2	—	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力から原子炉格納容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
判断基準 操作 (1) / (2)	原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	7	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2 2	2 2	2 2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	7	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2 2	2 2	2 2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
水源の確保	水源の確保	水源の確保	水源の確保	「緊急時対策本部」に確認	「緊急時対策本部」に確認	③	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
		水源の確保	水源の確保	「緊急時対策本部」に確認	「緊急時対策本部」に確認	③	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
操作 (1) / (2)	原子炉格納容器内の温度 原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	7	7	7	①	—	ベデスタル温度 (S A) ドライウエル圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2 2 2	2 2 2	2 2 2	ベデスタル温度 (S A) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	7	7	7	①	—	ベデスタル温度 (S A) ドライウエル圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2 2 2	2 2 2	2 2 2	ベデスタル温度 (S A) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後 負荷切り直し後	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 直後 負荷切り直し	計器故障等
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水-1」 「注水-4」 原子炉災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	操作 (1 / 2)	原子炉ウエルへの注水量	原子炉ウエル水位	1	1	③	原子炉ウエル代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認	—	③	大量送水車の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—
	水源の確保	補機監視機能	補機貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	—	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—
		補機監視機能	補機貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	—	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—

1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順
(1) 原子炉建屋内の水素濃度監視

事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「水素」	判断基準 (1 / 2)	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器差圧空気放射線モニタ (ドライウエル)	格納容器差圧空気放射線モニタ (サブプレッション・デエンハ)	原子炉圧力容器内の温度	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				監視事項は主要パラメータにて確認				
						計器数	SBO影響 直後 負荷切り直し後	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 直後 負荷切り直し	計器故障等					
			2	2	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ] (原子炉建物 エリア放射線モニタ)	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
						2	1	①	—	[エリア放射線モニタ] (原子炉建物 エリア放射線モニタ)	18	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	—	—	—		
						2	2	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	—	—	—	—
			2	2	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	—	—	—	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						2	2	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	—	—	—	—
						2	2	—	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	—	—	—	残留熱除去系が運転状態でもれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価					
		分類	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					
事故初期作動手順書(シビアアクシデント「水素」)	水素濃度	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	1 6	0	0	①	—	静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	2 2	2 2	2 2	2 2	静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の温度差により原子炉建屋水素濃度の大幅監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	2 2	2 2	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
		電源	緊急用メタカタ電圧	緊急用メタカタ電圧	1	1	1	③	緊急用メタカタの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
				S.A.ロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
		操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	1 6	0	0	①	—	静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	2 2	2 2	2 2	2 2	静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の温度差により原子炉建屋水素濃度の大幅監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	2 2	2 2	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		補機監視機能	非常用ガス処理系	非常用ガス処理系流量	2	0	0	③	非常用ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
				重量	2	0	0	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—

第1表 重大事故等対応に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		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		
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「水素」 原子力発電所対策手順書 「水素爆発防止のための原子炉建屋燃料取扱設備（ローアウットハネル）開放手順」	静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	静的触媒式水素処理装置内の水素濃度監視	静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	
				2	2	—	—	—	—	—				
	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋水素濃度	1	0	0	①	—	静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度差により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認
				6	0	0	①	—	静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度差により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認
操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋水素濃度	1	0	0	①	—	静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度差により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認
				6	0	0	①	—	静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度差により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後 負荷切り離し後	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	直後 負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
1.11.2.1 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は燃料プールの水の小規模な漏えい発生時の対応手順 a. 消火系による燃料プールへの注水 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 「消火系による燃料プール注水」	燃料プールの監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	1	—	—	—	—	—	—		
		燃料プール温度高警報	1	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	
		燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	1	①	—	燃料プール水位 (S A) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A) 燃料プール監視カメラ (S A)	1 1 1	0 1 0	0 1 1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
		燃料プール水位 (S A)	1	0	0	0	①	—	燃料プール水位・温度 (S A) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A) 燃料プール監視カメラ (S A)	1 1 1	1 1 0	1 1 0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	①	—	燃料プール水位 (S A) 燃料プール水位・温度 (S A) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1 1 1	0 1 1	0 1 1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
		C-メタタラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ						
		D-メタタラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ						
		C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ						
		D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ						
		補助消火水槽水位	2	0	0	0	③	代替消火水の確保状態を確認するパラメータ						
ろ過タンク水位	1	1	1	1	③	代替消火水の確保状態を確認するパラメータ								

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

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

対応手段 事故時操作要領書（徴収ベース） 「燃料プールの制御」 AM図（個別操作要領書） （注）関係による燃料プールの注水）	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	SBO	
													計器故障等
			燃料プール水位低警報	1	1	1	—	—	—	—	—		
			燃料プール温度高警報	1	1	1	—	—	—	—	—		
			燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	①	燃料プール水位 (S A) 燃料プール水位・温度 (S A) 燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			燃料プール水位 (S A)	1	0	0	①	燃料プール水位・温度 (S A) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		燃料プールの監視	スキュージャクタ水位	1	0	0	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
		操作	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	燃料プール水位 (S A) 燃料プール水位・温度 (S A) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			「エリア放射線モニタ」(燃料取替降エリ放射線モニタ)	2	0	0	②	—	—	—	—	—	
			燃料取替降放射線モニタ	4	4	0	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
			燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1	1	1	①	燃料プール水位 (S A) 燃料プール水位・温度 (S A) 燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		機械監視機能	消火ポンプ出口圧力	2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
			補助消火水槽水位	2	0	0	③	代替排水の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
		水源の確保	ろ過水タンク水位	1	1	1	③	代替排水の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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						SBO						
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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								
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後									
1.11.2.1 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は燃料プールへの注水（凉水/海水） a. 燃料プール代管注水 b. 燃料プールのスプレイス 事故時操作要領書（庶務「燃料プール用脚」） 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は燃料プールへの注水（凉水/海水） （常設スプレイヘッパ）による燃料プールへの注水（凉水/海水）	燃料プールの監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	1	1	0	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	燃料プール水位 (S.A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			燃料プール温度高警報	1	1	1	1	1	1	0	0	0	燃料プールの監視可能	燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	1	1	1	0	0	0	燃料プールの監視可能	燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール水位 (S.A)	1	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの監視可能	燃料プール水位 (S.A)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの監視可能	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの監視可能	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの監視可能	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの監視可能	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの監視可能	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	0	0	0	0	0	0	燃料プールの監視可能	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
電源	C-メタタラ母線電圧 D-メタタラ母線電圧 C-ロードセントラ母線電圧 D-ロードセントラ母線電圧 緊急用メタタラ電圧 S Aロードセントラ母線電圧 輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)	電源	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	1	1	0	0	0	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	非常用メタタラ母線電圧 (S.A)	1	0	0	非常用メタタラ内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			D-メタタラ母線電圧	1	1	1	1	1	0	0	0	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	非常用メタタラ母線電圧 (S.A)	1	0	0	非常用メタタラ内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	1	0	0	0	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	非常用ロードセントラ母線電圧 (S.A)	1	0	0	非常用ロードセントラ内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	1	0	0	0	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	非常用ロードセントラ母線電圧 (S.A)	1	0	0	非常用ロードセントラ内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			緊急用メタタラ電圧	1	1	1	1	1	0	0	0	緊急用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	緊急用メタタラ電圧 (S.A)	1	0	0	緊急用メタタラ内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			S Aロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	1	0	0	0	緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	緊急用ロードセントラ母線電圧 (S.A)	1	0	0	緊急用ロードセントラ内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代管貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	代管貯水槽 (西1)	1	1	1	1	1	1	代管貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	代管貯水槽 (西1)	1	1	1	代管貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	監視事項は主要パラメータにて確認
			輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代管貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	輪谷貯水槽 (西2)	1	1	1	1	1	1	代管貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	輪谷貯水槽 (西2)	1	1	1	代管貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	監視事項は主要パラメータにて確認
			輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代管貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	輪谷貯水槽 (西2)	1	1	1	1	1	1	代管貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	輪谷貯水槽 (西2)	1	1	1	代管貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	監視事項は主要パラメータにて確認
			輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代管貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	輪谷貯水槽 (西2)	1	1	1	1	1	1	代管貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	輪谷貯水槽 (西2)	1	1	1	代管貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	監視事項は主要パラメータにて確認

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

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

項目	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									
		分類	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	直後	負荷切り離し後	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							
操作	事故時操作要領書（濃度ベース） 「燃料プール制御」 原子力災害対処手順書 「大量送水車を使用した送水」	燃料プールの監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	1	1	1	燃料プール水位 (SA)	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			燃料プール温度高警報	1	1	1	1	1	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認											
			燃料プール水位・温度 (SA)	1	0	0	1	1	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認											
			スキマセンサータンク水位	1	0	0	3	燃料プールの状態を確認するパラメータ	燃料プールの水位 (SA)	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	1	1	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認											
			「エリア放射線モニタ」(燃料取捨階「エリア放射線モニタ」)	2	0	0	2	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	燃料プールの水位 (SA)	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							
			燃料取捨階放射線モニタ	4	4	0	3	燃料プールの状態を確認するパラメータ	燃料プールの水位 (SA)	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							
			燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	1	1	1	1	1	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	燃料プールの水位 (SA)	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			大量送水車ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認	3	大量送水車の運転状態を確認するパラメータ	燃料プールの水位 (SA)	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認									
			燃料プールの監視機能	燃料プールの監視機能	3	燃料プールの状態を確認するパラメータ	燃料プールの水位 (SA)	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認									
水質の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)	輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	3	代替貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	燃料プールの水位 (SA)	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認									
			輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	3	代替貯水槽の確保状態を確認するパラメータ	燃料プールの水位 (SA)	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認									

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後 負荷切り離し後	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		直後 負荷切り離し後		
1.11.2.1 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は燃料プールへの注水（淡水/海水） c. 燃料プールスプレイス系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水（淡水/海水） 事故時操作要領書（庶務「燃料プール用脚」） 原子力災害対策手順書「大量送水車を使用した送水」 原子力発電所経建特約条件付ホース取組に関する燃料プールへの注水及びスプレイ	1.11.2.1 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は燃料プールへの注水（淡水/海水） c. 燃料プールスプレイス系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水（淡水/海水） 事故時操作要領書（庶務「燃料プール用脚」） 原子力災害対策手順書「大量送水車を使用した送水」 原子力発電所経建特約条件付ホース取組に関する燃料プールへの注水及びスプレイ	燃料プールの監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	1	燃料プール水位 (SA)	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール温度高警報	1	1	1	1	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	1	1	1		燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認すること、燃
			燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0		燃料プールの監視可能
			燃料プール水位 (SA)	1	0	0	0	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1		燃料プールの監視可能
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1		燃料プールの監視可能
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1		燃料プールの監視可能
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1		燃料プールの監視可能
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1		燃料プールの監視可能
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1		燃料プールの監視可能
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1		燃料プールの監視可能
電源	判断基準	電源	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認	
			D-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	0	0		
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	1	0	0		
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	1	0	0		
			緊急用メタタラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	0	0		
			SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	1	0	0		
			輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認			
			輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	1	0	0				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

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

項目	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				
		分類	計器名称	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	SBO影響		計器故障等	SBO			
				計器数	直後			負荷切り離し後	計器数			直後	負荷切り離し後	
操作	事故時操作要領書(濃度ベース) 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」 「原子炉建物内ホース配管による燃料プールへの注水及びスプレイ」		燃料プール水位低警報	1	1	1	—	—	—	—	—	—		
			燃料プール温度高警報	1	1	1	—	—	—	—	—	—		
		燃料プールの監視		燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	①	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認
				燃料プール水位 (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
				スキューサー・タンク水位	1	0	0	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
		燃料プールの監視		燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認
				[エリア放射線モニタ] (燃料取捨階放射線モニタ)	2	0	0	②	—	—	—	—	—	—
				燃料取捨階放射線モニタ	4	4	0	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
		燃料プールの監視		燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1	1	1	①	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
				大量送水車ポンプ出口圧力				③	大量送水車の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
				燃料プールの監視機能	2	2	2	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
		水溜の確保		輪谷貯水槽 (西1)				③	代替源水溜の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
輪谷貯水槽 (西2)						③	代替源水溜の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		SBO影響 負荷切り離し後		
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
1.11.2.2 燃料プールからの大連の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ a. 燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド) による燃料プールへのスプレイ (淡水/海水) 事故時操作要領書 (既設「燃料プール制御」) 原子力災害対策手順書 「大連送水車を使用した送水」	燃料プールの監視	燃料プールの監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	—	燃料プール水位 (SA)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			燃料プール温度高警報	1	1	—	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	①	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール水位 (SA)	1	0	①	燃料プール水位 (SA)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール水位 (SA)	1	0	①	燃料プール水位 (SA)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	①	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	①	燃料プール監視カメラ (SA)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	①	燃料プール監視カメラ (SA)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	①	燃料プール監視カメラ (SA)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	①	燃料プール監視カメラ (SA)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
電源	電源	電源	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			D-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			緊急用メタタラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替貯水車の確保状態を確認するパラメータ	1	—	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替貯水車の確保状態を確認するパラメータ	1	—	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替貯水車の確保状態を確認するパラメータ	1	—	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替貯水車の確保状態を確認するパラメータ	1	—	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

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

項目	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									
		分類	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	直後	負荷切り離し後	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							
操作	事故時操作要領書（濃度ベース） 「燃料プール制御」 原子力災害対処手順書 「大量送水車を使用した送水」	燃料プールの監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	①	1	1	燃料プール水位 (SA)	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			燃料プール温度高警報	1	1	1	①	1	1	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			燃料プール水位・温度 (SA)	1	0	0	①	1	1	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			スキューサージタンク水位	1	0	0	③	1	0	0	燃料プールの状態を確認するパラメータ	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	①	1	0	0	燃料プール水位 (SA)	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	①	1	0	0	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	①	1	0	0	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	①	1	0	0	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	①	1	0	0	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	①	1	0	0	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	大量送水車ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認	4	4	0	③	0	0	燃料プールの状態を確認するパラメータ	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			燃料プールの状態を確認するパラメータ	2	2	2	③	2	2	燃料プールの状態を確認するパラメータ	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			「緊急時対策本部」に確認	2	2	2	③	2	2	代替液水調の確保状態を確認するパラメータ	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			「緊急時対策本部」に確認	2	2	2	③	2	2	代替液水調の確保状態を確認するパラメータ	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
水調の確保	輪谷貯水槽 (西2)	輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	4	4	0	③	0	0	燃料プールの状態を確認するパラメータ	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			「緊急時対策本部」に確認	2	2	2	③	2	2	代替液水調の確保状態を確認するパラメータ	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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				SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器名称	計器数	直後		SBO影響			
												負荷切り離し後	負荷切り離し後	
1.11.2.2 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールスプレイ b. 燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイ/ズリ) による燃料プールへのスプレイ (淡水/海水) 事故時操作要領書 (既設「燃料プール制御」) 原子力災害対策手順書「大量送水車を使用した送水」による燃料プールへの注水及びスプレイ	燃料プールの監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	1	1	0	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		燃料プール温度高警報	1	1	1	1	1	1	0	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	燃料プール水位 (SA)	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		燃料プール水位・温度 (S)	1	1	1	1	①	燃料プール水位・温度 (S)	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		燃料プール水位 (SA)	1	0	0	0	①	燃料プール水位 (SA)	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		燃料プール水位 (S)	1	0	0	0	①	燃料プール水位 (S)	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	①	燃料プール監視カメラ (SA)	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		燃料プール監視カメラ (S)	1	0	0	0	①	燃料プール監視カメラ (S)	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		C-メタタラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		D-メタタラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
緊急用メタタラ電圧	1	1	1	1	③	緊急用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
輪谷貯水槽 (西1)					③	「緊急時対策本部」に確認								
輪谷貯水槽 (西2)					③	「緊急時対策本部」に確認								

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

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

項目	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									
		分類	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	直後	負荷切り離し後	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							
操作	事故時操作要領書(濃度ベース) 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」 「原子炉建屋内ホース配管による燃料プールへの注水及びスプレイ」	燃料プールの監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	1	1	1	1	0	0	0	燃料プール水位 (SA)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認すること、燃料プールの監視可能 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)	監視事項は主要パラメータにて確認		
			燃料プール温度高警報	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0	0	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1			1	
			燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0	0	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1			1	
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	0	0	0	1	1	1	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0			0	
			スキマセンサー	1	0	0	0	0	0	0	0	1	1	1	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0			0	
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	0	0	0	1	1	1	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0			0	
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	0	0	0	1	1	1	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0			0	
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	0	0	0	1	1	1	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0			0	
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	0	0	0	1	1	1	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0			0	
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	0	0	0	1	1	1	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0			0	
燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	0	0	0	1	1	1	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0						
補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	燃料プールの確保	燃料プールの監視	1	0	0	0	0	0	1	1	1	燃料プールの監視	1	0	0	燃料プールの監視可能 燃料プールの監視可能 燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
			燃料プールの監視	1	0	0	0	0	0	0	1	1	1	燃料プールの監視	1	0			0		
			燃料プールの監視	1	0	0	0	0	0	0	1	1	1	燃料プールの監視	1	0			0		
			燃料プールの監視	1	0	0	0	0	0	0	1	1	1	燃料プールの監視	1	0			0		
水源地の確保	輪谷貯水槽 (西2)	輪谷貯水槽 (西1)	大量送水車ポンプ出口圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2	大量送水車ポンプ出口圧力	2	2	2	大量送水車の運転状態を確認するパラメータ	監視事項は主要パラメータにて確認			
			燃料プールの監視	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	燃料プールの監視	2	2			2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後		
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
1.11.2.2 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (2) 漏えい緩和 a. 燃料プール漏えい緩和 「燃料プール監視」 「燃料プール監視」 原子力災害対策手順書 「燃料プール漏えい緩和」	燃料プールの監視	燃料プールの監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を監視することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			燃料プール温度高警報	1	1	1	1	0	0	燃料プールの監視可能			
			燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	1	1	1	1		燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を監視することができ、燃料プールの監視可能	
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	0	0	0		燃料プールの監視可能	
			燃料プールの監視										
			燃料プール水位 (S A)	1	0	0	0	0	0	0		燃料プールの監視可能	
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	0	0	0		燃料プールの監視可能	
			燃料プールの監視										
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	0	0	0		燃料プールの監視可能	
			燃料プールの監視										
操作 (1 / 2)	燃料プールの監視	燃料プールの監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を監視することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			燃料プール温度高警報	1	1	1	1	0	0	燃料プールの監視可能			
			燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	1	1	1	1		燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を監視することができ、燃料プールの監視可能	
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	0	0	0		燃料プールの監視可能	
			燃料プールの監視										
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	0	0	0		燃料プールの監視可能	
スキマサージタンク水位	燃料プールの状態を確認するパラメータ	燃料プールの状態を確認するパラメータ	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	0	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			燃料プールの監視										

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	直後	負荷切り離し後		
														計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース） 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「燃料プールの補給、冷却、監視」	燃料プールの監視	燃料プールの監視	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			[エリア放射線モニタ] (燃料取替用放射線モニタ)	2	0	0	②	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	0			
			燃料取替用放射線モニタ	4	4	0	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—			—
			燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1	1	1	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	0			燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能
1.11.2.4 燃料プールから発生する水蒸気による蒸気発生を防止するための対応手順 (1) 代替交配電源設備を使用した燃料プールの冷却 事故時操作要領書（徴候ベース） 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 「F P Cによる燃料プールの除熱」	燃料プールの監視	燃料プールの監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	—	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール温度高警報	1	1	1	—	—	燃料プール水位 (S A)	1	1	1			
			燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	1	1			燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能
			燃料プール水位 (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	1	1			燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能
判断基準 (1) / (2)	燃料プールの監視	燃料プールの監視	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール水位・温度 (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	1	1			
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	1	1			燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価			
		分類	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	直後	負荷切り離し後	計器数	計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後									
事故時操作要領書(徴収ベース) 「燃料プールの制御」 AM(総機別機体要領書) I/F Cによる燃料プールの除熱)	判断基準 (2/2)	電源	C-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	燃料プール水位 (SA)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の凍結状況及び境界の防止状況を確認することができる、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			D-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	燃料プールの燃料線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	1	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	燃料プールの水位・温度 (SA)	1	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	2	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	燃料プールの燃料線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	1	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			移動式代替熱交換設備淡水ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認			③	移動式代替熱交換設備の運転状態を確認するパラメータ							
			燃料プール水位低警報	1	1	1	①	—	燃料プールの水位 (SA)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、燃料線の凍結状況及び境界の防止状況を確認することができる、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール温度高警報	1	1	1	①	—	燃料プールの温度 (SA)	1	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プールの監視												
			燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	①	—	燃料プールの監視カメラ (SA)	1	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
操作			スキヤワー・ジャンク水位	1	0	0	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	燃料プールの水位 (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プールの冷却ポンプ出口流量	1	0	0	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	燃料プールの燃料線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	1	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	①	—	燃料プールの監視カメラ (SA)	1	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

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

対応手段	項目	分類	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	パラメータ 分類	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			SBO			
					直後	負荷切り離し後	計器数			計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後		
															SBO影響	
1.12.2.1 著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順 (1) 大気への放射性物質の拡散抑制 a. 大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制 原子力災害対策手帳書 「放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	原子炉格納容器内の放射線量率	放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル)	2	2	1	①	—	18	0	0	エア放熱線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
				2	2	1	①	—	18	0	0	0	エア放熱線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				2	2	2	①	—	2	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	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より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	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より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	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より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	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より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	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より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	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より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	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より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	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より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	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より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	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より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	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より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	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より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	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より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

判断基準 (1 / 4)

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
原子力災害対策手順書 1)放水器による大気への放射 性物質の拡散抑制	原子炉圧力容器 内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	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	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
								代替注水流量 (常設)	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量 (広帯域)	2	2	2		
								原子炉降圧時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱代除去系原子炉注水流量	1	1	1		
								原子炉圧力	2	2	1		
								原子炉圧力 (S.A)	1	1	1		
								サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2		
								サブプレッション・プール水 位 (S.A)	1	1	1		
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1										
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1										
原子炉水位 (S.A)	1	1	1										
低圧原子炉代替注水流量	1	1	1										
原子炉圧力容器 への注水流量	1	1	1	①	-	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S.A) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
代替注水流量 (常設)	1	1	1	①	-	代替注水流量 (常設)	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	分類	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				SBO				
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響						
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
原子力災害対策手順書 1)放水による大気への放射性物質の拡散抑制	燃料プールの監視	燃料プール	燃料プール水位監視報	1	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
			燃料プール水位 (S.A)	1	0	0	0	1	1	1	1	1		1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能
			燃料プール水位・温度 (S.A)	1	0	0	0	1	0	0	0	0		0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能
			燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能
			燃料プール水位・温度 (S.A)	1	0	0	0	1	0	0	0	0		0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能
			燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	0	1	0	0	0	0		0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能
			燃料プール監視カメラ (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能
			燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	0	1	0	0	0	0		0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能
			燃料プール監視カメラ (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能
			燃料プール監視カメラ (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	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	抽出パラメータ 分類理由	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		
原子力災害対策手順書 1)放水器による大気への放射 性物質の拡散抑制	原子炉格納容 器への注水量	原子炉格納容 器への注水量	代噴注水流速 (管設)	1	1	1	①	—	低圧原子炉代噴注水槽水位	1	1	1	水源である低圧原子炉代噴注水槽水位の水位変化より 代噴監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
				2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代噴監視可能	
				3	3	3	①	—	ドライウエル水位	3	3	3	注水先のドライウエル水位、サブプレッジョン・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代噴 監視可能	
				4	4	4	①	—	ベデスタル水位	4	4	4	注水先のドライウエル水位、サブプレッジョン・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代噴 監視可能	
				2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代噴監視可能	
				2	2	2	①	—	サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代噴監視可能	
				3	3	3	①	—	ドライウエル水位	3	3	3	注水先のドライウエル水位、サブプレッジョン・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代噴 監視可能	
				1	1	1	①	—	サブプレッジョン・プール水 位 (SA)	1	1	1	注水先のドライウエル水位、サブプレッジョン・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代噴 監視可能	
				4	4	4	①	—	ベデスタル水位	4	4	4	注水先のドライウエル水位、サブプレッジョン・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代噴 監視可能	
				3	3	3	①	—	ベデスタル水位	3	3	3	注水先のドライウエル水位、サブプレッジョン・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代噴 監視可能	
操作 (1 / 2)	原子炉格納容 器内の圧力	原子炉格納容 器内の圧力	ベデスタル代噴注水流速 ベデスタル代噴注水流速 (狭帯域用)	2	2	2	①	—	ドライウエル水位	3	3	3	注水先のドライウエル水位、サブプレッジョン・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代噴 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
				2	2	2	①	—	ベデスタル水位	4	4	4	注水先のドライウエル水位、サブプレッジョン・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代噴 監視可能	
				2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代噴監視可能	
				2	2	2	①	—	サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代噴監視可能	
				2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	
				2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	
				2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代噴監視可能	
				2	2	2	①	—	サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッジョン・チェン バ圧力 (SA) により代噴監視可能	
				2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	
				2	2	2	①	—	サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	
原子炉建体内 の水素濃度	原子炉建体内 の水素濃度	原子炉建体内 の水素濃度	静的触媒式水素処理装置入 口温度 静的触媒式水素処理装置出 口温度	2	2	2	①	—	静的触媒式水素処理装置入口温度及び動的触媒式水素 処理装置出口温度の温度差により原子炉建体内水素濃度 の代噴監視可能	2	2	2	静的触媒式水素処理装置入口温度及び動的触媒式水素 処理装置出口温度の温度差により原子炉建体内水素濃度 の代噴監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
				2	2	2	①	—	静的触媒式水素処理装置入口温度及び動的触媒式水素 処理装置出口温度の温度差により原子炉建体内水素濃度 の代噴監視可能	2	2	2	静的触媒式水素処理装置入口温度及び動的触媒式水素 処理装置出口温度の温度差により原子炉建体内水素濃度 の代噴監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

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

対応手段	項目	分類	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				SBO				
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響						
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
原子力災害対策手順書 1)放水による大気への放射性物質の拡散抑制	燃料プールの監視	燃料プールの監視	燃料プール水位監視カメラ	1	1	1	1	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃縮状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			燃料プール水位 (S.A)	1	0	0	0	1	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃縮状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃縮状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃縮状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール水位・温度 (S.A)	1	0	0	0	1	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃縮状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール水位・温度 (S.A)	1	0	0	0	1	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃縮状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃縮状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃縮状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃縮状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃縮状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		屋外の放射線量	モニタリング・ポスト	「緊急時対策本部」に確認	③	屋外の放射線量を確認するパラメータ									

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 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

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	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			SBO		
					直後	負荷切り離し後	計器数	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	
													SBO影響
1.12.2.1 著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内燃料体系等の著しい損傷時の手順 (1) 大気への放射性物質の拡散抑制 b. ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込み 原子力災害対策手順書 「放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	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 (トワイエル)	2	2	1	①	—	18	0	0	エア放熱線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
			2	2	1	①	—	18	0	0	エア放熱線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	2	2	2	1	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し、飽和温度/圧力の間係から原子炉圧力より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	—	1	—	1	1	1	原子炉圧力 (S/A)	
			2	2	2	①	—	2	—	2	2	1	原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域)
			1	1	1	—	1	—	1	1	1	1	原子炉水位 (S/A)
			2	2	2	①	—	2	—	2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度
			1	1	1	—	1	—	1	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
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	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代替監視可能
			1	1	1	—	1	—	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量
			1	1	1	—	1	—	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)
			2	2	2	①	—	2	—	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)
			1	1	1	—	1	—	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
			1	1	1	—	1	—	1	1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出口流量
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	残留熱除去ポンプ出口流量
			1	1	1	—	1	—	1	1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出口流量
			1	1	1	—	1	—	1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量
			2	2	2	①	—	2	—	2	2	2	原子炉圧力
1			1	1	—	1	—	1	1	1	1	原子炉圧力 (S/A)	
2			2	2	①	—	2	—	2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S/A)	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										SBO	
		分類	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	抽出パラメータを計測する計器		計器故障等		
					直後	負荷切り離し後			計器数	直後			負荷切り離し後
原子力災害対策手順書 1)放水盤による大気への放射 性物質の拡散抑制	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	1	2	1			
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1		
			低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用))	2	2	2	2	2	2	2	2		
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	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隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	0		
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0	0		
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	0		
			残留熱代解除系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1		
			サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2	2		
			サブプレッジョン・プール水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1		水源であるサブプレッジョン・プール水位 (S.A) の水位変化より代替監視可能
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2	2	2	2		2
原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2	2				
原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	隔離熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
低圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1				
原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認			
原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2	2				
原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	隔離熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

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

対応手段	項目	分類	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				SBO	
			計器数	計器名称	補助パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	SBO影響		計器故障等			
							直後	負荷切り離し後				
原子力災害対策手順書 1)放水による大気への放射 性物質の拡散抑制	燃料プールの 監視	燃料プール水位監視報	1	燃料プール水位・温度 (S A)	—	—	1	1	1	—	—	—
		燃料プール水位 (S.A)	1	燃料プール水位監視カメラ (S A)	①	—	0	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		燃料プール水位・温度 (S A)	1	燃料プール水位 (S.A)	①	—	1	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	燃料プール水位・温度 (S A)	①	—	1	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	燃料プール水位 (S.A)	①	—	0	0	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	燃料プール水位・温度 (S A)	①	—	1	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	燃料プール水位 (S.A)	①	—	1	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	燃料プール水位・温度 (S A)	①	—	1	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	燃料プール水位 (S.A)	①	—	1	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	燃料プール水位・温度 (S A)	①	—	1	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

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

対応手段	項目	分類	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	パラメータ 分類	計器故障等	SBO				
					SBO影響										
					直後	負荷切り離し後	直後								
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内燃料体系等の著しい損傷時の手順 (2) 海津への放射性物質の拡散抑制 a. 放射性物質吸着材による海津への放射性物質の拡散抑制	原子力災害対策手順書 「放射性物質吸着材による海津への放射性物質の拡散抑制」	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(ドライウェル) 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	18	0	0	エア放熱線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認			
				2	2	1	①	—	18	0	0	0	エア放熱線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器内の温度 監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器内の温度 監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器内の温度 監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器内の温度 監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器内の温度 監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器内の温度 監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器内の温度 監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器内の温度 監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器内の温度 監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器内の温度 監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器内の温度 監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器内の温度 監視事項は主要パラメータにて確認

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										SBO	
		分類	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	抽出パラメータを計測する計器		計器故障等		
					直後	負荷切り離し後			計器数	直後			
原子力災害対策手順書 「放射性物質拡散源材による 隣国への放射性物質の拡散 抑制」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	①	—	2 2	1 1	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	—	—	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
			代替注水流量 (常設)	1	1	—	—	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
			低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2 2	2 2	—	—	2 2	2 2	2 2	2 2		監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉降圧時冷却ポンプ出口流量	1	1	—	—	1	1	1	1		監視事項は主要パラメータにて確認
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	①	—	1	0	0	0		監視事項は主要パラメータにて確認
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	—	—	0	0	0	0		監視事項は主要パラメータにて確認
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	—	—	0	0	0	0		監視事項は主要パラメータにて確認
			残留熱代除去系原子炉注水流量	1	1	—	—	1	1	1	1		監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力	2	2	—	—	2	2	2	2		監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	—	—	1	1	1	1		監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	—	—	2	2	2	2		監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・プール水 位 (S.A)	1	1	—	—	1	1	1	1		監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	①	—	2 2	2 2	2 2	2 2		監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位 (S.A)	1	1	—	—	1	1	1	1		監視事項は主要パラメータにて確認
低圧原子炉代替注水流量	1	1	—	—	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認				
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	①	—	2 2	2 2	2 2	2 2	監視事項は主要パラメータにて確認				
原子炉水位 (S.A)	1	1	—	—	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

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

対応手段	項目	分類	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		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						
原子力災害対策手順書「放射性物質拡散材料による機器への放射性物質の拡散抑制」	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	低圧原子炉代替注水流速	2	2	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
			低圧原子炉代替注水流速 (狭帯域用)	2	2	原子炉水位 (S.A)	1	1								
			R P V / P C V 注水流速	1	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ							
			残留熱代替除去ポンプ出口流量	1	1	1	1	③	残留熱代替除去系の運転状態を確認するパラメータ							
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	①	—					崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			制御棒駆動水圧系系統流量	1	0	0	0	③	制御棒駆動水圧系の動作状態を確認するパラメータ							
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	①	—						崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			低圧停心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	①	—						崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			高圧停心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	①	—						崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

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

対応手段	項目	分類	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				SBO	
			計器数	計器名称	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	SBO影響		計器故障等			
							直後	負荷切り離し後				
原子力災害対策手順書「放射性物質拡散材料による避難への放射性物質の拡散抑制」	燃料プールの監視	燃料プール水位・温度 (S/A)	1	燃料プール水位監視カメラ (S/A)	①	—	1	燃料プール水位 (S/A)	0	—	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を監視することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			1	燃料プール水位・温度 (S/A)	①	—	1	燃料プール水位・温度 (S/A)	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を監視することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			1	燃料プール水位・温度 (S/A)	①	—	1	燃料プール水位・温度 (S/A)	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を監視することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			1	燃料プール水位・温度 (S/A)	①	—	1	燃料プール水位・温度 (S/A)	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を監視することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			1	燃料プール水位・温度 (S/A)	①	—	1	燃料プール水位・温度 (S/A)	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を監視することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			1	燃料プール水位・温度 (S/A)	①	—	1	燃料プール水位・温度 (S/A)	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を監視することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			1	燃料プール水位・温度 (S/A)	①	—	1	燃料プール水位・温度 (S/A)	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を監視することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			1	燃料プール水位・温度 (S/A)	①	—	1	燃料プール水位・温度 (S/A)	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を監視することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			1	燃料プール水位・温度 (S/A)	①	—	1	燃料プール水位・温度 (S/A)	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を監視することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			1	燃料プール水位・温度 (S/A)	①	—	1	燃料プール水位・温度 (S/A)	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を監視することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
1	燃料プール水位・温度 (S/A)	①	—	1	燃料プール水位・温度 (S/A)	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を監視することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
操作												

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

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

対応手段	項目	分類	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				SBO						
			計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後							
												SBO影響					
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制 b. シルトフェーンによる海洋への放射性物質の拡散抑制	原子力災害対策手帳書 「シルトフェーンによる海洋への放射性物質の拡散抑制」	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 (ドライウェル)	2	2	1	①	—	—	18	0	0	エア放熱線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
			格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	—	18	0	0	エア放熱線モニタの上昇より代替監視可能				
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力	2	2	2	①	—	—	2	2	1		1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	
				原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	2	2	1		1	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代替監視可能	
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	①	—	—	2	2	1		1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	①	—	—	2	2	1		1	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代替監視可能	
			原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1		
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1		
				低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	①	—	—	2	2	2		2		
低圧原子炉代替注水流量 (軟帯域用)	2	2		2	①	—	—	2	2	2	2						
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		1	1	1	1	1	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均線熱除去に必要な水量より代替監視可能					
原子炉圧力容器内の水位	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	2	2	2	①	—	—	2	2	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認				
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	2	2	2	①	—	—	2	2	1	0	0					
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	①	—	—	3	3	0	0	0					
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0	0					
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1					
	原子炉圧力	2	2	2	①	—	—	2	2	1	1	1					
	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1					
	サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	①	—	—	2	2	2	2	2					

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

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

対応手段	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
														パラメータ 分類	SBO影響
原子力災害対策手順書 [インシデントフェーズによる海 注への放射性物質の拡散抑 制]	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	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、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1				
								高圧原子炉代替注水流量	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換 熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								代替注水流量 (常設)	1	1	1				
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2				
								低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2				
								原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1				
								高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0				
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0				
								低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0				
								残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1				
								原子炉圧力	2	2	1				原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッショ ン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容 器の水を推定可能
								原子炉圧力 (S.A)	1	1	1				
サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2												
サブプレッジョン・プール水 位 (S.A)	1	1	1	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (S.A) の水 位変化より代替監視可能											
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1												
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1												
原子炉水位 (S.A)	1	1	1		崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能										
低圧原子炉代替注水流量	1	1	1												
低圧原子炉代替注水流量	1	1	1			水源である低圧原子炉代替注水流量の水位変化より 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												
原子炉水位 (S.A)	1	1	1				崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能								

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

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

対応手段	項目	分類	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						SBO
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等				
					直後	負荷切り離した後			直後	負荷切り離した後					
原子力災害対策手順書 [シフトフェーズによる海 津への放射性物質の拡散抑 制]	原子炉圧力容 器への注水量	原子炉圧力容 器への注水量	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働専用)	2 2	2 2	① ①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	計器故障等	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
								原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1			
		R P V / P C V 注入流量	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	
			残留熱代替除去ポンプ出口 流量	1	1	1	③								吸排熱代替除去系の運転状 態を確認するパラメータ
		原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・プール水 位 (S.A)	1	1	1	1	水源であるサブプレッショ ン・プール水位 (S.A) の水 位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能	
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	-	サブプレッション・プール水 位 (S.A)	1	1	1	1	水源であるサブプレッショ ン・プール水位 (S.A) の水 位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能		
		低圧停心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	①	-	サブプレッション・プール水 位 (S.A)	1	1	1	1	水源であるサブプレッショ ン・プール水位 (S.A) の水 位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能		
		高圧停心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	①	-	サブプレッション・プール水 位 (S.A)	1	1	1	1	水源であるサブプレッショ ン・プール水位 (S.A) の水 位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能		
		原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	水源であるサブプレッショ ン・プール水位 (S.A) の水 位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能		
原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	水源であるサブプレッショ ン・プール水位 (S.A) の水 位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認			
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

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

対応手段	項目	抽出パラメータを非測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	直後	SBO影響	計器故障等	SBO	
															負荷切り離し後
原子力災害対策手順書 [シフトフェーズによる海 津への放射性物質の拡散抑 制]	燃料プールの 監視	燃料プールの 監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	1	—	燃料プール水位 (SA)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			燃料プール水位 (SA)	1	0	0	0	①	—	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	①	—	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	①	—	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	①	—	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	①	—	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	①	—	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	①	—	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	①	—	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
原子力災害対策手順書 [軽微燃料火災時等にお ける初動対応]	操作	燃料プールの 監視	燃料プール監視カメラ (SA)	1	1	1	1	—	燃料プール監視カメラ (SA)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	1	1	1	①	—	燃料プール監視カメラ (SA)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
原子力災害対策手順書 [軽微燃料火災時等にお ける初動対応]	操作	燃料プールの 監視	燃料プール監視カメラ (SA)	1	1	1	1	—	燃料プール監視カメラ (SA)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	1	1	1	①	—	燃料プール監視カメラ (SA)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
原子力災害対策手順書 [放水による消火活動]	操作	燃料プールの 監視	燃料プール監視カメラ (SA)	1	1	1	1	—	燃料プール監視カメラ (SA)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	1	1	1	①	—	燃料プール監視カメラ (SA)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃 料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

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

対応手段 事故時操作要領書（撤炭 ペーセス） 「水位確保」等	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後			
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器故障等
	操 作 (1 / 3)	原子炉圧力容 器内の水位	[原子炉水位 (燃料域)] 原子炉水位 (圧帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	0	1	1	1	1	直後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	監視事項は主要パラメータにて確認		
				2	2	1	1	1	1	1			1	
				2	2	1	1	1	1	1			1	1
				2	2	1	1	1	1	1			1	1
				2	2	1	1	1	1	1			1	1
				2	2	1	1	1	1	1			1	1
				2	2	1	1	1	1	1			1	1
				2	2	1	1	1	1	1			1	1
				2	2	1	1	1	1	1			1	1
				2	2	1	1	1	1	1			1	1
				2	2	1	1	1	1	1			1	1
				2	2	1	1	1	1	1			1	1

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

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

対応手段 事故時操作要領書(徴収ベース) 「水位確保」等	項目	排出パラメータを計測する計器				排出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
														パラメータ 分類
操作 ② / ③	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	2	2	2	2	1		
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1		
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	1		
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2	2	2		
			低圧原子炉代替注水流量 (終帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		
			原子炉閉鎖時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1		
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	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均等に除去に必要な水量より代替監視可能
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3	3	3	3	0	0		
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	0	0		
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1		
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2		
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2					

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

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

対応手段 事故時操作要領書(徴収 ペーパー) 「水位確保」等	項目	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				SBO						
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後					
												補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類			
操作 (3 / 3)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	—	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
			原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2	—	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	1	1	—	原子炉圧力	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2		2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位 (S A)	1	1	1		1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
			原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	1	—	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	—	原子炉圧力	2	2	2	2		2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1	—	原子炉圧力	2	2	2	2		2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
機械監視機能	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S A) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力	1	1	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	2	2	2	2	相対熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
		原子炉隔離時冷却系タービン回転速度	3	0	0	0	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	2	2	2	2	相対熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
		復水貯蔵タンク水位	1	0	0	0	③	復水貯蔵タンクの運転状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	相対熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後 負荷切り離し後	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		直後 負荷切り離し後			
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (2) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順 b、原子炉冷却材圧力パワントラリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 (b) 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 事故時操作要領書（確保 「水位確保」等	電源 HPCS-スタックラ母線電 圧 原子炉圧力容 器内の水位 別 冊 基 準 (1 / 2)	3 2 2 2	3 2 2 2	1	1	③	非常用スタックラの過電状態 を確認するパラメータ	原子炉水位 (S.A)	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		
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
								代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量 (換装後用)	2	2	2	2		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1		
								高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0		
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
								低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0		
								残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1		
								原子炉圧力	2	2	2	2	1	
								原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・ チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能
								サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

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

対応手段 事故時操作要領書（徴収ベース） 「水位確保」等	項目	排出パラメータを計測する計器				排出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	
												補助パラメータ 分類理由
判断基準 種別 (2 / 3)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	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	SBO
				1	1	1	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排熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
				1	1	1	1	1	1			
				1	1	1	1	1	1			
				2	2	2	2	2	2			
				2	2	2	2	2	2			
				1	1	1	1	1	1			
				1	0	0	0	0	0			
				3	0	0	0	0	0			
				1	0	0	0	0	0			
				1	1	1	1	1	1			
				2	2	2	2	2	2			
1	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能						
2	2	2	2	2	2							
1	1	1	1	1	1							
2	2	2	2	2	2							
1	1	1	1	1	1							
2	2	2	2	2	2							
1	1	1	1	1	1							
2	2	2	2	2	2							
1	1	1	1	1	1							
2	2	2	2	2	2							
1	1	1	1	1	1		復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ					
1	1	1	1	1	1							
1	1	1	1	1	1							
1	1	1	1	1	1							
1	1	1	1	1	1							
1	1	1	1	1	1							
1	1	1	1	1	1							
1	1	1	1	1	1							
1	1	1	1	1	1							
1	1	1	1	1	1							
1	1	1	1	1	1							
1	1	1	1	1	1							

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

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

対応手段 事故時操作要領書（撤炭 ペーセス） 「水位確保」等	項目	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	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後
操作 (1 / 3)	原子炉圧力容 器内の水位	[原子炉水位 (燃料域)] 原子炉水位 (圧帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	0	原子炉水位 (S.A)	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 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と伸線熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	2	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
			2	2	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1		
			2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (突帯域用)	2	2	2		
			2	2	2	低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
			2	2	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
			3	3	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
			2	2	1	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
			2	2	1	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
			2	2	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
			2	2	2	原子炉圧力	2	2	1		
			2	2	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1		
2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2					

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

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

対応手段 事故時操作要領書(徴収ベース) 「水位確保」等	項目	排出パラメータを計測する計器				排出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	
												補助パラメータ 分類理由
操作 ② / ③	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位 (S.A)	1	1	1	1	原子炉水位 (広帯域)	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	SBO
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (終帯域用)	2	2	2		
							原子炉閉鎖時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉圧力 (S.A)	1	1	1		
							サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段 事故時操作要領書 (撤収 ペーセス) 「水位確保」等	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO			
													補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	
	操作 (3 / 3)	原子炉圧力容器 内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	-	①	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
									原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		
									原子炉圧力	2	2	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	-	①	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		
									サプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位 (S A) の水位変化より代替監視可能	
									原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		
									原子炉圧力	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	-	③	復水貯蔵タンク水位	1	1	0	0	復水貯蔵タンクの水	-
									高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0	復水貯蔵タンクの水	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器数	計器名称	計器数		直後	計器故障等		
													負荷切り離し後	負荷切り離し後
1.13.2.1. 水源を利用した対応手順 (6) 輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした対応手順 a. 輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした大量送水車による送水 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」	判断基準 水源の確保	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能			
				原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能
					原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
				操作	水源の確保	輪谷貯水槽 (西1)	輪谷貯水槽 (西1)	1	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水ポンプの出口圧力が確保されていることを監視可能
							輪谷貯水槽 (西2)	2	0	0	0	0	0	低圧原子炉代替注水ポンプを水源とする低圧原子炉代替注水ポンプの出口圧力が確保されていることを監視可能
				操作	水源の確保	輪谷貯水槽 (西1)	輪谷貯水槽 (西1)	1	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水ポンプを水源とする低圧原子炉代替注水ポンプの出口圧力が確保されていることを監視可能
							輪谷貯水槽 (西2)	1	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水ポンプを水源とする低圧原子炉代替注水ポンプの出口圧力が確保されていることを監視可能
							輪谷貯水槽 (西1)	1	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水ポンプを水源とする低圧原子炉代替注水ポンプの出口圧力が確保されていることを監視可能
							輪谷貯水槽 (西2)	1	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水ポンプを水源とする低圧原子炉代替注水ポンプの出口圧力が確保されていることを監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

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

対応手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器数	直後	SBO影響			
											補助パラメータ 分類理由	計器名称
原子力災害対策手順書 「大圏送水車を使用した送 水/補給」	1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (7) 海を水源とした対応手順 a. 海を水源とした大圏送水車及び大圏送水車(2台)による送水	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	①	-	代替注水流量 (常設)	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転 している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視 可能 注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注 水槽水位の代替監視可能 監視事項は主要ハラ メータにて確認
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	
								原子炉水位 (S.A)	1	1	1	
								ホプレッション・プール水 位 (S.A)	1	1	1	
操 作	水源の確保	海を利用	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確 認するパラメータ	0	0	0	低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注 水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位 が確保されていることを監視可能		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

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

対応手段	項目	挿入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				SBO
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器数	直後	計器故障等	
1.13.2.2 水源へ水を供給するための対応手順 (1) 低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための対応手順 原子力災害対策手順書 「大規模送水車を使用した送水/補給」	判 断 基 礎	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
				1	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能	
				1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能	
				2	0	0	0	0	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	
				③	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—		
				③	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—		
				③	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—		
				③	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—		
				③	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

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

対応手段	項目	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					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後				
												計器故障等	SBO		
原子力災害対策手順書 「大規模送水車を使用した送水」補綴	操作	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	補助パラメータ 分類理由	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	計器故障等	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水前注水水位の代替監視可能	SBO		
							①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									原子炉水位 (SA)	1	1	1			
							③	「緊急時対策本部」に確認	輪谷貯水槽 (西1)	サブプレッジョン・プール水位 (SA)	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能	
										低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0		
										代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
							③	「緊急時対策本部」に確認	輪谷貯水槽 (西2)	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
										海を利用	—	—	—		
										海を利用	—	—	—		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

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

対応手段	項目	分類	計器名称	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			SBO
				計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	計器名称	計器故障等	
1.13.2.2 水源への水を供給するための対応手順 (2) 輪谷貯水槽 (西 1) 又は輪谷貯水槽 (西 2) へ水を供給するための対応手順 [「大集送水車を使用した送水/補給」]	判断基準	水源の確保	輪谷貯水槽 (西 1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			輪谷貯水槽 (西 2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			輪谷貯水槽 (東 1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			輪谷貯水槽 (東 2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			輪谷貯水槽 (西 1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	
	操作	水源の確保	輪谷貯水槽 (西 2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			輪谷貯水槽 (東 1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			輪谷貯水槽 (東 2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			輪谷貯水槽 (西 1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			輪谷貯水槽 (西 2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	
判断基準	水源の確保	輪谷貯水槽 (西 1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
		輪谷貯水槽 (西 2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
	操作	輪谷貯水槽 (西 1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
		輪谷貯水槽 (西 2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

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

対応手段	項目	分類	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		計器名称	計器数	SBO影響		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後	
1.13.2.2 水源を切り替えるための対応手順 (3) 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手順 原子力災害対策手順書 「大規模送水車を使用した送水/補給」	水源の確保	判 断 基 礎	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	計器故障等	SBO
			輪谷貯水槽 (西 1)			「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ	—		
			輪谷貯水槽 (西 2)			「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ	—		
			ろ過水タンク水位	1	1	1	③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ	—		
			1号ろ過水タンク水位			「緊急時対策本部」に確認	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—		
			非常用ろ過水タンク水位			「緊急時対策本部」に確認	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—		
			純水タンク水位	2	0	0	③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ	—		
			復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—		
			輪谷貯水槽 (西 1)			「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ	—		
			輪谷貯水槽 (西 2)			「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ	—		
			ろ過水タンク水位	1	1	1	③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ	—		
			1号ろ過水タンク水位			「緊急時対策本部」に確認	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—		
			非常用ろ過水タンク水位			「緊急時対策本部」に確認	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—		
			純水タンク水位	2	0	0	③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ	—		
操作	水源の確保	操 作	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	計器故障等	SBO
			輪谷貯水槽 (西 1)			「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ	—		
			輪谷貯水槽 (西 2)			「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ	—		
			ろ過水タンク水位	1	1	1	③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ	—		
			1号ろ過水タンク水位			「緊急時対策本部」に確認	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—		
			非常用ろ過水タンク水位			「緊急時対策本部」に確認	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—		
			純水タンク水位	2	0	0	③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ	—		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	計器名称	SBO影響			補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響			計器故障等	SBO	
				計器数	直後	負荷切り離し後			計器数	直後	負荷切り離し後			
原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補 給」	基幹 判断	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ	1	0	0	-	-	-
			復水貯蔵タンク水位	1	0	0								
	操作	水源の確保	海を利用				③	代替淡水源の確保状態を確 認するパラメータ				-	-	-

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

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

対応手段	項目	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				SBO					
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器数	直後	SBO影響						
											負荷切り離し後	負荷切り離し後			
1.13.3. 水源を切り替えるための対応手順 (廃除ベース) 「水位確保」等	基判 理由	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	サプレッション・チェンバ	2	2	2	サプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	①	—	温度 (SA)	2	2	2	—		
	操 作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (軟帯域用)、格納容器内代替注水流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (軟帯域用)のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										低圧原子炉代替注水流量 (軟帯域用)	2	2	2	—	
										格納容器内代替注水流量	2	2	2	—	
										ベデスタル代替注水流量 (軟帯域用)	2	2	2	—	
										ベデスタル代替注水流量	2	2	2	—	
										低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	—	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

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

対応手段	項目	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				SBO							
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器数	直後	SBO影響								
											負荷切り離し後	負荷切り離し後					
1.13.3. 水源を切り替えるための対応手順 (廃除ベース) 「水位確保」等	基判 理由	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	サプレッション・チェンバ	2	2	2	サプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	①	—	温度 (SA)	2	2	2	—				
	操作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位 (SA)	代替注水流量 (常設)	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (稼働時)、格納容器内代替注水流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (稼働時)のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
					低圧原子炉代替注水流量 (稼働時)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		
					格納容器内代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		
					ベデスタル代替注水流量 (稼働時)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		
			原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位 (SA)	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	—	—
					—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
					—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
					—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器数	直後	SBO影響	
原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」 「艦水を利用した水源の補給」	判断基準	水源の確保	輪谷貯水槽(西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確保するパラメータ	—	—	—	
			輪谷貯水槽(西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確保するパラメータ	—	—	—	
	操作	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	①	代替注水流量(常設)	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能
			海を利用	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確保するパラメータ	—	—	—	—

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後
1.13.2.3. 水源を切り替えるための対応手順 「大量送水車を使用した送水/補給」 「海水を利用した水源の補給」	1.13.2.3. 水源を切り替えるための対応手順 (2) 送水から海水への切替え b. 輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした大量送水車による送水中の場合	水源の確保	輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	計器故障等	—	—	
			輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			輪谷貯水槽 (東1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			輪谷貯水槽 (東2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			海を利用	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			海を利用	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			海を利用	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			海を利用	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
1.13.2.3. 水源を切り替えるための対応手順 「大量送水車を使用した送水/補給」 「海水を利用した水源の補給」	1.13.2.3. 水源を切り替えるための対応手順 (2) 送水から海水への切替え c. 復水貯蔵タンクを水源とした送水中の場合	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	③	復水貯蔵ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			海を利用	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			海を利用	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			海を利用	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			海を利用	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			海を利用	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			海を利用	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
			海を利用	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等 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

対応手段	項目	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	
		分類	計器名称	計器数 0内はPM	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数 0内はPM	直後		負荷切り離し後
1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電 a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電 事故時操作要領書（確保） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 C/TGによる非常用母線受電 原動力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電源確保」	電源 判断基準		220kV 第2原子力幹線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	
			220kV 第2原子力幹線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	
			66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	
			HPC S-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	
			ガスタービン発電機電圧	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	—	—	
			ガスタービン発電機電流	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	—	—	
			ガスタービン発電機電力	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	—	—	
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	
電源 操作			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	
			C-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	—	—	
			D-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	—	—	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響		計器数 0内はPAM	計器名称	SBO影響		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後	
1.14.2.1. 代替電源（交流）による対応手順 (1) 代替交流電源設備による発電 b. 号時間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電 事故時操作要領書（確保） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 号時間融通による非常用 電源受電	電源 電源	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	計器故障等	SBO
		220kV 第2原子力幹線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—		
		66kV 鹿島送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—		
		C-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—		
		D-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—		
		C-メタタカラ母線電圧（他号炉）			「緊急時対策本部」に確認	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—		
		D-メタタカラ母線電圧（他号炉）			「緊急時対策本部」に確認	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—		
		HPCS-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—		
		C-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—		
		D-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—		
		ダイーゼル発電機電圧（他号炉）			「緊急時対策本部」に確認	③	非常用ダイーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	—	—		
		ダイーゼル発電機電力（他号炉）			「緊急時対策本部」に確認	③	非常用ダイーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	—	—		
ダイーゼル発電機周波数（他号炉）			「緊急時対策本部」に確認	③	非常用ダイーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	—	—				

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等 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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響		計器数 0内はPAM	計器名称	SBO影響					
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電 c. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電 事故時操作要領書（確保） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 高圧発電機車による非常 用電力喪失事故時対応要領書 「高圧発電機車による緊急 用メタタクラ母線ブランチ からの電源確保」 「タンクローリから各機器 等への給油」	電源 判 断 基 準	220kV 第2原子力幹 線1L送電電圧 220kV 第2原子力幹 線2L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタタクラ母線電圧 D-メタタクラ母線電圧 HPCS-メタタクラ母線電 圧 高圧発電機車電圧 高圧発電機車周波数	1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 「緊急時対策本部」に確認 「緊急時対策本部」に確認	③ ③ ③ ③ ③ ③ ③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ 外部電源の受電状態を確認 するパラメータ 外部電源の受電状態を確認 するパラメータ 非常用メタタクラの受電状態 を確認するパラメータ 非常用メタタクラの受電状態 を確認するパラメータ 非常用メタタクラの受電状態 を確認するパラメータ 代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ 代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	計器故障等	SBO						
									電源 操 作	緊急用メタタクラ電圧 C-メタタクラ母線電圧 D-メタタクラ母線電圧 C-ローセントラ母線電圧 D-ローセントラ母線電圧	1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1	③ ③ ③ ③ ③	非常用メタタクラの受電状態 を確認するパラメータ 非常用メタタクラの受電状態 を確認するパラメータ 非常用メタタクラの受電状態 を確認するパラメータ 非常用メタタクラの受電 状態を確認するパラメータ 非常用ローセントラの受電 状態を確認するパラメータ

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等 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

項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価		
			計器数 0内はPAM	SBO影響		計器数 0内はPAM			直後	SBO影響				
				直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（抜粋） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 「AM監視特別機車運轉書」 「高圧発電機車による非常用母線受電」 「原子力災害対策手順書」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したM/C系又はM/C系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	電源	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ				計器故障等	SBO		
		220kV 第2原子力幹線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ							
		66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ							
		C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ							
		D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ							
		HPCS-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ							
		高圧発電機車電圧				③	「緊急時対策本部」に確認	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ						
		高圧発電機車周波数				③	「緊急時対策本部」に確認	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ						
		C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ							
		D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ							
操作	電源	C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ							
		D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ							

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	計器名称	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	
				計器数 0内はPAM	直後	負荷切り離し後	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 0内はPAM	SBO影響		
											直後		負荷切り離し後
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 a. 所内常設蓄電池式直流電源設備及び省設代替直流電源設備による給電 （電源復旧）	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—	計器故障等	SBO		
			220kV 第2原子力幹線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—				
			66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—				
			D-メータクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メータクラの受電状態を確認するパラメータ	—				
			B-115V系直流母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—				
			B-115V系直流母線電圧 (SA)	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—				
			SA対策設備用分電盤(2)母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—				
			220kV 第2原子力幹線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—				
			220kV 第2原子力幹線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—				
			66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—				
事故時操作要領書（確保） （電源復旧） AM設備別操作要領書 （B-115V系蓄電池（S 送電））	判断基準	電源	D-メータクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メータクラの受電状態を確認するパラメータ	—				
			B-115V系蓄電池の放電時間	1	1	1	③	非常用メータクラの受電状態を確認するパラメータ	—				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響		計器名称	計器数 0内はPAM	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			
事故時操作要領書(備忘録) 「電源確保」 A) 事故時の熱源確保 A) によるB-115V系電源(S 受電)。	電源	B-1-115V系警電流(S A)電圧	③	1	1	補助パラメータ 分類理由 直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	原子炉水位 (S.A)	1	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	監視事項は主要パラ メータにて確認
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉代替注水流量 (低帯域用))	2 2	2 2	2 2	2 2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と均質 熱除去に必要な水量より代替監視可能	
							高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・ チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能	
	サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2								

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	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								
		分類	計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響		計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響									
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後							
事故時操作要領書（撤換 ペーページ） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「電源復旧」 AM設備別操作要領書（S A）によるB-115V系直流 整流電。	操作 (2 < 2	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	2	2	2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	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	SBO
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	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	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	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	
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	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	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	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	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	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	
				3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	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	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	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	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	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	
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	1	
事故時操作要領書（撤換 ペーページ） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	基判 遮断	電源	C-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッジョン・ チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能	SBO	
			A-115V系充電器電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		
			A-115V系直流電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

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

対応手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数 0内はPAM	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 0内はPAM		SBO影響	
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	基判 判断	電源	D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ				計器故障等	SBO
			B-115V系充電器電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					
	操作	B-115V系直流機母線電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					
		D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ					
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	基判 判断	電源	B-115V系充電器 (S A) 電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					
			B-115V系直流機 (S A) 母線電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ				
	操作	D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ					
		S A用115V系充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	基判 判断	電源	S A対策設備用分電盤 (Z) 母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ				
	操作	23 OV系充電器 (R C I C) 電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					
		23 OV系直流機 (R C I C) 母線電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	判 断 基 準	電源	C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ					
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ				
	操作	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等 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

対応手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数 0内はPAM	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 0内はPAM		SBO影響	
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (1) 代替直流電源設備による発電 b. 可搬型直流電源設備による発電 事故時操作要領書（既録） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車による緊急 用母線受電」 「充電器復旧」 「高圧発電機車による緊急 用メタカラ線路プラグ盤か らの電源確保」 「高圧発電機車による直流 電源確保時の可搬ケーブル を使用した中央制御室排風 機電源確保」 「タンクローリから各機器 等への給油」	電源	高圧発電機車 運転監視	B-115V系直流線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	計器故障等	SBO	
			B 1-115V系充電電池 (S A) 電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—
			230V系充電器 (常用) 電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—
			高圧発電機車電圧				③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	—	—	—	—	—
			高圧発電機車周波数				③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	—	—	—	—	—
			B 1-115V系充電器 (S A) 電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—
			S A用115V系充電器電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—
			230V系充電器 (常用) 電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—
			B-115V系直流線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—
			B 1-115V系充電電池 (S A) 電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—
事故時操作要領書（既録） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車による緊急 用母線受電」 「充電器復旧」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車によるメタ カラ線路電源確保」 「高圧発電機車による直流 電源確保時の可搬ケーブル を使用した中央制御室排風 機電源確保」 「タンクローリから各機器 等への給油」	電源	高圧発電機車 運転監視	高圧発電機車電圧				③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	—	—	—	—	
			高圧発電機車周波数				③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	—	—	—	—	—
			B 1-115V系充電器 (S A) 電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—
			S A用115V系充電器電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—
			230V系充電器 (常用) 電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—
			B-115V系直流線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—
			B 1-115V系充電電池 (S A) 電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—
			230V系直流線 (常用) 母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—
			高圧発電機車電圧				③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	—	—	—	—	—
			高圧発電機車周波数				③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	—	—	—	—	—
電源	操作	高圧発電機車 運転監視	B 1-115V系充電器 (S A) 電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	
			S A用115V系充電器電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	
			230V系充電器 (常用) 電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

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

対応手段	項目	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	
		分類	計器名称	計器数 0内はPAM	直後	SBO影響	計器名称	計器数 0内はPAM	直後		SBO影響
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (1) 代替直流電源設備による給電 c. 直流給電機による直流機への給電 事故時操作要領書（廠長 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 直流給電車による直流機 受電） 原子力発電所対策手順書 直流機保護保「タンクロー リ」からの給電 等への給電	電源	別 断 基 準	B-115V系直流機母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—		
			B 1-115V系直流機 (S A) 電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—		
			230V系直流機 (RC I C) 母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—		
			230V系直流機 (常用) 母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—		
	直流給電車連 転監視		直流給電車電圧	「緊急時対策本部」に確認				代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	—		
			B-115V系直流機母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—		
	電源	操 作		B-115V系直流機 (SA) 母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	
				230V系直流機 (RC I C) 母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	
				230V系直流機 (常用) 母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	
				230V系直流機 (常用) 母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (2) 非常用直流電源受電時の監視項目別電源確保 a. S A用115V系直流機によるB-115V系直流機受電 事故時操作要領書（廠長ベ ー ス） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 AM機保護保「タンクロー リ」からの給電 等への給電	電源	基 判 準 則	S A用115V系充電器蓄電 池電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—		
			S A用115V系充電器蓄電 池電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—		
	電源	操 作		B-115V系直流機母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	
				直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—			
	電源	基 判 準 則		A-115V系直流機母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	
				A-115V系充電器電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	
				A-115V系直流機母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	
				C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	
	電源	操 作		C-ローセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ローセントの受電 状態を確認するパラメータ	—	
				直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—			

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数 0内はPAM	直後	負荷切り離し後	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 0内はPAM	SBO影響		
												直後	負荷切り離し後	
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (3) 号時間連絡ケーブルを使用した直流電源確保 a. 号時間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流電源又はB-115V系直流電源 (既設ペー ス) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「号時間連絡による非常用 低圧母線受電」	電源	判 断 基 準	220kV 第2原子力幹 線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ				—		
			220kV 第2原子力幹 線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ					—	
			66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ					—	
			C-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態 を確認するパラメータ					—	
			D-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態 を確認するパラメータ					—	
			A-115V系直流盤母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ					—	
			B-115V系直流盤母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ					—	
			C-ロードセントラ母線電圧 (他号炉)				③	「緊急時対策本部」に確認						—
			D-ロードセントラ母線電圧 (他号炉)				③	「緊急時対策本部」に確認						—
			A-115V系直流盤母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ						—
			B-115V系直流盤母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ						—
			C-ロードセントラ母線電圧 (他号炉)				③	非常用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ						—
			D-ロードセントラ母線電圧 (他号炉)				③	非常用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ						—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	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 0内はPAM	SBO影響		計器数 0内はPAM	計器名称	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順 (1) 代替所内電気設備による高電 a. ガスタービン発電機又は高圧発電機によるSAロードセントラ及びSAロードセントラ受電 事故時操作要領書(取扱 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTGによる緊急用母線 受電」) 「原子力災害対応手順書 原子力発電機及び各機器の現 場起動による電源確保」	別 所 基 準	電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			ガスタービン発電機電圧	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	—	—	—	
			ガスタービン 発電機運転監 視	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	—	—	—	
			ガスタービン発電機電流	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	—	—	—	
			ガスタービン発電機電力	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	—	—	—	
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	
			SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—	
事故時操作要領書(取扱 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車による緊急 用母線受電」) 「原子力災害対応手順書 原子力発電機車による緊急 用メタクラ後継ブランチ盤か らの電源確保」 「タンクローリ」から各機器 等への給油」	判 断 基 準	高圧発電機車 運転監視	高圧発電機車電圧	「緊急時対策本部」に確認		③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	—	—	—		
			高圧発電機車周波数	「緊急時対策本部」に確認		③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	—	—	—		
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	
			SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

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

対応手段	項目	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				
		分類	計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響			計器故障等			
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後					
事故時操作要領書（撤換ベース） 「電源復旧」 AM監視監視機能喪失による緊急時対応要領書 「高圧発電機車による緊急時対応要領書」 「高圧発電機車によるメタクラ切替装置を使用した緊急時対応要領書」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準 電源	電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ								
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ								
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			高圧発電機車電圧				③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ								
			高圧発電機車周波数				③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ								
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ								
			SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機喪失時の代替電源による対応手順 (1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による給電 a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電 事故時操作要領書（撤換ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTTGによる非常用母線受電」 「GTTGによる非常用母線受電」 「GTTGによる非常用母線受電」 「GTTGによる非常用母線受電」 「GTTGによる非常用母線受電」	判断基準 電源	電源	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ					
						220kV 第2原子力幹線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ					
66kV 鹿島支線電圧	1	1				1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ								
C-メタクラ母線電圧	1	1				1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ								
D-メタクラ母線電圧	1	1				1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ								
ガスタービン発電機電圧	1	1				1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ								
ガスタービン発電機電流	1	1				1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ								
ガスタービン発電機電力	1	1				1	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ								
緊急用メタクラ電圧	1	1				1	③	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ								
C-メタクラ母線電圧	1	1				1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ								
1.15-614	判断基準 電源	電源	C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	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	
		分類	計器名称	計器数 0内はPM	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数 0内はPAM	直後		負荷切り離し後
1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機喪失時の代替電源による対応手順 (1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 b. 高圧炉心スライヤディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電 事故時操作要領書(既録) (外部電源喪失時対応手順) 「電源復旧」 AMI既設別操作要領書 HPCS DEIGによる 非常用母線受電	電源 判断基準 電源	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧 220kV 第2原子力幹線2L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	計器故障等	SBO
			1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—		
			1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—		
			1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—		
			1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—		
			1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—		
			1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—		
			1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—		
			1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—		
			1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—		
			1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—		
			1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—		
高圧炉心スライヤディーゼル発電機連転監視	操作	HPCS-ディーゼル発電機電圧 HPCS-ディーゼル発電機電力 HPCS-ディーゼル発電機機周数	1	1	③	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	1	1	—		
			1	1	③	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	1	1	—		
			1	1	③	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	1	1	—		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

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

対応手段	項目	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	
		分類	計器名称	計器数 0内はPAM	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数 0内はPAM	直後		負荷切り離し後
1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機喪失時の代替電源による対応手順 (1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 c. 号時間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電 事故時操作要領書 (庶務 ベース) 「外部電源喪失時対応手 順」 「電源復旧 AM設備防振作要領書 号時間融通による非常用 母線受電」	電源	③	220kV 第2原子力幹 線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	
			220kV 第2原子力幹 線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	
			66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	
			C-メタクラ母線電圧 (他 号炉)	「緊急時対策本部」に確認		③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—		
			D-メタクラ母線電圧 (他 号炉)	「緊急時対策本部」に確認		③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—		
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	
			ディーゼル発電機電圧 (他 号炉)	「緊急時対策本部」に確認		③	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	—	—		
操作	非常用ディー ゼル発電機運 転監視 (他号 炉)	③	ディーゼル発電機電圧 (他 号炉)	「緊急時対策本部」に確認		③	非常用ディーゼル発電機の 運転状態を確認するハラ メータ	—	—		
			ディーゼル発電機周波数 (他号炉)	「緊急時対策本部」に確認		③	非常用ディーゼル発電機の 運転状態を確認するハラ メータ	—	—		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響		計器故障等	計器数 0内はPAM	SBO影響		SBO
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後	
1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替手順 (1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 d. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電 事故時操作要領書 (既録 ベーナス) 「外部電源喪失時対応手 順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 高圧発電機車による非常 用電力発生装置手冊 原力発生装置手冊 「高圧発電機車による緊急 用メタタカラ接続プラグ断 ちの電源確保」 「タンクローリから各機器 等への給油」	電源 判 断 基 準 操作	220kV 第2原子力幹 線1L送電電圧 220kV 第2原子力幹 線2L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタタカラ母線電圧 D-メタタカラ母線電圧 高圧発電機車電圧 高圧発電機車周波数 緊急用メタタカラ電圧 C-メタタカラ母線電圧 D-メタタカラ母線電圧 C-ロートセント母線電圧 D-ロートセント母線電圧	1 1 1 1 1 1 1 「緊急時対策本部」に確認 「緊急時対策本部」に確認 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	③ ③ ③ ③ ③ ③ ③ ③ ③ ③ ③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ 外部電源の受電状態を確認 するパラメータ 外部電源の受電状態を確認 するパラメータ 非常用メタタカラの受電状態 を確認するパラメータ 非常用メタタカラの受電状態 を確認するパラメータ 代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ 代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ 緊急用メタタカラの受電状態 を確認するパラメータ 非常用メタタカラの受電状態 を確認するパラメータ 非常用メタタカラの受電状態 を確認するパラメータ 非常用ロードセンタの受電 状態を確認するパラメータ 非常用ロードセンタの受電 状態を確認するパラメータ	- - - - - - - - - - -	計器故障等	SBO		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等 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

対峙手段	項目	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		
		分類	計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後				直後		負荷切り離し後	
事故時操作要領書（復旧 ペーセス） 「外部電源喪失時対応手 順」 「電源復旧」 AM型個別機車要領書 「高圧発電機車による非常 用母線受電」 「原子力災害対策手順書」 「高圧発電機車によるメタ クラ切替盤を使用したM/C C系又はM/C D系 電源確保」 「タンクローリ」から各機器 等への給油」	判断 基準	電源	220kV 第2原子力幹 線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	計器故障等	SBO	
			220kV 第2原子力幹 線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—
			66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
			高圧発電機車電圧				③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	—	—	—	—	—
			高圧発電機車周波数				③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	—	—	—	—	—
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
			C-ロードセントタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントタの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
D-ロードセントタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントタの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—			

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等 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

対応手段	項目	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			
		分類	計器名称	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	SBO影響		計器故障等	SBO
				計器数 0内はPAM	直後			直後	負荷切り離し後		
1.14.2.5 燃料の補給手順 (1) ガスタタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給											
原子力災害対策手順書 「軽油タンク等を使用した タンクローリへの燃料積 載」	判断基準	機械監視機能	ガスタタービン発電機用軽油 タンク油面	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	
			タンクローリ油タンクレベ ル	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	
	操作	機械監視機能	ガスタタービン発電機用軽油 タンク油面	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	
			タンクローリ油タンクレベ ル	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	
原子力災害対策手順書 「軽油タンク等を使用した タンクローリへの燃料積 載」	判断基準	機械監視機能	ディーゼル燃料貯蔵タンク レベル	1	1	③	燃料の確保状態を確認する パラメータ	—	—	—	
			タンクローリ油タンクレベ ル	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	
	操作	機械監視機能	ディーゼル燃料貯蔵タンク レベル	1	1	③	燃料の確保状態を確認する パラメータ	—	—	—	
			タンクローリ油タンクレベ ル	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	
1.14.2.5 燃料の補給手順 (2) タンクローリから各機器等への給油											
原子力災害対策手順書 「タンクローリから各機器 等への給油」	判断基準	機械監視機能	タンクローリ油タンクレベ ル	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	
			各機器油タンクレベ ル	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	
	操作	機械監視機能	タンクローリ油タンクレベ ル	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	
			各機器油タンクレベ ル	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	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	
		分類	計器名称	計器数 0内はPAM	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数 0内はPAM	直後		負荷切り離し後
1.14.2.6. 重大事故対処手順(設計基準仕様)による対応手順 (1) 非常用交流電源設備による給電 事故時操作要領書(既録 「外部電源喪失時対応手 順」) 「電源復旧」	電源	判断基準	220kV 第2原子力幹 線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ	-	計器故障等	SBO
			220kV 第2原子力幹 線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ	-		
			66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ	-		
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	-		
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	-		
			HPCS-メタクラ母線電 圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	-		
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	-		
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	-		
			HPCS-メタクラ母線電 圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	-		
			ディーゼル発電機電圧	2	2	2	③	非常用ディーゼル発電機の 運転状態を確認するハラ メータ	-		
			HPCS-ディーゼル発電 機電圧	1	1	1	③	非常用ディーゼル発電機の 運転状態を確認するハラ メータ	-		
			ディーゼル発電機電力	2	2	2	③	非常用ディーゼル発電機の 運転状態を確認するハラ メータ	-		
			HPCS-ディーゼル発電 機電力	1	1	1	③	非常用ディーゼル発電機の 運転状態を確認するハラ メータ	-		
			ディーゼル発電機周波数	2	2	2	③	非常用ディーゼル発電機の 運転状態を確認するハラ メータ	-		
			HPCS-ディーゼル発電 機周波数	1	1	1	③	非常用ディーゼル発電機の 運転状態を確認するハラ メータ	-		
相線監視機能	ディーゼル燃料ポンプタンク レベル	1	1	1	③	燃料の確保状態を確認する ハラメータ	-				
	ディーゼル燃料貯蔵タンク レベル	1	1	1	③	燃料の確保状態を確認する ハラメータ	-				
	原子炉補機冷却水ポンプ出 口圧力	2	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するハラメータ	-				
RCW熱交換器出口温度	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するハラメータ	-					

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等 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, ④補助パラメータ

対応手段	項目	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	
		分類	計器名称	計器数 (0内はPAM)	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数 (0内はPAM)	直後		SBO影響 負荷切り離し後
1.14.2.6 重大事故等対処設備(設計基準電圧)による対応手順 (2) 非常用直流電源設備による給電 [電源復旧] 事故時操作要領書(既録)	電源	判断基準	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—	計器故障等	SBO
			220kV 第2原子力幹線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—		
			66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	—		
			C-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—		
			D-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—		
			HPC S-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	—		
			A-115V系直流整流電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—		
			高圧炉心スプレイス直流整流電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—		
			230V系直流整流(RC1C)母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—		
			A-原子炉中継子計装用充電器整流電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—		
B-原子炉中継子計装用充電器整流電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—					
操作	電源										

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

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

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		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域計装	6	6	0	①	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系 制御棒の制御棒の位置表示により、未読状態が推定可能	SBO 監視事項は主要パラメータにて確認	
						[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0			
高圧・低圧注水機能喪失確認	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 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
						代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
						低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
						低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2		
						原子炉隔離時冷却球出口流量	1	1	1	1		
						高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と前機熱除去に必要な水量より代替監視可能	
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
						低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
						残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
						原子炉圧力	2	2	2	2		
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	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 (SA) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能	
						サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		

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

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

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				計器故障等	SBO			
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	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			直後	SBO影響 負荷切り離し後	
													計器名称
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位 (S A)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直線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	監視事項は主要パラメータにて確認
		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	—	—	高圧原子炉代替注水流量	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代替監視可能	
		代替注水流量 (常設)	1	1	1	—	—	代替注水流量 (常設)	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代替監視可能	
		低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (袋帯域用)	2 2	2 2	2 2	—	—	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (袋帯域用)	2 2	2 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代替監視可能	
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	—	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	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代替監視可能	
		高圧炉心スプレィポンプ出口流量	1	1	1	①	—	高圧炉心スプレィポンプ出口流量	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代替監視可能	
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	—	—	残留熱除去ポンプ出口流量	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代替監視可能	
		低圧炉心スプレィポンプ出口流量	1	0	0	—	—	低圧炉心スプレィポンプ出口流量	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代替監視可能	
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	—	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	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代替監視可能	
		原子炉圧力	2	2	2	—	—	原子炉圧力	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
		原子炉圧力 (S A)	1	1	1	—	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
		サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	—	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
		サブプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	—	—	サブプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S A) の水位変化より代替監視可能	
		原子炉水位 (S A)	1	1	1	—	—	原子炉水位 (S A)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S A) の水位変化より代替監視可能	
		サブプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	—	—	サブプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S A) の水位変化より代替監視可能	
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
原子炉水位 (S A)	1	1	1	—	—	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		

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

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

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		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器数	SBO影響								
			直後	負荷切り離し後				計器名称		計器数	直後	負荷切り離し後				
高圧・低圧注水機能喪失確認	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	1	1	1	—	計器故障等	SBO				
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①	—	1	1	1	—						
高圧原子炉代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	①	—	2	2	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認		
		2	2	2	①		2	2	2	2	2	2	2		2	
		1	1	1	①		1	1	1	1	1	1	1		1	1
		1	1	1	①		1	1	1	1	1	1	1		1	1
		1	1	1	①		1	1	1	1	1	1	1		1	1
		1	1	1	①		1	1	1	1	1	1	1		1	1
		1	1	1	①		1	1	1	1	1	1	1		1	1
		1	1	1	①		1	1	1	1	1	1	1		1	1
		1	1	1	①		1	1	1	1	1	1	1		1	1
		1	1	1	①		1	1	1	1	1	1	1		1	1
		1	1	1	①		1	1	1	1	1	1	1		1	1
		1	1	1	①		1	1	1	1	1	1	1		1	1
		1	1	1	①		1	1	1	1	1	1	1		1	1

※ 有効性評価上考慮しない操作

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

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

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	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			
高圧原子炉代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位 (S A)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
					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		
					高圧原子炉代替注水流量	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代替監視可能		
					代替注水流量 (常設)	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代替監視可能		
					低圧原子炉代替注水流量	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代替監視可能		
					低圧原子炉代替注水流量 (袋帯域用)	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代替監視可能		
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	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代替監視可能		
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	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代替監視可能		
					残留熱除去ポンプ出口流量	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代替監視可能		
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	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代替監視可能		
					残留熱代替除去系原子炉注水流量	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代替監視可能		
					原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
					原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
					サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
					サブプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S A) の水位変化より代替監視可能		
高圧原子炉代替注水流量	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能						
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能						
	原子炉水位 (S A)	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能						

※ 有効性評価上考慮しない操作

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

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

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				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		SBO影響	
			直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後
遠がし安全弁による原子炉急減速 原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							原子炉水位 (S A)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2		
	原子炉圧力	1	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							原子炉水位 (S A)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2		
低圧原子炉代替注水系 (帯設) による原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							原子炉水位 (S A)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2		
	原子炉圧力	1	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							原子炉水位 (S A)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2		

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

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

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		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	原子炉水位(SA)	1	1	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	SBO
							高圧原子炉代替注水流量	1	1		
							代替注水流量(常設)	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
							原子炉圧力	2	2	1	
							原子炉圧力(SA)	1	1	1	
							サブレーション・チェンバ	2	2	2	
							圧力(SA)				

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

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

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		計器名称	計器数	SBO影響								
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後							
低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	計器故障等	SBO		
							原子炉水位(燃料域)	2	2	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	
							高圧原子炉代替注水流量	1	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代替監視可能
							代替注水流量(常設)	1	1	1	1				
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2				
							低圧原子炉代替注水流量(燃料域用)	2	2	2	2				
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1				
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0				
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0				
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0				
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1				
							原子炉圧力	2	2	2	2				
							原子炉圧力(SA)	1	1	1	1				
							サブレーション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	2				
							低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1				
原子炉水位(広帯域)	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認										
原子炉水位(燃料域)	2	2	2	2											
原子炉水位(SA)	1	1	1	1											

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

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

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	直後	SBO影響 負荷切り離し後	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		直後	SBO影響 負荷切り離し後	
												計器設備等
低圧原子炉代替注水系統(常設)による原子炉注水	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	①	—	代替注水流量(常設)	1	1	1	計器設備等 低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯留槽水位の代替監視可能	SBO 監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2 2	2 2	1 1		
							原子炉水位(SA)	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能	
							サブプレッション・プール水位(SA)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能	
							サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							ドライウエル温度(SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度(SA)又はベデスタル温度(SA)により代替監視可能	
							ベデスタル温度(SA)	2	2	2		
							ドライウエル圧力(SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							サブプレッション・チェンバ温度(SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度(SA)により代替監視可能	
格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力(SA)	2	2	2	ドライウエル圧力(SA)とサブプレッション・チェンバ圧力(SA)の差圧により代替監視可能	SBO 監視事項は主要パラメータにて確認
							サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2		
							ドライウエル水位	3	3	3		
							サブプレッション・プール水位(SA)	1	1	1	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位(SA)、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能	
							ベデスタル水位	4	4	4		

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 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、④補助パラメータ

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	直後	負荷切り離し後	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		
										直後	負荷切り離し後	
格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	計器故障等 代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ベテスタタル代替注水流量、ベテスタタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能	
		2	2	2	①	—	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
		2	2	2	①	—	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		
		2	2	2	①	—	ベテスタタル代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
		2	2	2	①	—	ベテスタタル代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
		2	2	2	①	—	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1		
		2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
		2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベテスタタル温度 (SA) により代替監視可能
		2	2	2	①	—	ベテスタタル温度 (SA)	2	2	2		
		2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
格納容器フィロタバント系による原子炉格納容器除熱	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	計器故障等 代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ベテスタタル代替注水流量、ベテスタタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能	
		2	2	2	①	—	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
		2	2	2	①	—	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		
		2	2	2	①	—	ベテスタタル代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
		2	2	2	①	—	ベテスタタル代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
		2	2	2	①	—	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1		
		2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
		2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベテスタタル温度 (SA) により代替監視可能
		2	2	2	①	—	ベテスタタル温度 (SA)	2	2	2		
		2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能

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

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

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		
			直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後	
格納容器フィルタバベント系による原子炉格納容器除熱	格納容器喫入気放射線モニタ (ドライウェル)	2	2	1	①	—	{エリア放射線モニタ}(原子炉建屋エリア放射線モニタ)	18	0	0	計器故障等 エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	SDO 監視事項は主要パラメータにて確認
	格納容器喫入気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	{エリア放射線モニタ}(原子炉建屋エリア放射線モニタ)	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	スタラバ容器水位	8	8	8	①	—	—	—	—	—	—	—
	スタラバ容器圧力	4	4	4	①	—	ドライウェル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2 2	2 2	2 2	原子炉格納容器外圧力の傾向監視により、格納容器フィルタバベント系の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認 監視事項は主要パラメータにて確認
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2 1	2 1	2 1	①	—	—	—	—	—	—	—	—

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

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

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		計器名称	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
外部電源喪失及び原子炉システム確認	平均出力領域計装	6	6	0	①	—	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系 制御棒の制御棒の位置表示により、未読状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (S A)	1	1	1			1
高圧注水・減圧機能喪失確認							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と前機熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2	1		
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1		
							サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高压注水・減圧機能喪失

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

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				計器故障等	SBO			
	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後				直後			負荷切り離し後		
高压注水・減圧機能喪失確認	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
							高压原子炉代替注水流量	1	1	1			
							代替注水流量 (常設)	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2			
							低圧原子炉代替注水流量 (緊急域用)	2	2	2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
							高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	1			
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1			
							サブレンジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2			
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1			
原子炉圧力	2	2	1										
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1										
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1										
原子炉水位 (SA)	1	1	1										
原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2										

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

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

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		計器名称	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
高圧注水・減圧機能喪失確認	原子炉圧力 (SA)	1		1	①	-	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると推定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
							原子炉水位 (SA)	1	1	1			
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2			
							サブプレッジョン・プールの水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブプレッジョン・プールの水位変化により代替監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2			
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2			
							原子炉水位 (SA)	1	1	1			
							サブプレッジョン・プールの水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブプレッジョン・プールの水位変化により代替監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	船離熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能									
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1										
原子炉水位 (SA)	1	1	1										
残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	-	-							

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

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

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		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
高圧原子炉代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位 (はね破) 原子炉水位 (燃料破)	2 2	2 2			原子炉水位 (SA)	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
						代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
						低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
						低圧原子炉代替注水流量 (緊急時専用)	2	2	2	2		
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
						高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	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代替監視可能	
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
						低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
						残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
						原子炉圧力	2	2	2	2		
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
						サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		

※ 有効性評価上考慮しない操作

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高压注水・減圧機能喪失

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

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	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				
							直後	負荷切り離し後			
高压原子炉代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位 (S A) 高压原子炉代替注水流量	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
		1	1	1	—	高压原子炉代替注水流量	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代替監視可能
		1	1	1	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1		
		2	2	2	—	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (袋帯域用)	2 2	2 2	2 2		
		1	1	1	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
		1	1	①	—	高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
		3	0	0	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
		1	0	0	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
		1	1	1	—	残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1		
		2	2	1	—	原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
		1	1	1	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1		水源であるサブプレッション・プール水位 (S A) の水位変化より代替監視可能
		2	2	2	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2		

※ 有効性評価上考慮しない操作

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

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、④補助パラメータ

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		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		SBO影響			
			直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後		
代替自動減圧機能動作確認	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		
	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

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

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		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		SBO影響				
			直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後			
代替自動減圧機能動作確認	原子炉水位 (圧降破) 原子炉水位 (燃料破)	2 2	1 1	2 2	— —	① ①	原子炉水位 (SA)	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
							高圧原子炉代替注水流量	1	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代替監視可能		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2			
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	2	1			
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高压注水・減圧機能喪失

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

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		計器名称	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
代替自動減圧機能動作確認	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	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	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
							高压原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (緊急域用)	2	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
							高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	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代替監視可能	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	原子炉圧力	2	2	2	-	-	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
							直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能						
							原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能						
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2		
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失 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

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		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	①	—	原子炉圧力	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	SBO
							原子炉水位 (広帯域)	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1		
							原子炉水位 (S A)	1	1		
		2	2	2	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

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

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		計器名称	計器数	SBO影響							
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
残置熱除去系（低圧注水モード）による 原子炉注水	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (S/A)	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
							高圧原子炉代替注水流量	1	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代替監視可能		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2			
							低圧原子炉代替注水流量 (稼働破用)	2	2	2	2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
							残置熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0			
							残置熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	2	2			原子炉圧力、原子炉圧力 (S/A) とサブプレッション・チャレンジャーの圧力 (S/A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
							原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1			
							サブプレッション・チャレンジャーの圧力 (S/A)	2	2	2	2			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

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

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				計器故障等	SBO	
	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後			
											パラメータ 分類
残留熱除去系(低圧注水モード)による 原子炉注水	原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2			
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2		
残留熱除去系(サブプレッション・プールの冷却モード)運転	残留熱除去ポンプ出口流量	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0			
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0			
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0			
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0			
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0			
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0			
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0			
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0			
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0			
残留熱除去系(サブプレッション・プールの冷却モード)運転	サブプレッション・プール温度 (SA)	サブプレッション・プール温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・プール温度 (SA)	2	2	2	2	2	2			
		サブプレッション・プール温度 (SA)	2	2	2	2	2	2			
		サブプレッション・プール温度 (SA)	2	2	2	2	2	2			
		サブプレッション・プール温度 (SA)	2	2	2	2	2	2			
		サブプレッション・プール温度 (SA)	2	2	2	2	2	2			
		サブプレッション・プール温度 (SA)	2	2	2	2	2	2			
		サブプレッション・プール温度 (SA)	2	2	2	2	2	2			
		サブプレッション・プール温度 (SA)	2	2	2	2	2	2			
		サブプレッション・プール温度 (SA)	2	2	2	2	2	2			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

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

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		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
残留熱除去系（原子炉停止前冷却モード）運転	原子炉圧力	2		1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							原子炉水位 (SA)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2		
							原子炉圧力	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (SA)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2		
残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	—	サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	水源であるサプレッション・プール水位 (SA) の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
						原子炉水位 (広帯域)	2	2			
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	放射熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	放射熱除去の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
						サプレッション・プール温度 (SA)	2	2			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 (長期T B)
 2.3.1 全交流動力電源喪失 (長期T B)

対応手段	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	パラメータ 分類	SBO影響		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						
											計器数	計器数		
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム 確認	平均出力領域計装	6	6	0	①	①	0	0	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未境界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0		
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と尚残熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
								代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
								原子炉圧力	2	2	2	2		
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
								サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 (長期T B)

2.3.1 全交流動力電源喪失 (長期T B)

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

対応手段	抽出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				
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水		1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	0	0	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	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代替監視可能		
							原子炉圧力	2	2	1	1	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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2			
							サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2			
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
							—	—	—	—	—	—		—
							—	—	—	—	—	—		—
							—	—	—	—	—	—		—
							—	—	—	—	—	—		—
							—	—	—	—	—	—		—
							—	—	—	—	—	—		—

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 (長期 T B)

2.3.1 全交流動力電源喪失 (長期 T B)

対応手段	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		
遠がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		
							原子炉圧力	2	2	1	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1								
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1								
	原子炉水位 (S A)	1	1	1								
	サブプレッシャ・ブール水温度 (S A)	2	2	2	①	—	サブプレッシャ・ブール水温度 (S A)	2	2	2	サブプレッシャ・ブール水温度 (S A) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
サブプレッシャ・ブール水温度 (S A)							2	2	2			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 (長期T B)

2.3.1 全交流動力電源喪失 (長期T B)

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		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
低圧原子炉代替注水系統 (可搬型) による 原子炉注水	原子炉圧力	2		1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主観パラメータにて確認	
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
							原子炉水位 (S A)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		
							原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
	原子炉圧力 (S A)	1		1	①	—	原子炉水位 (S A)	1	1		監視事項は主観パラメータにて確認	
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 (長期T B)

2.3.1 全交流動力電源喪失 (長期T B)

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

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		計器名称	計器数	SBO影響							
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
低圧原子炉代替注水系統 (可搬型) による 原子炉注水	原子炉水位 (圧縮機) 原子炉水位 (燃料機)	2 2	2 2	1 1	補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	① ①	— —	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器設備等	SBO
					原子炉水位 (S A)	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					
					高圧原子炉代替注水流量	1	1	1						
					代替注水流量 (管設)	1	1	1						
					低圧原子炉代替注水流量	2	2	2						
					低圧原子炉代替注水流量 (緊急採用)	2	2	2						
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1						
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0						
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0						
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0						
					残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1						
					原子炉圧力	2	2	2						
					原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能					
					サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2						

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 (長期T B) 2.3.1 全交流動力電源喪失 (長期T B)

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

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		計器名称	計器数	SBO影響													
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後												
低圧原子炉代替注水系統 (可搬型) による 原子炉注水	原子炉水位 (S A)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (ば事域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							
							高压原子炉代替注水流量	1	1	1										
							代替注水流量 (箱設)	1	1	1										
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (袋帯取用)	2 2	2 2	2 2										
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1										
							高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0										
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0										
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0										
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1										
							原子炉圧力	2	2	2										
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1										
							サブレンジョン・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2										
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (袋帯取用)	2 2	2 2	2 2	① ①	-								

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 2.3.1 全交流動力電源喪失 (長期 T B)

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				SBO			
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	-	サブプレッション・チェンバ	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							ドライウエル温度 (SA)	7	7			絶対温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベテスタル温度 (SA) により代替監視可能
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	-	-	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2		
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	①	-	原子炉水位 (SA)	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	監視事項は主要パラメータにて確認
								高圧原子炉代替注水流量	1	1		
								代替注水流量 (管段)	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		
高圧炉心スプレイポンプ出口流量								1	0			
残留熱除去ポンプ出口流量								3	0			
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0										
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1									
原子炉圧力	2	2	1	1	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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能							

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 (長期 T B)

2.3.1 全交流動力電源喪失 (長期 T B)

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

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				計器故障等	SBO
	計器名称	計器数	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			
							直後	負荷切り離し後		
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	原子炉水位 (S A)	1	①	—	原子炉水位 (標準)	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		1	1	—	原子炉水位 (燃料線)	2	2	1		
		1	1	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
		1	1	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1		
		2	2	—	低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
		2	2	—	低圧原子炉代替注水流量 (稼働使用)	2	2	2		
		1	1	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
		1	1	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	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併換熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		3	0	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
		1	0	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
		1	1	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
		2	2	—	原子炉圧力	2	2	1		
		1	1	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
		2	2	—	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2		
		2	2	—	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	ドライウエル圧力 (S A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A) の差圧により代替監視可能	
		2	2	—	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2		
2	2	①	—	ドライウエル水位	3	3	3	監視事項は主要パラメータにて確認		
1	1	—	—	サブプレッジョン・プール水位 (S A)	1	1	1	注水時のドライウエル水位、サブプレッジョン・プール水位 (S A)、ベテスタル水位の水位変化により代替監視可能		
4	4	—	—	ベテスタル水位	4	4	4			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 (長期T B) 2.3.1 全交流動力電源喪失 (長期T B)

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		計器名称	計器数	SBO影響			
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2		原子炉水位 (広帯域)	2	2		船舶熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2		原子炉水位 (燃料域)	2	2			
残留熱除去系 (格納容器冷却モード) による原子炉格納容器冷却	ドライウエル温度 (S A)	7	7		原子炉水位 (S A)	1	1		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					ベデスタル温度 (S A)	2	2			
	ドライウエル温度 (S A)	7	7	①	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の上界により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2		
	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	①	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					ドライウエル温度 (S A)	7	7	7		
	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	①	ベデスタル温度 (S A)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (S A) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2		
	サブプレッション・プール水温度 (S A)	2	2	①	サブプレッション・チェンバ温度 (S A)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					サブプレッション・チェンバ温度 (S A)	2	2	2		
	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	①	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	船舶熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					原子炉圧力	2	2	1		
残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	原子炉圧力 (S A)	1	1	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		
					原子炉水位 (S A)	1	1	1		
					原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 2.3.1 全交流動力電源喪失 (長期 T B)

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

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		計器名称	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	①	-	原子炉圧力 (S A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2		2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		2	
							原子炉水位 (S A)	1	1	1		1	
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		2	
							原子炉水位 (S A)	1	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
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		1	
							代替注水流量 (管段)	1	1	1		1	
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2	2		2	
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2	2		2	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		1	
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		0	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		0	
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		0	
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		1	
原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能								
原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1									
サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2									

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 (長期 T B)

2.3.1 全交流動力電源喪失 (長期 T B)

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

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	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後			
										パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉水位 (S A) 残留熱除去ポンプ出口流量	1	1	1	1	①	—				
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2		
		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1		
		代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1		
		低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2		
		低圧原子炉代替注水流量 (稼働停用)	2	2	2	2	2	2	2		
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1		
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	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代替監視可能	
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0		
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0		
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1		
		原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2		
		原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
		サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	2	2	2		
サブプレッション・プールの水位 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・プールの水位 (S A) の水位変化より代替監視可能			
原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2	2	2	2	残留熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2			
原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	1			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失
2.3.2 全交流動力電源喪失 (TBU)

対応手段	計器名称	計器数	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		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	評価	SBO	
			直後	負荷切り離し後	直後	負荷切り離し後			計器設備等						
										直後					負荷切り離し後
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム 確認	平均出力領域計装	6	6	0	0	—	中性子源領域計装	4	0	0	—	①	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未境界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
															原子炉水位 (S A)
高圧原子炉代替注水水系による原子炉注水	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	—	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	—	—	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	—	—	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と尚残熱除去に必要な水量より代替監視可能	
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	—	—	—	
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	—	—	—	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	—	—	—	
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	—	—	—	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	—	—	—	
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	—	—	—	
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	—	—	—	
							原子炉圧力	2	2	2	2	—	—	—	
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	—	—	—	
							サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	2	—	—	—	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流動力電源喪失 (TBU)

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

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	直後	SBO影響 負荷切り離し後	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	直後	SBO影響 負荷切り離し後		計器設備等		
													SR0	
高圧原子炉代替注水系による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
							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			
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1				
							代替注水流量 (帯域)	1	1	1				
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2				
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2				
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	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代替監視可能
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0				
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1				
							原子炉圧力	2	2	1				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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
						サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1					
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	1				崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1					
						原子炉水位 (SA)	1	1	1					
						—	—	—	—	—	—		—	
						—	—	—	—	—	—		—	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 2.3.2 全交流動力電源喪失 (T B U)

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

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				計器故障等	SBO	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
遠かし安全弁による原子炉急減速圧 低下原子炉代替注水系 (可搬型) による 原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							原子炉圧力 (S A)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2		
							原子炉圧力	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							原子炉圧力 (S A)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2		
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による 原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	①	—	サブプレッション・プール水温度 (S A)	2	2	サブプレッション・プール水温度 (S A) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉圧力 (S A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							原子炉水位 (S A)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 2.3.2 全交流動力電源喪失 (TBU)

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

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		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
低圧原子炉代替注水系統 (可搬型) による 原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		
							原子炉水位 (SA)	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	
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (管段)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
原子炉圧力	2	2	1									
原子炉圧力 (SA)	1	1	1									
サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2									
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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能												

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失
2.3.2 全交流動力電源喪失 (TBU) 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

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		計器名称	計器数	SBO影響														
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後													
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による 原子炉注水	計器名称 原子炉水位 (S A)	1	1	1	①	補助パラメータ 分類理由		原子炉水位 (ば事機)	2	2	2	2	2	2	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	SBO					
								原子炉水位 (燃料機)	2	2	2	2	2	2			2	2			
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1			1	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代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
								代替注水流量 (箱設)	1	1	1	1	1	1			1	1	1	1	
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2			2	2	2	2	
								低圧原子炉代替注水流量 (袋形取用)	2	2	2	2	2	2			2	2	2	2	
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1			1	1	1	1	
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0			0	0	0	0	
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	0	0	0	0			0	0	0	0	
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0			0	0	0	0	
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1			1	1	1	1	
								原子炉圧力	2	2	2	2	2	2			2	2	2	2	
原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1									
サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2									
原子炉水位 (ば事機)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認								
原子炉水位 (燃料機)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2									
原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1									
サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2									
原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1									
サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2									
ドライウエル温度 (S A)	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベダスタル温度 (S A) により代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認							
ベダスタル温度 (S A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2									

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 2.3.2 全交流動力電源喪失 (TBU)

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

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		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器冷却	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	-	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ温度 (SA) により代替監視可能		
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	① ①	-	原子炉水位 (SA)	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
								高圧原子炉代替注水流量	1	1		
								代替注水流量 (常設)	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1		
								高圧炉心スプレイスポンプ出 口流量	1	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代替監視可能
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		
								低圧炉心スプレイスポンプ出 口流量	1	0		
								残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1		
								原子炉圧力	2	2		
								原子炉圧力 (SA)	1	1		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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の測 水を推定可能
								サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 2.3.2 全交流動力電源喪失 (TBU)

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

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		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器冷却	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (標準)	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料棒)	2	2		
							高压原子炉代替注水流量	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1		
							低压原子炉代替注水流量	2	2		
							低压原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		
							高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		
							低压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1		
							原子炉圧力	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	1	1		
							サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2		
							ドライウエル圧力 (SA)	2	2		
サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2									
ドライウエル水位	2	2									
サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2									
ドライウエル水位	3	3									
サブプレッジョン・プール水位 (SA)	1	1									
ベテスタル水位	4	4									

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 (T B U) 2.3.2 全交流動力電源喪失 (T B U)

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		計器名称	計器数	SBO影響			
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2		原子炉水位 (広帯域)	2	2		原子炉水位と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2		原子炉水位 (燃料域)	2	2			
残留熱除去系 (格納容器冷却モード) による原子炉格納容器冷却	ドライウエル温度 (S A)	7	7		ベデスタル温度 (S A)	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					ドライウエル圧力 (S A)	2	2			
	ドライウエル圧力 (S A)	2	2		サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2			
	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2		ドライウエル温度 (S A)	7	7		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (S A) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					ベデスタル温度 (S A)	2	2			
	サブプレッション・プール水温度 (S A)	2	2		ドライウエル圧力 (S A)	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					サブプレッション・チェンバ温度 (S A)	2	2			
残留熱除去系 (低圧水モード) による原子炉注水	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0		サブプレッション・チェンバ温度 (S A)	2	2		残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					原子炉圧力	2	2			
	原子炉圧力 (S A)	1	1		原子炉水位 (広帯域)	2	2		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					原子炉水位 (燃料域)	2	2			
					原子炉水位 (S A)	1	1			
					原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2			

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 2.3.2 全交流動力電源喪失 (TBU)

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

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		計器名称	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	①	-	原子炉圧力 (S A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2		2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		2	
							原子炉水位 (S A)	1	1	1		1	
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		2	
							原子炉水位 (S A)	1	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
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		1	
							代替注水流量 (管段)	1	1	1		1	
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2	2		2	
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2	2		2	
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	-	-	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	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代替監視可能	
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
								原子炉圧力	2	2	2	2	
								原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
								サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 2.3.2 全交流動力電源喪失 (TBU)

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

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		計器名称	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
							代替注水流量 (帯域)	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2 2	2 2	2 2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	1			
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1			
							サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2			
							サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1			
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1			
							原子炉水位 (SA)	1	1	1			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 2.3.3 全交流動力電源喪失 (TBD)

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

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		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉圧力 (燃料域)	2	2	1		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (帯域)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2		
高圧原子炉代替注水による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉圧力	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	監視事項は主要パラメータにて確認
							高圧原子炉代替注水流量	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	
							代替注水流量 (帯域)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
原子炉圧力 (SA)	1	1	1									
サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2									

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 2.3.3 全交流動力電源喪失 (TBD)

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

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				SR0
	計器名称	計器数	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	SR0影響		計器故障等	SR0	
					直後	負荷切り離し後			
高圧原子炉代替注水系統による原子炉注水	高圧原子炉代替注水流量	1	①	—	サブプレッジョン・プールの水位 (SA)	1	1	水源であるサブプレッジョン・プールの水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					原子炉水位 (広領域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	換熱器除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
直流電源切替え	—	—	—	—	—	—	—	—	—
低圧原子炉代替注水系統 (可搬型) による原子炉注水準備	—	—	—	—	—	—	—	—	—
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力 (SA)	1	①	—	原子炉圧力	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					原子炉水位 (広領域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
					原子炉水位 (SA)	1	1		
					原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2		
					サブプレッジョン・プールの温度 (SA)	2	2	サブプレッジョン・プールの温度変化により代替監視可能	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失
 2.3.3 全交流動力電源喪失 (TBD) 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

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	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	
							直後	負荷切り離し後			
低圧原子炉代替注水系統 (可搬型) による 原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		2	2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
		1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1			
		2	2	2	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2			
		2	2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	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		
		1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
		1	1	1	代替注水流量 (帯域)	1	1	1			
		2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2			
		1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
		1	1	①	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	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前線熱除去に必要な水量より代替監視可能
		3	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
		1	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
		1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
		2	2	1	原子炉圧力	2	2	1			
		1	1	1	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2					

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失
2.3.3 全交流動力電源喪失 (TBD)

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		計器名称	計器数	SBO影響			
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による 原子炉注水	低圧原子炉代替注水流 量 低圧原子炉代替注水流 量 (燃料域用)	2	2	2	原子炉水位 (広領域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	計器故障等 船体熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能 直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能 船体熱除去による原子炉水位の変化より代替 監視可能	SBO 監視事項は主要パラ メータにて確認
		2	2	2	原子炉水位 (SA)	2	2	1		
格納容器代替スプレイス (可搬型) によ る原子炉格納容器冷却	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能 絶対温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能 直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能 絶対温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		2	2	2	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7		
		2	2	2	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2		
	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 2.3.3 全交流動力電源喪失 (TBD)

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

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		計器名称	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器冷却	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
							原子炉水位 (標準)	2	2	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	
							原子炉水位 (燃料棒)	2	2	1	1		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	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代替監視可能	
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1	1	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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		
ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧により代替監視可能								
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2									
ドライウエル水位	3	3	3	3	監視事項は主要パラメータにて確認								
格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	2	①	-	注水時のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (SA)、ベテスタル水位の水位変化により代替監視可能						
ベテスタル水位	4	4	4	4									

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 (TBD)

2.3.3 全交流動力電源喪失 (TBD)

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

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		計器名称	計器数	SBO影響			
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	船舶熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
残留熱除去系 (格納容器冷却モード) による原子炉格納容器除熱	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2		
残留熱除去系 (低圧水モード) による原子炉注水	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		
残留熱除去系 (低圧水モード) による原子炉注水	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2		
残留熱除去系 (低圧水モード) による原子炉注水	サブプレッション・プールの温度 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2		
残留熱除去系 (低圧水モード) による原子炉注水	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	サブプレッション・プールの温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・プールの温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	0	0	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2		
残留熱除去系 (低圧水モード) による原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2		
残留熱除去系 (低圧水モード) による原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	1	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圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	原子炉水位 (SA)	1	1	1		
残留熱除去系 (低圧水モード) による原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 2.3.3 全交流動力電源喪失 (TBD)

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

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		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	①	-	原子炉圧力 (S A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	SBO
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2		
	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)	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	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉圧力 (S A)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2		
							原子炉水位 (S A)	1	1		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1		
							代替注水流量 (管段)	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1		
							原子炉圧力	2	2		
原子炉圧力 (S A)	1	1									
サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2									

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失
 2.3.3 全交流動力電源喪失 (T B D) 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

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			計器故障等	SBO				
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	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	直後	SBO影響 負荷切り離し後
残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉水位 (S A)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
							高圧原子炉代替注水流量	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代替監視可能	
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2 2	2 2	2 2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1		
							サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2		
							サブプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1		
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流動力電源喪失 (TBP)

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

対応手段	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	パラメータ 分類	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		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						
											計器数	計器数		
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム 確認	平均出力領域計装	6	6	0	①				中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未境界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0		
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水									原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と尚残熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
									代替注水流量 (常設)	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
									低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1		
									原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
									サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失
2.3.4 全交流動力電源喪失 (TBP)

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

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		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	1		
直流電源切替え	-	-	-	-	-	-	サブプレッジョン・プール水位 (SA)	1	1	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉圧力 (SA)	1	1	原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2		
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉注水準備	-	-	-	-	-	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉圧力 (SA)	1	1		
							サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 2.3.4 全交流動力電源喪失 (TBP)

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

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		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
遠かし安全弁による原子炉急減速	原子炉圧力	2		1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主観パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (S A)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2		
							原子炉圧力	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
	原子炉圧力 (S A)	1		1	①	—	原子炉水位 (S A)	1	1		監視事項は主観パラメータにて確認
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失
 2.3.4 全交流動力電源喪失 (T B P)

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

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		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
低圧原子炉代替注水系統 (可搬型) による 原子炉注水	原子炉圧力	2		1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主観パラメータにて確認	
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
							原子炉水位 (S A)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		
							原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
	原子炉圧力 (S A)	1		1	①	—	原子炉水位 (S A)	1	1		監視事項は主観パラメータにて確認	
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 2.3.4 全交流動力電源喪失 (TBP)

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

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		計器名称	計器数	補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	SBO
	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧原子炉代替注水系統 (可搬型) による 原子炉注水	原子炉水位 (S A)	1	1	1	原子炉水位 (S A)	1			1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1			1	1		
	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1			1	1		
	低圧原子炉代替注水流量 (緊急採用)	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (緊急採用)	2			2	2		
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1			1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と冷却熱除去に必要な水量より代替監視可能	
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	—		0	0		
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	—		0	0		
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1		① ①	0	0		
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1			1	1		
	原子炉圧力	2	2	2	原子炉圧力	2			2	2	原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能	
	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2			2	2		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 2.3.4 全交流動力電源喪失 (T B P)

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

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		計器名称	計器数	SBO影響														
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後													
低圧原子炉代替注水系統 (可搬型) による 原子炉注水	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器設備等	SBO											
											原子炉水位 (はき堆積) 原子炉水位 (燃料堆)	2 2	2 2	1 1	2 2	2 2	1 1	2 2	2 2	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	
											高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1			
											代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1			
											低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働専用)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 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代替監視可能
											原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1		
											高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0		
											残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	0	0	0	0	0	0		
											低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0		
											残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		
											原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2		
											原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1		
											サブレンジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		
低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働専用)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認									

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失
2.3.4 全交流動力電源喪失 (TBP)

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

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	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	直後	SBO影響		計器名称	計器数	直後		SBO影響		
						負荷切り離し後	負荷切り離し後							
格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器冷却	ドライウエル圧力 (SA)	2			2	①	—	サブプレッション・チェンバ	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	ドライウエル温度 (SA)	2			2			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	絶対温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベテスタル温度 (SA) により代替監視可能		
								ベテスタル温度 (SA)	2	2	2			
	サブプレッション・チェンバ	2				2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2				2			サブプレッション・チェンバ	2	2	2	絶対温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
									原子炉水位 (SA)	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	
		高圧原子炉代替注水流量	2						高圧原子炉代替注水流量	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	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代替監視可能
									代替注水流量 (管段)	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
									低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	2				2			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
										高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
		残留熱除去ポンプ出口流量	2				2			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
										低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
	原子炉圧力	2							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	直接的に原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 2.3.4 全交流動力電源喪失 (TBP)

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

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		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器冷却	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (標準)	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (燃料棒)	2	2			
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
							サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		
							ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2		
サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2									
ドライウエル水位	2	2	3									
サブプレッジョン・プール水位 (SA)	1	1	1									
ベントスタル水位	4	4	4									

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 2.3.4 全交流動力電源喪失 (TBP)

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		計器設備等	SBO									
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後											
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2					2	2		原子炉水位 (広帯域)	2	船舶熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							
		2	2	①	①						原子炉水位 (狭帯域)	2									
残留熱除去系 (格納容器冷却モード) による原子炉格納容器冷却	ドライウエル温度 (SA)	7	7					7	7	①		2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							
											ドライウエル圧力 (SA)	2			飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上						
	ドライウエル圧力 (SA)	2	2					2	2	①		2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							
											サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2			飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能						
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2					2	2	①		2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							
											サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2			飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能						
	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0					0	0	①		2	残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							
											原子炉圧力	2			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能						
残留熱除去系 (低圧水モード) による原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	1					1	1	①		2	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							
											原子炉水位 (広帯域)	2			原子炉水位 (狭帯域)	2					
												1									
												2									

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失
 2.3.4 全交流動力電源喪失 (TBP)

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

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		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	①	-	原子炉圧力 (S A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	SBO	
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2			1 1
	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)	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉圧力 (S A)	1	1			
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2			2
							原子炉水位 (S A)	1	1			1
							高圧原子炉代替注水流量	1	1			1
							代替注水流量 (管段)	1	1			1
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2			2
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2			2
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1			1
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0			0
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0			0
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0			0
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1			1
原子炉圧力	2	2	1									
原子炉圧力 (S A)	1	1	1									
サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2									

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 2.3.4 全交流動力電源喪失 (TBP)

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

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	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後						
										パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由			
残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉水位 (S.A) 残留熱除去ポンプ出口流量	1	1	1	1	①	—		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		1	1	1	1	—	—		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
		1	1	1	1	—	—		代替注水流量 (帯域)	1	1	1		
		2	2	2	2	—	—		低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2		
		2	2	2	2	—	—		低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2		
		1	1	1	1	—	—		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
		1	1	1	1	—	—		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	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代替監視可能	
		3	0	0	0	—	—		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
		1	0	0	0	—	—		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
		1	1	1	1	—	—		残留熱除去系原子炉注水流量	1	1	1		
		2	2	2	2	—	—		原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
		1	1	1	1	—	—		原子炉圧力 (S.A)	1	1	1		
		2	2	2	2	—	—		サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2		
		1	1	1	1	—	—		サブプレッション・プール水位 (S.A)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S.A) の水位変化より代替監視可能	
		3	0	0	0	0	①	—		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	
1	1	1	1	1	—	—		原子炉水位 (S.A)	1	1	1			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

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		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域計装	6	6	0	①	—	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未境界状態が推定可能	
							[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0		
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉压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代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
							原子炉圧力	2	2	2	2	
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	
							サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

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

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				計器故障等	SBO				
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後						
											パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由		
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	—	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	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代替監視可能	
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	—	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	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	
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	—	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	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代替監視可能	
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	—	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	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	
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	—	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	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代替監視可能	
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	—	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	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	
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	—	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	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代替監視可能	
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	—	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	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	
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	—	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	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代替監視可能	
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	—	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	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	
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	—	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	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代替監視可能	
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	—	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	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	
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	—	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	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代替監視可能	
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	—	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	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	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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

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		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
遠かし安全弁による原子炉急減速圧 熱留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉圧力	2	①	1	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		
						原子炉水位 (S A)	1	1	1		
						原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		
						原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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		
						原子炉水位 (S A)	1	1	1		
						原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		
熱留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉圧力	2	①	2	—	サブレーション・ブール水温度 (S A)	2	2	2	サブレーション・ブール水温度 (S A) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	原子炉圧力	2	①	1	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
						原子炉水位 (S A)	1	1	1		
						原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

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		計器名称	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	SBO	
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1			2 2
	原子炉圧力 (SA) 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 (SA)	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2		
							原子炉水位 (SA)	1	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	
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
							代替注水流量 (管段)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2	2		
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1									
サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2									

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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

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

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				計器故障等	SBO			
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	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			直後	SBO影響 負荷切り離し後	
残留熱除去系(低圧注水モード)による 原子炉注水	原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
		高圧原子炉代替注水流量	1	1			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
		代替注水流量 (常設)	1	1			代替注水流量 (常設)	1	1	1			
		低圧原子炉代替注水流量 (稼働取用)	2 2	2 2			低圧原子炉代替注水流量 (稼働取用)	2 2	2 2	2 2			
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		①	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
		原子炉圧力	2	2			原子炉圧力	2	2	2			
		原子炉圧力 (SA)	1	1			原子炉圧力 (SA)	1	1	1			
		サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2			サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2			
		サブレーション・プールの 水位 (SA)	1	1			サブレーション・プールの 水位 (SA)	1	1	1			
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		①	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	2 2	1 1		水脈であるサブレーション・プールの水位変化により代替監視可能 残留熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
		残留熱除去ポンプ出口流量	2	0		①	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	2	2		残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能
		サブレーション・プールの 温度 (SA)	2	2		①	サブレーション・プールの 温度 (SA)	2	2	2	2		サブレーション・プールの温度変化により代替監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失
 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

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		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域計装	6	6	0	①	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未境界状態が推定可能	
						[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0		
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水						原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉压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代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
						代替注水流量 (常設)	1	1	1		
						低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
						低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
						高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
						低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
						残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
						原子炉圧力	2	2	1		
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2								

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失
 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

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

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		計器名称	計器数	SBO影響													
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後												
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認						
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失
 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

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				SBO			
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
残留熱除去系機能喪失確認 速がし安全弁による原子炉急凍凍止	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0			サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブレーション・プール水位 (SA) の水位変化により代替監視可能 溶解熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
						原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1			
						原子炉水位 (SA)	1	1	1			
	サブレーション・プール水温度 (SA)	2	2	2	①		サブレーション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	サブレーション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
	原子炉圧力	2	2	1	①		原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
原子炉水位 (SA)							1	1	1			
原子炉圧力容器温度 (SA)							2	2	2			
サブレーション・プール水温度 (SA)	2	2	2	①		サブレーション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	サブレーション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
						原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失
 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

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

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		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉圧力	2		1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主観パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							原子炉水位 (S A)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2		
	原子炉圧力 (S A)	1		1	①	—	原子炉圧力	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主観パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							原子炉水位 (S A)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

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

対応手段	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		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			計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後		
低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉水位(圧縮機) 原子炉水位(燃料機)	2 2				— —	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
							代替注水流量(常設)	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2			
							低圧原子炉代替注水流量(緊急採用)	2	2	2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	2			
							原子炉圧力(SA)	1	1	1			
							サブプレッション・チェンバ 圧力(SA)	2	2	2			

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

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

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		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2			
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (稼働域)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
サブレンジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2									

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失
 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

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				計器故障等	SBO	
	計器名称	計器数	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				
							直後	負荷切り離し後			
低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水	代替注水流量（常設）	1	①	—	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	水漏である低圧原子炉代替注水槽水位の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
					原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	1 1	2 2	1 1		熱隔離除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
					原子炉水位（SA）	1	1	1	1		
	低圧原子炉代替注水水位	1	①	—	代替注水流量（常設）	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
					原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	1 1	2 2	1 1		
					原子炉水位（SA）	1	1	1	1		注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能
					サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	1		
	ドライウエル圧力（SA）	2	①	—	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水水位が確保されていることを監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
					サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
					ドライウエル温度（SA）	7	7	7	7		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度（SA）又はヘデスタル温度（SA）により代替監視可能
サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	①	—	ヘデスタル温度（SA）	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度（SA）により代替監視可能	
格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却	格納容器代替スプレイ流量	2	①	—	ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	ドライウエル圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
					サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	1		注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位（SA）、ヘデスタル水位の水位変化により代替監視可能
	格納容器代替スプレイ流量	4	4	4	4	4	4	4			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

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

対応手段	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			
格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器冷却	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	①	-	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	監視事項は主要パラメータにて確認	
							低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)		
							低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)		
							格納容器代替スプレイス流量	2	2	2	格納容器代替スプレイス流量 (稼働後)		
							ベデスタル代替注水流量 (稼働後)	2	2	2	ベデスタル代替注水流量 (稼働後)		
							ベデスタル代替注水流量 (稼働後)	2	2	2	ベデスタル代替注水流量 (稼働後)		
							低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	低圧原子炉代替注水水位		
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)		
							トライウエル圧力 (SA)	7	7	7	トライウエル圧力 (SA)		
							ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	ベデスタル温度 (SA)		
格納容器燃料タベンタ系による原子炉格納容器冷却	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	-	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	監視事項は主要パラメータにて確認	
							低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)		
							低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)		
							格納容器代替スプレイス流量	2	2	2	格納容器代替スプレイス流量 (稼働後)		
							ベデスタル代替注水流量 (稼働後)	2	2	2	ベデスタル代替注水流量 (稼働後)		
							ベデスタル代替注水流量 (稼働後)	2	2	2	ベデスタル代替注水流量 (稼働後)		
							低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	低圧原子炉代替注水水位		
							[エリア放射線モニタ] (原子炉建屋エリア放射線モニタ)	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能		
							[エリア放射線モニタ] (原子炉建屋エリア放射線モニタ)	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能		
							スクラバ容器水位	8	8	8	①		-

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

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

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		計器名称	計器数	SBO影響		
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後	
格納容器フィルタバベント系による原子炉格納容器除熱	スクラバ容器圧力	4	4	4	ドライエール圧力 (SA)	2	2	2	計器故障等 原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器フィルタバベント系の健全性を代替監視可能
	第1バベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2 1	2 1	2 1	サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	
								—	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失 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

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				計器故障等	SBO		
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	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			直後	SBO影響 負荷切り離し後
原子炉スクラム採取確認	平均出力領域計装	6	6	0	①	—	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の状態表示により、未読状態が推定可能	
	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水 系起動確認	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタタル温度 (SA) により代替監視可能	
	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
原子炉停止機能喪失	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 (SA)	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	
	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	代替注水流量 (常設)	1	1	1			代替注水流量 (常設)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	低圧原子炉代替注水流量	2	2	2			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	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	
	源圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			源圧炉心スプレイポンプ出口流量	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代替監視可能	
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			残留熱除去ポンプ出口流量	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代替監視可能	
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	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代替監視可能	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
	原子炉圧力	2	2	2			原子炉圧力	2	2	2	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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失 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

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		計器名称	計器数	SBO影響							
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系起動確認	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位 (広帯域)	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							高圧原子炉代替注水流	1	1	高圧原子炉代替注水流	1	1		
							代替注水流 (常設)	1	1	代替注水流 (常設)	1	1		
							低圧原子炉代替注水流	2	2	低圧原子炉代替注水流	2	2		
							低圧原子炉代替注水流 (稼働後)	2	2	低圧原子炉代替注水流 (稼働後)	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流と前線熱除去に必要な水量より代替監視可能	
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流	1	1		
							原子炉圧力	2	2	原子炉圧力	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							原子炉圧力 (SA)	1	1	原子炉圧力 (SA)	1	1		
							サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2		
							サブプレッジョン・プール水位 (SA)	1	1	サブプレッジョン・プール水位 (SA)	1	1	水漏であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	①	—	監視事項は主要パラメータにて確認						
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	0	①	—							
残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	①	—							

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失 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

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		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレ イ系による原子炉水位維持	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2			補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (SA)	1	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 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代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
						代替注水流量 (管線)	1	1	1	1	
						低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2	2 2	
						原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	
						高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
						低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	
						残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	
						原子炉圧力	2	2	2	2	
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	
						サブレンジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失 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

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		計器名称	計器数	SBO影響															
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後														
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位維持	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	原子炉水位 (S A)	1	1	①	—	原子炉水位 (広事域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認				
							高圧原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量 (常設)	1		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代替監視可能
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	—	低圧原子炉代替注水流量 (稼働取用)	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働取用)	2 2		2 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代替監視可能
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働取用)	1		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代替監視可能
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1		0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3		0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1		0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1		1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉圧力	2	2	—	原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力	2		2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉圧力 (S A)	1	1	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	原子炉圧力 (S A)	1		1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
							サブレンジョン・チェンバ圧力 (S A)	2	2	—	サブレンジョン・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	サブレンジョン・チェンバ圧力 (S A)	2		2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認
							サブレンジョン・プール水位 (S A)	1	1	—	サブレンジョン・プール水位 (S A)	1	1	1	1	サブレンジョン・プール水位 (S A)	1		1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1		0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1		1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失 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, ④補助パラメータ

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		計器名称	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止	トライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	-	サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							トライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	総和温度/圧力の関係から、トライウエル温度 (SA) 又はベテスタタル温度 (SA) により代替監視可能	
	ベテスタタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
	トライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
	サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能					
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	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					
	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	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					
	代替注水流量 (常設)	1	1	1	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					
	低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	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					
	低圧原子炉代替注水流量 (稼働時)	2	2	2	2	2	2	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					
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	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					
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	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代替監視可能					
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	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代替監視可能					
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	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代替監視可能					
残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	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代替監視可能						
原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能						
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能						
サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2	2	2	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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能						

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失 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

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				計器故障等	SBO		
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	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			直後	SBO影響 負荷切り離し後
自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		1	1	1	—	—	高圧原子炉代替注水流量	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尚残熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	—	—	代替注水流量 (帯域)	1	1	1		
		2	2	2	—	—	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2 2	2 2	2 2		
		1	1	1	—	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
		1	1	1	①	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
		3	0	0	—	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
		1	0	0	—	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
		1	1	1	—	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
		2	2	2	—	—	原子炉圧力	2	2	1		
ほうろ筒水注入系による原子炉未監視操作	平均出力領域計装	6	6	0	①	—	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		1	1	1	—	—	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未境界状態が推定可能	
		4	0	0	①	—	平均出力領域計装	6	6	0	平均出力領域計装により中性子源領域計装の代替監視可能	
		1	1	1	—	—	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未境界状態が推定可能	
残留熱除去系 (サブプレッジョン・プールの水循環セーフ) 運転による原子炉格納容器除熱	サブプレッジョン・プールの温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッジョン・プールの温度 (SA)	2	2	2	サブプレッジョン・プールの水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	0	0	①	—	残留熱除去ポンプ出口流量	2	2	2	残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA時注水機能喪失

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

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		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域計装	6	6	0	①	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未読界状態が推定可能	
						[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0		
高圧・低圧注水機能喪失確認	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 (SA)	1	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
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
						代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	
						低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	
						低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	
						高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
						低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
						残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
						原子炉圧力	2	2	2	2	
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
						サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	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代替監視可能

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA時注水機能喪失

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

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	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			
							直後	負荷切り離し後		
高圧・低圧注水機能喪失確認 原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	SBO 監視事項は主要パラメータにて確認
	高圧原子炉代替注水流量	1			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
	代替注水流量 (常設)	1			代替注水流量 (常設)	1	1	1		
	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2 2			低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2 2	2 2	2 2		
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	①	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	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代替監視可能	
	残留熱除去ポンプ出口流量	3			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
	原子炉圧力	2			原子炉圧力	2	2	1		
	原子炉圧力 (SA)	1			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA時注水機能喪失

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

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		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	0	①	-	サブレーション・プール水位 (S A)	1	1	水源であるサブレーション・プール水位 (S A) の水位変化により代替監視可能	SBO
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1		
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	①	-	原子炉水位 (S A)	1	1	水源であるサブレーション・プール水位 (S A) の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							サブレーション・プール水位 (S A)	1	1		
	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	-					
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①	-					

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA時注水機能喪失

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

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				計器故障等	SBO	
	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			
			直後	負荷切り離し後				直後			負荷切り離し後
高圧原子炉代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位 (S A)	1				原子炉水位 (S A)	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 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代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
	高圧原子炉代替注水流量	1				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
	代替注水流量 (管線)	1				代替注水流量 (管線)	1	1	1		
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2				低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	2		①		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
	残留熱除去ポンプ出口流量	2		①		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	2				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	2				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
	原子炉圧力	2				原子炉圧力	2	2	1		
	原子炉圧力 (広帯域)	2				原子炉圧力 (S A)	1	1	1		
	原子炉水位 (燃料棒)	2				サブレーション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2		

※ 有効性評価上考慮しない操作

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA時注水機能喪失

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

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				計器故障等	SBO	
	計器名称	計器数	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				
							直後	負荷切り離し後			
①重要監視パラメータを計測する計器 ②有効監視パラメータを計測する計器 ③補助パラメータを計測する計器	対応手段 ①重要監視パラメータを計測する計器 ②有効監視パラメータを計測する計器 ③補助パラメータを計測する計器	原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	
		原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	
		原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	
		原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	
		原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	
		原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	
		原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	
		原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	
		原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	
		原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	
		原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	
		原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	
		原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	
		原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	

※ 有効性評価上考慮しない操作

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA時注水機能喪失

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

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				計器故障等	SBO		
	計器名称	計器数	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					
							直後	負荷切り離し後				
速がし安全弁による原子炉急減速圧	原子炉圧力	2	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
					原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
					原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
					原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水	原子炉圧力	2	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
						原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
						原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA時注水機能喪失

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

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		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2 2				原子炉水位(SA)	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
						代替注水流量(常設)	1	1	1	1		
						低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2	2 2		
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
						高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
						低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
						残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
						原子炉圧力	2	2	2	2		
						原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	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(SA)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
						サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA時注水機能喪失

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

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	直後	SBO影響 負荷切り離し後	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		直後	SBO影響 負荷切り離し後			
												計器故障等	SBO	
低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直線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	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1				
							高圧原子炉代替注水流量	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代替監視可能	
							代替注水流量 (常設)	1	1	1				
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2				
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域)	2	2	2				
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1				
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0				
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1				
							原子炉圧力	2	2	1				原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1				
							サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2				
							代替注水流量 (常設)	1	1	1				①
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1											
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能										
原子炉水位 (SA)	1	1	1											

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA時注水機能喪失

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

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	直後	SBO影響 負荷切り離し後	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		直後	SBO影響 負荷切り離し後		
												計器設備等	
対応手段 低圧原子炉代替注水系統(常設)による原子炉注水	計器名称 低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	①	—	代替注水流量(常設)	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		2	2	2	2	—	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2 2	2 2	1 1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能		
		1	1	1	1	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
		1	1	1	1	—	サブプレッション・プール水位(SA)	1	1	1	絶対温度/圧力の関係から、ドライウエル温度(SA)又はベデスタル温度(SA)により代替監視可能		
		2	2	2	2	—	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
		2	2	2	2	—	サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
		7	7	7	7	①	—	ドライウエル温度(SA)	7	7	7		絶対温度/圧力の関係から、ドライウエル温度(SA)又はベデスタル温度(SA)により代替監視可能
		2	2	2	2	—	ベデスタル温度(SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
		2	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力(SA)	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
		2	2	2	2	—	—	サブプレッション・チェンバ温度(SA)	2	2	2		絶対温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度(SA)により代替監視可能
格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器冷却	計器名称 格納容器代替スプレイス流量	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力(SA)	2	2	2	ドライウエル圧力(SA)とサブプレッション・チェンバ圧力(SA)の差圧により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		3	3	3	3	—	ドライウエル水位	3	3	3	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位(SA)、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能		
		1	1	1	1	—	サブプレッション・プール水位(SA)	1	1	1			
		4	4	4	4	—	ベデスタル水位	4	4	4			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA時注水機能喪失

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

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				計器故障等	SBO		
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	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			直後	SBO影響 負荷切り離し後
格納器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納器冷却	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	①	—	代替注水流量(常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量(稼働時)、格納器代替注水流量、ベテスタル代替注水流量、ベテスタル代替注水流量(稼働時)のうち動作状態による流量および本源である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認	
		2	2	2	①	—	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働時)	2	2	2		
		1	1	1	①	—	格納器代替スプレイ流量	2	2	2	2	
		2	2	2	①	—	ベテスタル代替注水流量 ベテスタル代替注水流量 (稼働時)	2	2	2	2	
		1	1	1	①	—	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1	
		2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納器内の圧力を計測することができ、監視可能
		2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベテスタル温度 (SA) により代替監視可能
		2	2	2	①	—	ベテスタル温度 (SA)	2	2	2	2	
		2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納器内の圧力を計測することができ、監視可能
		2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能
格納器フィロタバント系による原子炉格納器冷却											監視事項は主要パラメータにて確認	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA時注水機能喪失

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

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		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
格納容器フィルタバベント系による原子炉格納容器除熱	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)、格納容器代替注水流量 (稼働後)、ベントスタル代替注水流量 (稼働後) のうち動作可能にある流量以上の水源である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能	
					低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
					低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2	2		
					格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		
	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル)	2	2	2	2	ベントスタル代替注水流量	2	2	2	低圧原子炉代替注水水位
						ベントスタル代替注水流量 (稼働後)	2	2	2	
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	2	2	[エリア放射線モニタ] (原子炉建物エリア放射線モニタ)	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能
						エリア放射線モニタ (原子炉建物エリア放射線モニタ)	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能
	スタラバ容器水位	8	8	8	8	—	—	—	—	
	スタラバ容器圧力	4	4	4	4	ドライウェル圧力 (SA)	2	2	2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器フィルタバベント系の健全性を代替監視可能
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)						2	2	2		
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2 1	2 1	2 1	2 1	—	—	—	—		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフエイシスシステムLOCA) 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, ④補助パラメータ

対応手段	抽出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			
ISLOCA発生 外部電源喪失及び原子炉システム確認 原子炉隔離時冷却系及び新圧抑心システムによる原子炉注水	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	平均出力領域計装	6	6	0	①	—	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、制御棒状態が確定可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	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 (SA)	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	①	—	サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位 (SA) の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	①	—	原子炉水位 (SA)	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
	—	—	—	—	—	—	サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位 (SA) の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	—	—	—	—	—	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
	—	—	—	—	—	—	原子炉水位 (SA)	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
	—	—	—	—	—	—	原子炉水位 (SA)	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	監視事項は主要パラメータにて確認	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフエイシシステムLOCA)

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

対応手段	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器											
	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		
高圧原子炉代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	① ①	—	原子炉水位 (SA)	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉水位 (SA)	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
	高圧原子炉代替注水流量	1	1	①	—	サブレーション・プールの水位 (SA)	1	1	1	2 2	水測であるサブレーション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	加熱熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

※ 有効性評価上考慮しない操作

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフエイズシステムLOCA)

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

対応手段	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			
T S L O C A 発生確認	原子炉圧力	2	2	1	①	-	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		
							原子炉圧力	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
	原子炉水位 (S A)	1	1	①	-	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
						原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2			
	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2		
	原子炉水位 (S A)	1	1	①	-	原子炉水位 (S A)	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
						原子炉圧力	2	2	2	2			
	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	①	-	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							ドライウエル温度 (S A)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) により代替監視可能	
	ドライウエル温度 (S A)	7	7	7	①	-	ドライウエル温度 (S A)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							ドライウエル圧力 (S A)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) の上昇により代替監視可能	
残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	-	原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
						原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1			
						【エリア放射線モニタ】(原子炉建屋物エリア放射線モニタ)	18	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を、監視可能		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフエイズシステムLOCA) 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

対応手段	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器												
	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		SBO		
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
中央制御室での残留熱除去系隔離失敗	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	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)	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (S A)	1	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	
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2	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	
	原子炉水位 (S A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	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	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフエイシスシステムLOCA) 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

対応手段	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										SBO			
	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					
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
速がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉圧力	2	2	1	①	-	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1			
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2			
	高圧炉心スフレイ系による原子炉注水	原子炉圧力 (S A)	1	1	①	-	原子炉圧力	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
		原子炉水位 (S A)	1	1	①	-	原子炉水位 (S A)	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2			
		高圧炉心スフレイポンプ出口流量	1	0	0	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	水源であるサブレーション・プール水位 (S A) の水位変化により代替監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターブエイセスシステムLOCA) 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

対応手段	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										計器故障等	SBO			
	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						
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後					
残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却モード) 運転	サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	—	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水脈であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化により代替監視可能				
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2		2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
残留熱除去系 (原子炉停止間冷却モード) 運転	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
							原子炉圧力 (広帯域) 原子炉圧力 (燃料域)	2	2	2	2		2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	①	—	—	原子炉圧力	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2		2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	①	—	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2		2	2	除熱弁の温度変化により代替監視可能
							サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	2		2	2	除熱弁の温度変化により代替監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフエイズシステムLOCA)

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

対応手段	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			
現期操作での残留熱除去系隔離操作	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	① ①	—	原子炉水位 (SA)	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉水位 (SA)	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	① ①	—	原子炉水位 (SA)	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
残留熱除去系隔離後の水位維持	原子炉水位 (SA)	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉水位 (SA)	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉水位 (SA)	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
高圧炉心スプレーイボンプ出口流量	高圧炉心スプレーイボンプ出口流量	1	0	①	—	サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位 (SA) の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	高圧炉心スプレーイボンプ出口流量	1	0	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	放射熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
						原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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 残留熱代替除去系を使用する場合

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		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
原子炉スクラム確認 非常用炉心冷却系機能喪失確認	平均出力領域計装	6	0	①	—	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未読状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	
						原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	燃料熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
						原子炉水位 (SA)	1	1	1		
						サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	
						原子炉水位 (SA)	1	1	1		
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	燃料熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						原子炉水位 (SA)	1	1	1		
						サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	
						原子炉水位 (SA)	1	1	1		
						サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	
						原子炉水位 (SA)	1	1	1		
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	燃料熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
					原子炉水位 (SA)	1	1	1			
					サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能		
					原子炉水位 (SA)	1	1	1			
					サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能		
					原子炉水位 (SA)	1	1	1			
残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	燃料熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
					原子炉水位 (SA)	1	1	1			
					サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能		
					原子炉水位 (SA)	1	1	1			
					サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能		
					原子炉水位 (SA)	1	1	1			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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 残留熱代替除去系を使用する場合

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		計器名称	計器数	SBO影響								
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後							
非常用炉心冷却系機能喪失確認	原子炉水位（圧縮域） 原子炉水位（燃料域）	2 2			補助パラメータ 分類理由		パラメータ 分類		計器名称	原子炉水位（SA）	1	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 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代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
										代替注水流量（管設）	1	1	1	1	
										低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （管挿適用）	2 2	2 2	2 2	2 2	
										原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	
										高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	
										残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
										低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	
										残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	
										原子炉圧力	2	2	2	2	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1	
										サブプレッション・チェンバ 圧力（SA）	2	2	2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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 残留熱代替除去系を使用する場合

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		計器名称	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
非常用炉心冷却系機能喪失確認	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
							原子炉水位 (圧壊後) 原子炉水位 (燃料後)	2 2	2 2	1 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	
							高压原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2 2	2 2	2 2	2 2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
							高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	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代替監視可能	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバール圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							サブプレッション・チェンバール圧力 (SA)	2	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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 残留熱代替除去系を使用する場合

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		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備												
	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドラワイウエル)	2	2	1	①	—	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
炉心損傷確認 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバ)	2	2	1	①	—	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	
原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	—	—	1	1	2	2	2	
							原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	2

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

3.1 零囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合

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	直後	SBO影響 負荷切り離し後	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		
										直後	負荷切り離し後	
常設代替交流電源設備による交流電源供給 線及び低圧原子炉代替注水系（管設）に よる原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		
							原子炉水位 (SA)	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	
							高圧原子炉代替注水流速	1	1	1		
							代替注水流速 (管設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流速	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流速 (狭帯域用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流速	1	1	1		
原子炉圧力	2	2	1									
原子炉圧力 (SA)	1	1	1									
サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2									
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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能												
原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流速と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能												
監視事項は主要パラメータにて確認												

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気気力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合

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
評価

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				計器故障等	SBO		
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後				
											補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類
常設代替交流電源設備による交流電源供給 および低圧原子炉代替注水系統（常設）に よる原子炉注水	原子炉水位（SA）	1	1	1	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
							高压原子炉代替注水流量	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前線熱除去に必要な水量より代替監視可能	
							代替注水流量（常設）	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （稼働使用）	2 2	2 2	2 2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉圧力（SA）	1	1	1		
							サブプレッジョン・チェンバ 圧力（SA）	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		
							原子炉水位（SA）	1	1	1		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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 残留熱代替除去系を使用する場合

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	直後	負荷切り離し後	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	直後	負荷切り離し後	計器設備等	SBO									
													計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後					
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系統（常設）による原子炉注水	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	①	—	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯留槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認									
		2	2	2	2	—	2	2	2	2	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能										
		1	1	1	1	—	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能										
		1	1	1	1	—	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能										
		2	2	2	2	—	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能										
		2	2	2	2	—	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能										
		2	2	2	2	—	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能										
		2	2	2	2	—	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能										
		2	2	2	2	—	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能										
		2	2	2	2	—	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能										
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	格納容器水素濃度 (S.A)	1	0	0	①	—	1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認										
		1	0	0	①	—	1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能											
		2	2	2	2	—	2	2	2	2		格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の集計結果により、格納容器酸素濃度 (S.A) の代替監視可能									
		2	2	2	2	—	2	2	2	2		格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の集計結果により、格納容器酸素濃度 (S.A) の代替監視可能									
		2	2	2	2	—	2	2	2	2		格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の集計結果により、格納容器酸素濃度 (S.A) の代替監視可能									
		2	2	2	2	—	2	2	2	2		格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の集計結果により、格納容器酸素濃度 (S.A) の代替監視可能									
		2	2	2	2	—	2	2	2	2		格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の集計結果により、格納容器酸素濃度 (S.A) の代替監視可能									
		2	2	2	2	—	2	2	2	2		格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の集計結果により、格納容器酸素濃度 (S.A) の代替監視可能									
		2	2	2	2	—	2	2	2	2		格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の集計結果により、格納容器酸素濃度 (S.A) の代替監視可能									
		2	2	2	2	—	2	2	2	2		格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の集計結果により、格納容器酸素濃度 (S.A) の代替監視可能									

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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 残留熱代替除去系を使用する場合

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		計器名称	計器数	SBO影響							
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	①	—	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	1 1	原子炉水位と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位（S.A.）	1	1	1	1	残留熱代替除去ポンプ出口圧力から推定した流量と残留熱代替除去系原子炉注水流量により代替監視可能	
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	残留熱代替除去ポンプ出口圧力から推定した流量と残留熱代替除去系原子炉注水流量により代替監視可能	
								残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2	2	原子炉圧力容器内の温度変化により代替監視可能	
								原子炉圧力容器温度（S.A.）	2	2	2	2	残留熱代替除去系原子炉注水流量と残留熱代替除去ポンプ出口圧力、サブプレッジョン・プール水位（S.A.）と残留熱代替除去ポンプの注水特性から推定した総流量により代替監視可能	
								サブプレッジョン・プール水温度（S.A.）	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
								ドライウエル温度（S.A.）	7	7	7	7	原子炉格納容器内の温度変化により代替監視可能	
								サブプレッジョン・チェンバ温度（S.A.）	2	2	2	2		
								ベーズタル温度（S.A.）	2	2	2	2		
								ドライウエル圧力（S.A.）	2	2	2	2	絶対温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力（S.A.）又はベーズタル圧力（S.A.）の上昇により代替監視可能	
								サブプレッジョン・チェンバ圧力（S.A.）	2	2	2	2		
								サブプレッジョン・チェンバ圧力（S.A.）	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
								ドライウエル温度（S.A.）	7	7	7	7	絶対温度/圧力の関係から、ドライウエル温度（S.A.）又はベーズタル温度（S.A.）により代替監視可能	
								ベーズタル温度（S.A.）	2	2	2	2		
ドライウエル圧力（S.A.）	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能									
サブプレッジョン・チェンバ圧力（S.A.）	2	2	2	2	絶対温度/圧力の関係から、サブプレッジョン・チェンバ温度（S.A.）により代替監視可能									
サブプレッジョン・プール水温度（S.A.）	2	2	2	2	サブプレッジョン・プール水温度（S.A.）の温度変化により代替監視可能									

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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 残留熱代替除去系を使用する場合

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									
	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		計器設備等	SBO								
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後										
残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	B-格納容器水素濃度	1	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
	格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	B-格納容器酸素濃度 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	2 2 2	0 2 2	0 1 1	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (SA) の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
可搬式蒸気発生器連動を用いた原子炉格納容器内への蒸気注入	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2 2	2 2	2 2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素濃度の可能性を把握可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
	格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	B-格納容器酸素濃度 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	2 2 2	0 2 2	0 1 1	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (SA) の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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） 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

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		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
原子炉スクラム確認 非常用炉心冷却系機能喪失確認	平均出力領域計装	6	0	①	—	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						[制御棒自動操作・監視系]	1	1	0	制御棒自動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未読状態が推定可能	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	①	—	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブレーション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	燃料熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	①	—	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブレーション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	燃料熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	①	—	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブレーション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	燃料熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	①	—	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブレーション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	燃料熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
						原子炉水位 (SA)	1	1	1		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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） 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

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		計器名称	計器数	SBO影響													
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後												
非常用炉心冷却系機能喪失確認	原子炉水位（圧滞域） 原子炉水位（燃料域）	2 2			補助パラメータ 分類理由					計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器設備等	SBO					
					パラメータ 分類															
					原子炉水位 (SA)											1	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
					高压原子炉代替注水流量											1	1	1	1	
					代替注水流量 (管設)											1	1	1	1	
					低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (袋排適用)											2 2	2 2	2 2	2 2	
					原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量											1	1	1	1	
					高压炉心スプレイポンプ出 口流量											1	0	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代替監視可能
					残留熱除去ポンプ出口流量											3	0	0	0	
					低圧炉心スプレイポンプ出 口流量											1	0	0	0	
					残留熱代替除去系原子炉注 水流量											1	1	1	1	
					原子炉圧力											2	2	2	2	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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の漏 水を推定可能
					サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)											2	2	2	2	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

3.1 零囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

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

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	直後	SBO影響 負荷切り離し後	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	直後	SBO影響 負荷切り離し後		計器設備等	SBO							
非常用炉心冷却系統機能喪失確認	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (標準線)	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									
							原子炉水位 (燃料線)	2	2	1										
							原子炉水位 (燃料線)	2	2	1										
							原子炉水位 (燃料線)	2	2	1										
							原子炉水位 (燃料線)	2	2	1										
							原子炉水位 (燃料線)	2	2	1										
							原子炉水位 (燃料線)	2	2	1										
							原子炉水位 (燃料線)	2	2	1										
							原子炉水位 (燃料線)	2	2	1										
							原子炉水位 (燃料線)	2	2	1										
							原子炉水位 (燃料線)	2	2	1										
							原子炉水位 (燃料線)	2	2	1										
							原子炉水位 (燃料線)	2	2	1										
							原子炉水位 (燃料線)	2	2	1										
							原子炉水位 (燃料線)	2	2	1										
							原子炉水位 (燃料線)	2	2	1										
							全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	—						—	原子炉圧力	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバイン圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
															原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
炉心損傷確認	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドラライウエル)	2	2	1	①	—	原子炉圧力	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
							原子炉圧力 (SA)	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

3.1 零囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

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	直後	SBO影響 負荷切り離し後	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		
										直後	負荷切り離し後	
常設代替交流電源設備による交流電源供給 線及び低圧原子炉代替注水系 (管設) に よる原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	SBO	
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2			1 1
							原子炉水位 (S A)	1	1			1
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2			2
							原子炉圧力	2	2			1
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2			1 1
	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (S A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	SBO	
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2			
							原子炉圧力	2	2			
							原子炉水位 (S A)	1	1			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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） 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

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		計器名称	計器数	SBO影響								
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後							
常設代替交流電源設備による交流電源供給 経及び低圧原子炉代替替注水系（常設）に よる原子炉注水	原子炉水位（圧縮域） 原子炉水位（燃料域）	2 2				補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	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	直後	負荷切り離し後	計器設備等	SBO 監視事項は主要パラ メータにて確認
						原子炉水位 (SA)	1	1	1	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		
						高圧原子炉代替替注水流量	1	1	1	1	1	1			
						代替注水流量（常設）	1	1	1	1	1	1			
						低圧原子炉代替替注水流量 （燃料域用）	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2			
						原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	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隔離 熱除去に必要な水量より代替監視可能		
						高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	1	0	1	0			
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	3	0	3	0			
						低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	1	0	1	0			
						残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1			
						原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	1	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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能	
						サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気気力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

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	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後				
										補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	
常設代替交流電源設備による交流電源供給 結及び低圧原子炉代替注水系統(常設)に よる原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
		1	1	1	1	1	原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
		1	1	1	1	1	原子炉圧力 (SA)	1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
		1	1	1	1	1	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
		1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1		水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水位変化より代替監視可能
		1	1	1	1	1	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1		放射熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
		1	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1		
		1	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1		
		1	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1		
		1	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1		
		1	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1		
		1	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1		
		1	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1		
		1	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1		
		1	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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） 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

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	直後	SBO影響 負荷切り離し後	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		直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器位置等	SBO	
														計器名称
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	①	—	代替注水流量（常設）	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯留槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		2	2	2			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	2				
		1	1	1			原子炉水位（SA）	1	1	1				
		1	1	1			サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1				
		2	0	0			低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0				
		2	2	2			ベデスタル温度（SA）	2	2	2				
		2	2	2			ドライウエル圧力（SA）	2	2	2				
		2	2	2			サブプレッション・チェンバ 圧力（SA）	2	2	2				
		1	0	0			B-格納容器水素濃度	1	0	0				
		1	0	0			B-格納容器酸素濃度	1	0	0				
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	格納容器酸素濃度（SA）	2	2	2			格納容器酸素濃度計測モニタ（ドライウエル）又は格納容器酸素濃度計測モニタ（サブプレッション・チェンバ）の集約結果により、格納容器酸素濃度（SA）の代替監視可能	2	2	2				
		2	2	2			格納容器酸素濃度計測モニタ（ドライウエル）又は格納容器酸素濃度計測モニタ（サブプレッション・チェンバ）の集約結果により、格納容器酸素濃度（SA）の代替監視可能	2	2	2				
		2	2	2			ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の空気の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把握可能	2	2	2				
		2	2	2			サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2				
		2	2	2			ベデスタル温度（SA）	2	2	2				
		2	2	2			ドライウエル圧力（SA）	2	2	2				
		2	2	2			サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2				
		2	2	2			ベデスタル温度（SA）	2	2	2				
		2	2	2			ドライウエル圧力（SA）	2	2	2				
		2	2	2			サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2				
格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却	ドライウエル温度（SA）	7	7	7	①	—	ドライウエル温度（SA）	7	7	7	絶対温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		2	2	2			絶対温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）の上昇により代替監視可能	2	2	2				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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） 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

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		計器名称	計器数	SBO影響			
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
格納容器代替スプレイス系（可搬型）による原子炉格納容器冷却	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	計器名称	2	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認
							パラメータ分類	2	原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							補助パラメータ分類理由	7	絶対温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベテスタル温度 (SA) により代替監視可能	
	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7	7	7	7	7
サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	①	—	計器名称	2	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認
							パラメータ分類	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	絶対温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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) 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

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	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
							直後	負荷切り離し後		
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	格納容器代替スプレイス流量	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバース圧力 (SA) の差圧により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					サブプレッション・チェンバース圧力 (SA)	2	2	2		
					ドライウエル水位	3	2	3	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能	
					サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1		
					ベデスタル水位	4	4	4		
					代替注水流量 (常設)	1	1	1		
					低圧原子炉代替注水流量 (格納容器代替スプレイス用)	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (格納容器代替スプレイス用) のうち動作状態にある流量以上の流量である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	
					格納容器代替スプレイス流量	2	1	2		
					ベデスタル代替注水流量 (格納容器用)	2	2	2		
					低圧原子炉代替注水水位	1	1	1		
格納容器フィルタタバント系による原子炉格納容器冷却	ドライウエル圧力 (SA)	2	①	—	サブプレッション・チェンバース圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
					ベデスタル温度 (SA)	2	2	2		
					ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
					サブプレッション・チェンバース圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバース温度 (SA) により代替監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

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)
 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

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		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
格納容器フィルタバベント系による原子炉格納容器除熱	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	-	代替注水流量 (常設)	1	1	1	計器故障等 代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)、格納容器代替注水流量 (稼働後)、格納容器代替注水流量 (稼働後)、格納容器代替注水流量 (稼働後) のうち動作状態による流量および外漏である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能	SBO	
						低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2	2			
						低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2	2			
						格納容器代替注水流量 (稼働後)	2	2	2			
						ベイズスタラル代替注水流量 (稼働後)	2	2	2			
	スクラバ容器水位	8	8	8	8	-	-	-	-	-	-	
	スクラバ容器圧力	4	4	4	4	-	ドライウェル圧力 (SA)	2	2	2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器フィルタバベント系の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		
	第1バベントフィルタバベント出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2	1	1	1	1	1	-	-

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 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

対応手段	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					
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後							
原子炉スクラム融設	平均出力領域計装	6	0	①	—	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認					
										[制御棒手動操作・監視系]	1		0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未読状態が推定可能			
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	①	—	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化により代替監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認					
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	1		1	1	1	1	船舶熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	1		1	1	1	1	
						原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1		1	1	1	1	1
高圧炉心スプレイレイポンプ出口流量	1	0	①	—	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化により代替監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認					
					原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	1	1		1	1	1	1	1
低圧炉心スプレイレイポンプ出口圧力	1	3	0	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	船舶熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認				
						原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	1		1	1	1	1

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压溶解物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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

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		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
高压・低圧注水機能喪失確認	計器名称 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	計器数 2 2	直後 2 2	負荷切り離し後 1 1	補助パラメータ 分類理由 — —	原子炉水位 (SA)	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	監視事項は主要パラメータにて確認
						高压原子炉代替注水流量	1	1	1		
						代替注水流量 (常設)	1	1	1		
						低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
						低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2	2		
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
						高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
						低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
						残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
						原子炉圧力	2	2	2		
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
						サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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

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		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
高压・低压注水機能喪失確認 原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2				原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	SBO 監視事項は主要パラメータにて確認	
	高压原子炉代替注水流量	1				高压原子炉代替注水流量	1	1	1			
	代替注水流量 (常設)	1				代替注水流量 (常設)	1	1	1			
	低压原子炉代替注水流量 低压原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2 2				低压原子炉代替注水流量 低压原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2 2	2 2	2 2			
	原子炉隔離時冷源ポンプ出口流量	1				原子炉隔離時冷源ポンプ出口流量	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隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能		
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	1			高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
	残留熱除去ポンプ出口流量	3				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	1				低压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
	原子炉圧力	2				原子炉圧力	2	2	2	1		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 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
	原子炉圧力 (SA)	1				原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2				サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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

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				計器故障等	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			SBO影響		
			直後	負荷切り離し後							直後	負荷切り離し後	
高压原子炉代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2 2	2 2 2	1 1	① ①	ー ー	原子炉水位 (SA)	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認
							高压原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
							高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱代替熱除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
							サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2		

※ 有効性評価上考慮しない操作

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

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

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	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			SBO
							直後	負荷切り離し後		
高压原子炉代替注水係による原子炉注水 ※	原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉压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代替監視可能 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 (SA) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能 水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能 崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
					高压原子炉代替注水流量	1	1	1		
					代替注水流量 (常設)	1	1	1		
					低压原子炉代替注水流量	2	2	2		
					低压原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2		
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
					高压炉心サブプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
					低压炉心サブプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
					原子炉圧力	2	2	1		
					原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
					サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		
					サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1		
					原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
高压原子炉代替注水流量	1	1	1							

※ 有効性評価上考慮しない操作

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 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

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				計器故障等	SBO
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	原子炉水位 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	1	高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (常設使用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 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 (S A)	1 1 2 2 1 1 3 1 1 2 1 2	1 1 2 2 1 0 0 1 1 2 2 2 1	1 1 1 2 2 1 0 0 1 1 2 1 2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉压力容器の漏水を推定可能	
逃がし安全弁による原子炉急通風圧										

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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

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		計器名称	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
速がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
							高压原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
							低压原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
							低压原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
							高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
							低压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
原子炉圧力	2	2	2	2									
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1									
原子炉圧力 (広帯域)	2	2	2	2									
原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2									
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1									
原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2									
直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能											監視事項は主要パラメータにて確認		
原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態があると想定し、飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能													

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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

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	SBO	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
対応手段 遠がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		2	2	2	2	2	2	2	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
		2	2	2	2	2	2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)		
		1	1	1	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)		
		2	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器温度 (SA)		
		2	2	2	2	18	0	0	{エリア放射線モニタ} (原子炉建物エリア放射線モニタ)	直接的に格納容器内放射線濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	2	18	0	0	{エリア放射線モニタ} (原子炉建物エリア放射線モニタ)	直接的に格納容器内放射線濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		1	0	0	0	1	0	0	B-1格納容器水素濃度	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		1	0	0	0	1	0	0	B-1格納容器酸素濃度	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能	
		1	0	0	0	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (SA) の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
原子炉格納容器下部への圧水	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把握可能		
		2	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力 (SA)		
		2	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力 (SA)		
		2	2	2	2	2	2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力 (SA)		
		2	2	2	2	2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度	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代替監視可能	
		2	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力 (SA)		
		2	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力 (SA)		
		2	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力 (SA)		
		2	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力 (SA)		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 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、④補助パラメータ

対応手段	抽出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		
原子炉格納容器下部への注水	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ	監視事項は主要パラメータにて確認
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	圧力 (SA) の変動により代替監視可能	
							ドライウエル水位	3	3	3	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール	
							サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水位 (SA)、ベアスタル水位の水位変化により代替監視可能	
							ベアスタル水位	4	4	4		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
原子炉格納容器下部への注水	ベデスタル水位	4	4	—	代替注水量（常設）	1	1	1	計器故障等	SBO	
					格納容器代替スプレイ流量	2	2	2			原子炉格納容器下部へ注水している系統の注水量より代替監視可能
原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力容器温度（S A）	2	2	—	ベデスタル代替注水量	2	2	2	格納容器下部へ注水している系統の注水量より代替監視可能	SBO	
					低圧原子炉代替注水量	1	1	1			水源である低圧原子炉代替注水量の水位変化より代替監視可能
					原子炉圧力	2	2	1			
					原子炉圧力（S A）	1	1	1			
					原子炉水位（広地域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1			原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能
					原子炉水位（S A）	1	1	1			
原子炉圧力容器温度（S A）	2	2	2	残留熱除去系が運転可能であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能							

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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

対応手段	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										SBO		
	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				
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2		
							原子炉圧力	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2		
							サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							ドライウエル温度 (S.A)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S.A) 又はベデスタル温度 (S.A) により代替監視可能	
ベデスタル温度 (S.A)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (S.A)	7	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
						サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S.A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (S.A) の上昇により代替監視可能		
						ベデスタル温度 (S.A)	7	7	7	7			
						ベデスタル温度 (S.A)	2	2	2	2			
溶融炉心への注水	ベデスタル代替注水流量 ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	① ①	—	ベデスタル水位	3	3	3	3	注水先のドライウエル水位、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							ベデスタル水位	4	4	4	4		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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

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				計器故障等	SBO	
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後			
											パラメータ 分類
溶融炉心への注水 残留熱代替除去系格納容器 及び炉心の格納容器除熱	ベデスタル水位	4	4	4	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	原子炉格納容器下部へ注水している系統の注水流量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							格納容器代替スプレイ流量	2	2	原子炉格納容器下部へ注水している系統の注水流量より代替監視可能	
							ベデスタル代替注水流量	2	2		
							低圧原子炉代替注水水位	1	1		
	残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量	1	1	1	①	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量と残留熱代替除去ポンプ出口圧力 (S.A.)、サブプレッション・チェンバールール水位 (S.A.) と残留熱代替除去ポンプの注水特性から推定した総流量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2		
							サブプレッション・プール水温度 (S.A)	2	2	原子炉格納容器内の温度変化により代替監視可能	
							ドライウエル温度 (S.A)	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
							サブプレッション・チェンバールール温度 (S.A)	2	2		
							ベデスタル温度 (S.A)	2	2		
ドライウエル温度 (S.A)	7	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (S.A)	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S.A.) とサブプレッション・チェンバールール圧力 (S.A.) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
						サブプレッション・チェンバールール圧力 (S.A)	2	2			
ドライウエル圧力 (S.A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバールール圧力 (S.A)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
						ドライウエル温度 (S.A)	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S.A.) とサブプレッション・チェンバールール温度 (S.A.) により代替監視可能		
サブプレッション・チェンバールール圧力 (S.A)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (S.A)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
						サブプレッション・チェンバールール温度 (S.A)	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバールール温度 (S.A.) により代替監視可能		
サブプレッション・プール水温度 (S.A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバールール温度 (S.A)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
						サブプレッション・チェンバールール圧力 (S.A)	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバールール圧力 (S.A.) により代替監視可能		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 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、④補助パラメータ

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		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
可搬式窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素注入	格納容器酸素濃度 (S.A)	1	0	0	①	—	B-格納容器酸素濃度	1	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能	SBO	
							格納容器雰囲気特殊モニタ (ドライウエール)	2	2	格納容器雰囲気特殊モニタ (ドライウエール) 又は格納容器雰囲気特殊モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (S.A) の代替監視可能		
							格納容器雰囲気特殊モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	2	2	1		
							ドライウエール圧力 (S.A)	2	2	2		ドライウエール圧力 (S.A) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把握可能
							サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用

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		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		

対象無し

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

3.4 水素燃焼

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		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		

対象無し

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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

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		計器名称	計器数	SBO影響			
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
									計器故障等	SBO
対象無し										

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故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

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			
燃料プールの常時系機能喪失確認	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	0	①	—	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	①	—	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の存続状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	①	—	—	燃料プール水位・放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の存続状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	①	—	—	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の存続状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	①	—	—	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の存続状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	①	—	—	燃料プール水位・放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の存続状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	①	—	—	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の存続状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	①	—	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の存続状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	①	—	—	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の存続状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	①	—	—	燃料プール水位・放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の存続状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	①	—	—	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の存続状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	①	—	—	燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の存続状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故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

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		計器名称	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
燃料プールの注水機能喪失確認	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	—	サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位 (SA) の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	—	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	融媒熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	①	—	—	燃料プール水位 (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)	1 1 1	0 1 1	0 1 1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 燃料プールの監視可能	
	燃料プール水位 (SA)	1	0	0	①	—	—	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 燃料プールの監視可能	
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	1	1	1	①	—	—	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 燃料プールの監視可能	
	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	①	—	—	燃料プール水位 (SA)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 燃料プールの監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故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

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				計器故障等	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			SBO影響		
			直後	負荷切り離し後							直後	負荷切り離し後	
燃料プールの注水機能喪失確認	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	-	①	燃料プール水位 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			1	1					燃料プール水位・温度 (S A)			1	燃料プールの監視可能
			1	1					燃料プールの監視カメラ (S A)			1	燃料プールの監視可能
燃料プールの注水機能喪失確認 ※ (常設スプレイヘッド) による燃料プールへの注水	燃料プール水位・温度 (S A)	1	0	0	-	①	燃料プール水位・温度 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			1	1					燃料プールの監視カメラ (S A)			1	燃料プールの監視可能
			1	1					燃料プールの監視カメラ (S A)			1	燃料プールの監視可能
燃料プールの注水機能喪失確認 ※ (常設スプレイヘッド) による燃料プールへの注水	燃料プール水位・温度 (S A)	1	0	0	-	①	燃料プール水位・温度 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			1	1					燃料プールの監視カメラ (S A)			1	燃料プールの監視可能
			1	1					燃料プールの監視カメラ (S A)			1	燃料プールの監視可能
燃料プールの注水機能喪失確認 ※ (常設スプレイヘッド) による燃料プールへの注水	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	-	①	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			1	1					燃料プールの監視カメラ (S A)			1	燃料プールの監視可能
			1	1					燃料プールの監視カメラ (S A)			1	燃料プールの監視可能

※ 有効性評価上考慮しない操作

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故 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

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		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		SBO影響		
			直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後	
燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水	燃料プール水位・温度（S A）	1	1	1	①	—	燃料プール水位（S A）	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃縮状況及び臨界の防止状態を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							燃料プールの監視カメラ（S A）	1	0			
							燃料プール水位・温度（S A）	1	1	燃料プールの監視カメラ（S A）		1
	燃料プール水位（S A）	1	0	0	①	—	燃料プール水位・温度（S A）	1	1	燃料プールの監視カメラ（S A）	監視事項は主要パラメータにて確認	
							燃料プールの監視カメラ（S A）	1	0			
							燃料プールの監視カメラ（S A）	1	0			
	燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水	燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水	1	1	1	①	—	燃料プールの監視カメラ（S A）	1	0	燃料プールの監視カメラ（S A）	監視事項は主要パラメータにて確認
								燃料プールの監視カメラ（S A）	1	0		
								燃料プールの監視カメラ（S A）	1	0		
	燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水	燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水	1	0	0	①	—	燃料プールの監視カメラ（S A）	1	1	燃料プールの監視カメラ（S A）	監視事項は主要パラメータにて確認
								燃料プールの監視カメラ（S A）	1	0		
								燃料プールの監視カメラ（S A）	1	0		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故2

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

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		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
燃料プールの注水機能喪失確認	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
燃料プールの注水機能喪失確認	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	—	—
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	—	監視事項は主要パラメータにて確認
	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故2

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

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				計器故障等	SBO	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
燃料プールの注水機能喪失確認 サイフォンブレイク配管による燃料プール漏えい停止確認	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	燃料プールの水位 (S.A)	1	1	1	0	燃料プールの水位 (S.A)	1	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		燃料プールの温度 (S.A)	1	1	1	0	燃料プールの温度 (S.A)	1	0		
		燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S.A)	1	1	1	0	燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S.A)	1	0		
	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	燃料プールの水位 (S.A)	1	0	0	0	燃料プールの水位 (S.A)	1	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		燃料プールの温度 (S.A)	1	0	0	0	燃料プールの温度 (S.A)	1	0		
		燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S.A)	1	0	0	0	燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S.A)	1	0		
	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	燃料プールの水位 (S.A)	1	1	1	1	燃料プールの水位 (S.A)	1	1	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		燃料プールの温度 (S.A)	1	1	1	1	燃料プールの温度 (S.A)	1	1		
		燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S.A)	1	1	1	1	燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S.A)	1	1		
	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	燃料プールの水位 (S.A)	1	0	0	0	燃料プールの水位 (S.A)	1	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		燃料プールの温度 (S.A)	1	0	0	0	燃料プールの温度 (S.A)	1	0		
		燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S.A)	1	0	0	0	燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S.A)	1	0		
燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	燃料プールの水位 (S.A)	1	1	1	1	燃料プールの水位 (S.A)	1	1	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	燃料プールの温度 (S.A)	1	1	1	1	燃料プールの温度 (S.A)	1	1			
	燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S.A)	1	1	1	1	燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S.A)	1	1			

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故2

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

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				計器故障等	SBO							
	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						
			直後	負荷切り離し後							直後	負荷切り離し後					
燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水 ※	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
												燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
												燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール水位 (S A)	1	1	燃料プールの監視カメラ (S A)	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
													燃料プールの監視カメラ (S A)	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
													燃料プールの監視カメラ (S A)	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	燃料プールの監視カメラ (S A)	1	1	1	①	—	燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	燃料プールの監視カメラ (S A)	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
													燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
													燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	0	①	—	燃料プールの監視カメラ (S A)	1	1	燃料プールの監視カメラ (S A)	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
													燃料プールの監視カメラ (S A)	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
													燃料プールの監視カメラ (S A)	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

※ 有効性評価上考慮しない操作

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故2

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

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				計器故障等	SBO						
	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					
			直後	負荷切り離し後							直後	負荷切り離し後				
燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	①	-	燃料プール水位 (S A)	1	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況, 放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ, 燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
												燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
												燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	①	-	燃料プール水位 (S A)	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
												燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
												燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1	1	1	①	-	燃料プール水位 (S A)	1	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
												燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
												燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	-	燃料プール水位 (S A)	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
												燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
												燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失 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

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				計器設置等	SBO	
	計器名称	計器数	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				
							直後	負荷切り離し後			
残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失(種別)	残留熱除去ポンプ出口流量	2	①	—	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	①	—	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
					サブプレッジョン・プール水温度 (S A)	2	2	2			
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量評価より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
					残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	残留熱除去系熱交換器冷却水流量が確保されていることにより、最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能		
	逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	原子炉圧力	2	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
						原子炉圧力 (S A)	1	1	1		
						原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		
原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能						
原子炉圧力 (S A)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1				
				原子炉水位 (S A)	1	1	1				
				原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失 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、④補助パラメータ

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		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度 (S)	2	2	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認
							サブレーション・プール水温度 (SA)	2	2		
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量評価より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失 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, ④補助パラメータ

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		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
熱留熱除去系(低圧注水モード)運転による原子炉注水	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	-	原子炉水位 (S A)	1	1	計器故障等	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 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代替監視可能 原子炉圧力 原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の漏水を推定可能
							高圧原子炉代替注水流量	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1		
							原子炉圧力	2	2		
							原子炉圧力 (S A)	1	1		
							サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失 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, ④補助パラメータ

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	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				
							直後	負荷切り離し後			
残留熱除去系(低圧注水モード)運転による原子炉注水	計器名称	原子炉水位 (S A)	①	—	原子炉水位 (は排気) 原子炉水位 (燃料被)	2 2	2 2	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	SBO	
	計器名称	高圧原子炉代替注水流量	1		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
	計器名称	代替注水流量 (箱股)	1		代替注水流量 (箱股)	1	1	1			
	計器名称	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2		低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2			
	計器名称	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
	計器名称	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	①	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	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代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	計器名称	残留熱除去ポンプ出口流量	3			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
	計器名称	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
	計器名称	残留熱代替熱除去系原子炉注水流量	1			残留熱代替熱除去系原子炉注水流量	1	1	1		
	計器名称	原子炉圧力	2			原子炉圧力	2	2	1		
	計器名称	原子炉圧力 (S A)	1			原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
	計器名称	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A)	2			サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失 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

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		計器名称	計器数	SBO影響		
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後	
残留熱除去系(低圧注水モード)運転による原子炉注水	残留熱除去ポンプ出口流量	3			サプレッション・プールの水位 (SA)	1			水源であるサプレッション・プールの水位変化より代替監視可能
			0	0			1	1	
					原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
					1				
					原子炉水位 (SA)	1			

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失 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

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		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転による崩壊熱除去機能回復	原子炉水位 (広帯域)	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	原子炉水位 (S A)	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		
		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1			
		代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1		
		低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	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代替監視可能	
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
		原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2		
		原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
		サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2		
												監視事項は主要パラメータにて確認

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失 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, ④補助パラメータ

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	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			
							直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転による崩壊熱除去機能回復	原子炉水位 (S A)	1	①	—	原子炉水位 (は事故) 原子炉水位 (燃料被)	2 2	2 2	1 1	直線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	監視事項は主要パラメータにて確認
					高圧原子炉代替書注水流量	1	1	1		
					代替注水流量 (常設)	1	1	1		
					低圧原子炉代替書注水流量 低圧原子炉代替書注水流量 (稼働時)	2 2	2 2	2 2		
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱代替書除去系原子炉注水流量	1	1	1		
					原子炉圧力	2	2	1		
					原子炉圧力 (S A)	1	1	1		
					サブレンション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2		
					残留熱除去ポンプ出口流量	2	2	2		
									原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) とサブレンション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

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	
			直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後
5.1 崩壊熱除去機能喪失 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転による崩壊熱除去機能回復	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	
			2	2			サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	
										計器故障等 除熱先の温度変化により代替監視可能 監視事項は主眼パラメータにて確認	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失 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

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				計器故障等	SBO		
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
全交流動力電源喪失による蒸留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 停止確認	蒸留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	①	—	蒸留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失 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、④補助パラメータ

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		計器名称	計器数	SBO影響									
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後								
速がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	原子炉圧力	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉圧力 (S A)	1	1	原子炉水位 (広領域)	2	2	原子炉水位 (燃料域)		2	2
							原子炉圧力 (S A)	1	1	原子炉水位 (S A)	1	1	原子炉水位 (S A)		1	1
							残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	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代替監視可能		2	2

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失 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、④補助パラメータ

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	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			
							直後	負荷切り離し後		
低圧原子炉代替注水系統（常設）による原子炉注水	原子炉水位（広帯域）	原子炉水位（S A）	1			原子炉水位（S A）	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
		高圧原子炉代替注水流量	1			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
		代替注水流量（常設）	1			代替注水流量（常設）	1	1	1	
		低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （狭帯域用）	2 2			低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （狭帯域用）	2 2	2 2	2 2	
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
		残留熱除去ポンプ出口流量	3			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	①		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
		原子炉圧力	2			原子炉圧力	2	2	1	
		原子炉圧力（S A）	1			原子炉圧力（S A）	1	1	1	
		サブレーション・チェンバ 圧力（S A）	2			サブレーション・チェンバ 圧力（S A）	2	2	2	

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失 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、④補助パラメータ

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	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						
							直後	負荷切り離し後								
低圧原子炉代替注水系統(常設)による原子炉注水	計器名称	計器数	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	原子炉水位 (圧壊)	2			原子炉水位 (燃料壊)	2	1	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
					原子炉水位 (燃料壊)	2			原子炉水位 (圧壊)	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
					高圧原子炉代替注水流量	1			高圧原子炉代替注水流量	1	1					
					代替注水流量 (常設)	1			代替注水流量 (常設)	1	1					
					低圧原子炉代替注水流量	2			低圧原子炉代替注水流量	2	2					
					低圧原子炉代替注水流量 (稼働時)	2			低圧原子炉代替注水流量 (稼働時)	2	2					
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1					
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	①	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	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代替監視可能
					残留熱除去ポンプ出口流量	3			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0					
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0					
					残留熱代替熱除去系原子炉注水流量	1			残留熱代替熱除去系原子炉注水流量	1	1					
					原子炉圧力	2			原子炉圧力	2	2					
					原子炉圧力 (SA)	1			原子炉圧力 (SA)	1	1					原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
					サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2			サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2					

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失 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

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		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	代替注水流量(常設)	1	1	1	①	—	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	水溜である低圧原子炉代替注水槽水位の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	前線熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1	
	低圧原子炉代替注水ポンプ水位	1	1	1	①	—	代替注水流量(常設)	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能
							原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1	
	残留熱除去系(原子炉停止時冷卻用モード)運転による前線熱除去機能回復	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	①	—	サブレンション・プール水位(SA)	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能
								低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0	
残留熱除去ポンプ出口圧力								2	2	2	2	
残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
							サブレンション・プール水温度(SA)	2	2	2		2

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出 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、④補助パラメータ

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		計器名称	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認	原子炉水位 (広帯域)					原子炉水位 (S A)	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 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代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認			
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1				
						代替注水流量 (常設)	1	1	1				
						低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2				
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1				
						高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0				
						低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
						残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1				
						原子炉圧力	2	2	1				
						原子炉圧力 (S A)	1	1	1				
						サブレーション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2				

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出 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, ④補助パラメータ

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	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				
							直後	負荷切り離し後			
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認	原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (ばね域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
		1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
		1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1		
		2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (緊急域用)	2 2	2 2	2 2		
		1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
		1	1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	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代替監視可能
		3	0	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
		1	0	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
		1	1	1	1	残留熱代替熱除去系原子炉注水流量	1	1	1		
		2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2		
		1	1	1	1	原子炉圧力 (SA)	1	1	1		原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
		2	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

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

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				計器故障等	SBO	
	計器名称	計器数	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	SBO影響		計器数	計器名称			
					直後	負荷切り離し後					
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認	サブプレッション・ブール水位 (SA)	1	①	—	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2		2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	
		2	2		2	2	2	格納容器代替スプレイ流量	2	2	
		2	2		2	2	2	ベデスタタル代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	
		1	1		1	1	1	低圧原子炉代替注水水位	1	1	
		1	1		1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認	サブプレッション・ブール水位 (SA)	1	①	—	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2		2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	
		2	2		2	2	2	格納容器代替スプレイ流量	2	2	
		2	2		2	2	2	ベデスタタル代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	
		1	1		1	1	1	低圧原子炉代替注水水位	1	1	
		1	1		1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

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

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		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	-	原子炉水位 (S A)	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
							高圧原子炉代替注水流量	1	1			
							代替注水流量 (常設)	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0			
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1			
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1		
							サブレーション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2		

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出 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, ④補助パラメータ

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	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				
							直後	負荷切り離し後			
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認	原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (ばね域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
		1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
		1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1		
		2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2		
		1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
		1	1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	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代替監視可能
		3	0	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
		1	0	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
		1	1	1	1	残留熱代替熱除去系原子炉注水流量	1	1	1		
		2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	1		
		1	1	1	1	原子炉圧力 (SA)	1	1	1		原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
		2	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

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

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	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			
							直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系(低圧注水モード)運転による原子炉注水	原子炉水位(広帯域)	2	①	—	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
					高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
					代替注水流量(常設)	1	1	1	1	
					低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2	2 2	
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
					残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
					原子炉圧力	2	2	2	2	
					原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	
					サブレーション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	2	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

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, ④補助パラメータ

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	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			
							直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系(低圧注水モード)運転による原子炉注水	原子炉水位 (S A)	1	①	—	原子炉水位 (は排気) 原子炉水位 (燃料被)	2 2	2 2	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	監視事項は主要パラメータにて確認
					高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
					代替注水流量 (常設)	1	1	1		
					低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2		
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱代替熱除去系原子炉注水流量	1	1	1		
					原子炉圧力	2	2	1		
					原子炉圧力 (S A)	1	1	1		
					サブレンション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

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

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		計器名称	計器数	SBO影響			
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系(低圧注水モード)運転による原子炉注水	計器名称				計器名称				計器故障等	SBO
	パラメータ分類				サブレーション・プール水位(SA)	1	1	1	水源であるサブレーション・プール水位(SA)の水位変化より代替監視可能	
残留熱除去ポンプ出口流量	計器名称				原子炉水位(広相域) 原子炉水位(燃料域)	2 2	2 2	1 1	前線熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	パラメータ分類		0	0	原子炉水位(SA)	1	1	1		
	補助パラメータ分類理由									

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

5.4 反応度の誤投入

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

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		計器名称	計器数	SBO影響			
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
誤操作による反応度誤投入	中性子源領域計装	4	0	0	平均出力領域計装	6	6	0	平均出力領域計装により中性子源領域計装の代替監視可能 制御棒自動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未読界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			①	①	[制御棒自動操作・監視系]	1	1	0		
反応度誤投入後のスクラム確認	中性子源領域計装	4	0	0	平均出力領域計装	6	6	0	平均出力領域計装により中性子源領域計装の代替監視可能 制御棒自動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未読界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			①	①	[制御棒自動操作・監視系]	1	1	0		

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，廃棄物処理建物 1 階にて計測，監視を行う。

b. 作業場所

廃棄物処理建物 1 階（非管理区域）（補助盤室）

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，想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 : 20 分（所要時間目安^{※1} : 9 分）

※1 : 所要時間目安は，模擬により算定した時間
（2 測定点以降，連続で接続する場合は 10 分追加）

想定時間内訳

【現場運転員 B，C】

- 移動：想定時間 10 分，所要時間目安 2 分
 - ・移動：所要時間目安 2 分（中央制御室から補助盤室）
- 可搬型計測器接続：想定時間 10 分，所要時間目安 7 分
 - ・可搬型計測器接続：所要時間目安 7 分（補助盤室）

d. 操作の成立性

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。常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

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），無線通信設備（固定型），有線式通信設備，電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部との連絡が可能である。



可搬型計測器



電池容量確認



可搬型計測器接続



計測結果読み取り

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(1/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	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 (SA)	0 ~ 500°C	0 ~ 1, 200°C※1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。	
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	0 ~ 10MPa [gage]	0 ~ 10MPa [gage]	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	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。
		原子炉圧力 (SA)	0 ~ 11MPa [gage]	0 ~ 11MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	-400 ~ 150cm ※2	-400 ~ 150cm ※2	2	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	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。	
	原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位	-800 ~ -300cm ※2	-800 ~ -300cm ※2		2	差圧式水位検出器		廃棄物処理建物
		原子炉水位	-900 ~ 150cm ※2	-900 ~ 150cm ※2		1	差圧式水位検出器		廃棄物処理建物
		原子炉水位 (SA)	-900 ~ 150cm ※2	-900 ~ 150cm ※2		1	差圧式水位検出器		廃棄物処理建物

【配備台数】

・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性はある。)

- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。
- ※3 基準点はサブレーション・プール通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分II)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(2/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉压力容器への注水量	高压原子炉代替注水流量	0～150m ³ /h	0～150m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理 建物	どちらか一方の系統を使用する。 可搬型計測器での計測対象外。 どちらか一方の系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0～150m ³ /h	0～150m ³ /h	1		差圧式流量検出器	廃棄物処理 建物	
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,500m ³ /h	1		差圧式流量検出器	廃棄物処理 建物	
	代替注水流量(常設)	0～300m ³ /h	—	1	※7	超音波式流量検出器	—	
	低压原子炉代替注水流量	0～200m ³ /h	0～200m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理 建物	
	低压原子炉代替注水流量(狭帯域用)	0～50m ³ /h	0～50m ³ /h	2		差圧式流量検出器	廃棄物処理 建物	
	残留熱除去ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,500m ³ /h	3		差圧式流量検出器	廃棄物処理 建物	
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,500m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理 建物	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	0～50m ³ /h	0～50m ³ /h	1		差圧式流量検出器	廃棄物処理 建物	

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性はある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉压力容器零レベルより1,328cm)。
- ※3 基準点はサブレーション・プール通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(3/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量(常設)	0~300m ³ /h	—	1	— ^{*7}	超音波式流量検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器代替スプレイ流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	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。
	ペダスタル代替注水流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	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。
	ペダスタル代替注水流量(狭帯域用)	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	2		差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	—

【配備台数】

・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)

※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。

※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。

※3 基準点はサブレーション・プール通常水位(EL5610)。

※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。

※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。

※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。

※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装置(区分II)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源

設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。

※8 定格出力時の値に対する比率で示す。

※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※10 検出点は7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(4/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の温度	ドライヴェル温度 (SA)	0～300℃	0～1, 200℃ ^{*1}	7	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	ペデスタル温度 (SA)	0～300℃	0～1, 200℃ ^{*1}	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	ペデスタル水温度 (SA)	0～300℃	0～1, 200℃ ^{*1}	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	0～200℃	0～350℃ ^{*1}	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	サブプレッション・プール水温度 (SA)	0～200℃	0～500℃ ^{*1}	2		測温抵抗体	廃棄物処理建物	
	原子炉格納容器内の圧力	ドライヴェル圧力 (SA)	0～1, 000kPa [abs]	0～1, 000kPa [abs]	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)		0～1, 000kPa [abs]	0～1, 000kPa [abs]	2	弾性圧力検出器		廃棄物処理建物	
サブプレッション・プール水位 (SA)		-0.80～5.50m ^{**3}	-0.80～5.50m ^{**3}	1	差圧式水位検出器		廃棄物処理建物	-
原子炉格納容器内の水位	ドライヴェル水位	-3.0m ^{**4} , -1.0m ^{**4} , +1.0m ^{**4}	-3.0m ^{**4} , -1.0m ^{**4} , +1.0m ^{**4}	3	1	電極式水位検出器	廃棄物処理建物	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。
	ペデスタル水位	+0.1m ^{**5} , +1.2m ^{**5} , +2.4m ^{**5} , +2.4m ^{**5}	+0.1m ^{**5} , +1.2m ^{**5} , +2.4m ^{**5} , +2.4m ^{**5}	4		電極式水位検出器	廃棄物処理建物	

【配備台数】

・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)

※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。

※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。

※3 基準点はサブプレッション・プール通常水位(EL5610)。

※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。

※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。

※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。

※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。

※8 定格出力時の値に対する比率で示す。

※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※10 検出点は7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(5/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (B系)	0 ~ 5 vol % / 0 ~ 100 vol %	—	1	—※7	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器水素濃度 (SA)	0 ~ 100 vol %	—	1	—※7	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	10 ⁻² ~ 10 ⁵ Sv/h	—	2	—※7	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (+プレシジョン・チェンバ)	10 ⁻² ~ 10 ⁵ Sv/h	—	2	—※7	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装	10 ⁻¹ ~ 10 ⁶ s ⁻¹ (1.0 × 10 ³ ~ 1.0 × 10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹)	—	4	—※7	核分裂計数管	—	可搬型計測器での計測対象外。
	平均出力領域計装	0 ~ 125% (1.2 × 10 ¹² ~ 2.8 × 10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹) ※8	—	6※9	—※7	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性はある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。
- ※3 基準点はサブプレシジョン・プール通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分II)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(6/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
最終ヒートシンの確保	スクラハ容器水位			8	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	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。
	スクラハ容器圧力	0～1MPa [gage]	0～1MPa [gage]	4	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	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。
	スクラハ容器温度	0～300℃	0～350℃*1	4	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	第1ベントフイルタ出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h	—	2	—*7	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
	第1ベントフイルタ出口水素濃度	10 ⁻³ ～10 ⁻⁴ mSv/h	—	1	—*7	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～20vol%/0～100vol%	—	1	—*7	熱伝導式水素濃度検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～200℃	0～350℃*1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	残留熱除去系熱交換器冷却水量	0～1,500m ³ /h	0～1,500m ³ /h	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
				2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	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。
				2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	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。

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器霧レベルより1,328cm)。
- ※3 基準点はサブレンジ・プール通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(7/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
格納容器パイプ スの監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	0～4MPa [gage]	0～4MPa [gage]	3	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理 建物	どちらか一方の系統を使用する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口 圧力	0～5MPa [gage]	0～5MPa [gage]	1			廃棄物処理 建物	
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	0～1,500m ³ (0～12,542mm)	0～1,500m ³ (0～12,542mm)	1	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理 建物	-
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口 圧力	0～10MPa [gage]	0～10MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理 建物	どちらか一方の系統を使用する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口 圧力	0～12MPa [gage]	0～12MPa [gage]	1			廃棄物処理 建物	
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口 圧力	0～4MPa [gage]	0～4MPa [gage]	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理 建物	どちらか一方の系統を使用する。
	残留熱代替除去ポンプ出口圧 力	0～3MPa [gage]	0～3MPa [gage]	2			廃棄物処理 建物	

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。
- ※3 基準点はサブレーション・プール通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(8/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉建物酸素濃度	原子炉建物酸素濃度	0～10vol% 0～20vol%	—	1 6	—※7	触媒式酸素検出器 熱伝導式酸素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	静的触媒式酸素処理装置入口温度 静的触媒式酸素処理装置出口温度	0～100℃ 0～400℃	0～1,200℃※1	2 2	1 1	熱電対 熱電対	廃棄物処理 建物 廃棄物処理 建物	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。 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。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (B系)	0～5vol% 0～25vol%	—	1	—※7	熱磁気風式 酸素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器酸素濃度 (SA)	0～25vol%	—	1	—※7	磁気力式酸素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器奪レベルより1,328cm)。
- ※3 基準点はサブレンション・プール通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(9/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
燃料プールの監視	燃料プール水位 (S A)	-4.30~7.30m ※6 (EL31218~42818)	-	1	—※7	ガイドパルス式水位検出器	-	可搬型計測器での計測対象外。
	燃料プール水位・温度 (S A)	0~150℃	0~1,200℃※1	1※10	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	燃料プールのエア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h 10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	-	1	—※7	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
				1				可搬型計測器での計測対象外。
燃料プール監視カメラ (S A)	-	-	1	—※7	赤外線カメラ	-	可搬型計測器での計測対象外。	

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。
- ※3 基準点はサブレンジ・プール通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

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）の計測することが困難となった場合、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、溶融炉心の発生により原子炉格納容器内及び原子炉圧力容器内が過熱状態となることも考えられることから、炉心損傷後においては、関連する複数のパラメータを確認し推定を行なうこととする。また、これらの判断に使用する重要な計器は、重大事故等時の耐環境性等を有した重大事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、判断及び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。

以 上

第1表 代替パラメータによる判断への影響(1/20)

分類	主要パラメータ	判断基準			代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	有	手			
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	有	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉圧力 (S A) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A) 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、原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上の場合は、原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し、原子炉圧力容器内の温度は原子炉圧力、原子炉水位 (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) で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。原子炉水位が燃料棒有効長頂部以下の場合には、輻射伝熱、燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため定量的な評価は困難だが、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	原子炉圧力容器破損確認				
		有	原子炉格納容器下部への注水判断				
		有	原子炉除熱機能確認				
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	有	原子炉圧力容器減圧機能確認	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉圧力 (S A) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A) ③原子炉圧力容器温度 (S A)	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 (S A) で監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。	なし	
		有	低圧・高圧注水機能確認				
		有	原子炉圧力容器破損確認				
	原子炉圧力 (S A)	有	原子炉圧力容器減圧機能確認	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A) ②原子炉圧力容器温度 (S A)	①原子炉圧力 (S A) 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。 ②原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。	なし	
		有	低圧・高圧注水機能確認				
		有	原子炉圧力容器破損確認				

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(2/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響			
		有手	無手						
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)	有手	高圧・低圧注水機能 確認	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉水位 (SA) ③高圧注水流量 ③代替注水流量 (常設) ③低圧注水流量 (狭帯域用) ③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱代替注水流量 ③低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱代替注水流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャヤンネルが故障した場合は, 他チャヤンネルにより推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ②原子炉水位の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (SA) により監視可能であり, 判断に与える影響はない。 ③直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し, 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利用して, 発電用原子炉施設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でき, 判断に与える影響はない。 ④原子炉水位の監視が困難となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における発電用原子炉施設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でき, 判断に与える影響はない。	なし			
		有手	原子炉圧力容器減圧 機能確認						
		有手	原子炉圧力容器破損 確認						
		有手	高圧・低圧注水機能 確認				①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水流量 ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱代替注水流量 ②低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱代替注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	①原子炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により監視可能であり, 判断に与える影響はない。 ②直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し, 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利用して, 発電用原子炉施設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でき, 判断に与える影響はない。 ③原子炉水位の監視が困難となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における発電用原子炉施設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でき, 判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉圧力容器減圧 機能確認						
		有手	原子炉圧力容器破損 確認						

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(3/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
原子炉压力容器への注水量	高圧原子炉代替注水量	有	手	①サブプレッション・プール水位 (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)	①各系統の原子炉压力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA)、低圧原子炉代替注水量の水位変化により原子炉压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、発電用原子炉施設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
	代替注水量 (常設)	有	手	①低圧原子炉代替注水量 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)		なし
	低圧原子炉代替注水量	有	手	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA)	①低圧原子炉代替注水量の監視が不可能となった場合は、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、発電用原子炉施設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
	低圧原子炉代替注水量 (狭帯域用)	有	手	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA)		なし
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	有	手	①サブプレッション・プール水位 (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)	①各系統の原子炉压力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位 (SA)、低圧原子炉代替注水量の水位変化により原子炉压力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	有	手	①サブプレッション・プール水位 (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)	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、発電用原子炉施設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
	残留熱除去ポンプ出口流量	有	手	①サブプレッション・プール水位 (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)		なし
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	有	手	①サブプレッション・プール水位 (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)		なし
	残留熱代替除去系原子炉注水量	有	手	①サブプレッション・プール水位 (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)		なし

有：重要事故シナシエンス (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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(4/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータによる判断への影響	影響	
		手	有手			
原子炉格納容器への注水量	代替注水量(常設)	原子炉格納容器冷却機能確認	有手	代替パラメータ※1 ①低圧原子炉代替注水量 ②ドライウエル圧力(SA) ②サブレーション・チェンバ圧力(SA) ②ドライウエル水位 ②サブレーション・プール水位(SA) ②ペデスタル水位	①低圧原子炉代替注水量による原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水量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注水特性を用いる上でドライウエル圧力(SA)、サブレーション・チェンバ圧力(SA)を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ②注水先のドライウエル水位、サブレーション・プール水位及びペデスタ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
	格納容器代替スプレイ流量	原子炉格納容器冷却機能確認	有手	①ドライウエル圧力(SA) ①サブレーション・チェンバ圧力(SA) ①ドライウエル水位 ①サブレーション・プール水位(SA) ①ペデスタル水位	①格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、注水特性を用いる上でドライウエル圧力(SA)、サブレーション・チェンバ圧力(SA)を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ②注水先のドライウエル水位、サブレーション・プール水位及びペデスタ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
	ペデスタル代替注水量 ペデスタル代替注水量(狭帯域用)	原子炉格納容器冷却機能確認	有手	①ペデスタル水位 ①ドライウエル水位	①ペデスタル代替注水量の監視が不可能となった場合は、注水先のペデスタル水位及びドライウエ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
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	原子炉格納容器冷却機能確認	有手	①残留熱代替除去系原子炉注水量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合には、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナシケンス(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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(5/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	有手			
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (S A)	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ペデスタル温度 (S A) ③ドライウエル圧力 (S A) ④サブレッション・チェンバ圧力 (S A)	①ドライウエル温度 (S A) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル温度 (S A) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様のペデスタル温度により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③ドライウエル温度 (S A) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、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、事象初期において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速やかに維持されることができ、判断に与える影響はない。	なし
		原子炉格納容器下部注水機能確認	有手			
	ペデスタル温度 (S A)	原子炉格納容器破損確認	有手	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル温度 (S A) ③ドライウエル圧力 (S A) ④サブレッション・チェンバ圧力 (S A)	①ペデスタル温度 (S A) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ペデスタル温度 (S A) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様のドライウエル温度により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③ペデスタル温度 (S A) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、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、事象初期において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速やかに維持されることができ、判断に与える影響はない。	なし
		原子炉圧力容器破損確認	有手			
	ペデスタル水温度 (S A)	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ペデスタル水温度 (S A) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(6/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	原子炉格納容器除熱機能確認			
原子炉格納容器内の温度	サブレーション・チェンバ温度 (SA)	手	原子炉格納容器除熱機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サブレーション・プール水温度 (SA) ③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	①サブレーション・チェンバ温度 (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可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブレーション・チェンバ温度 (SA) 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・プール水温度 (SA) により推定可能であり、原子炉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原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、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、事象初期において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速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温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。	なし
		有	原子炉圧力容器破損確認	①サブレーション・プール水温度 (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・プール水温度 (SA) 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・チェンバ温度 (SA) により推定可能であり、原子炉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。		
	有	サブレーション・プール水冷却機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サブレーション・チェンバ温度 (SA)	①サブレーション・プール水温度 (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・プール水温度 (SA) 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・チェンバ温度 (SA) により推定可能であり、原子炉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	
	有	原子炉圧力容器減圧機能確認				

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(7/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	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圧力	ドライウエル圧力 (SA)	有手	原子炉圧力容器破損 確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ③ドライウエル温度 (SA) ④ペデスタル温度 (SA)	①ドライウエル圧力 (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可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、ドライウエルとサブレーション・チェンバは、真空破壊弁及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様のサブレーション・チェンバ圧力 (SA) により推定可能であり、原子炉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。 ③原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、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、事象初期において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速やか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、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱 確認			
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	有手	原子炉圧力容器破損 確認	①主要パラメータの他チャンネル ①ドライウエル圧力 (SA) ②サブレーション・チェンバ温度 (SA)	①サブレーション・チェンバ圧力 (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可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブレーション・チェンバ圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、ドライウエルとサブレーション・チェンバは、真空破壊弁及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様のドライウエル圧力 (SA) により推定可能であり、原子炉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。 ③原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、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、事象初期において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速やか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、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱 確認			

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(8/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	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水位	ドライウェル水位	原子炉格納容器除熱機能確認	有	①サブプレッション・プール水位 (SA) ①代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ②ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ③低圧原子炉代替注水槽水位	①原子炉格納容器下部注水の停止判断に用いるドライウェル水位計の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水位 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ①ドライウェル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) 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水源である低圧原子炉代替注水槽の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッション・プール水位 (SA)	原子炉格納容器除熱機能確認	有	①代替注水流量 (常設) ①低圧原子炉代替注水流量 ①低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ①格納容器代替スプレイ流量 ①ペデスタル代替注水流量 ①ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水槽水位	①サブプレッション・プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) 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水源である低圧原子炉代替注水槽の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	ペデスタル水位	原子炉格納容器下部注水機能確認	有	①主要パラメータの他チャンネル ②代替注水流量 (常設) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水槽水位	①ペデスタル水位の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可能であり、判断に与える影響はない。 ②ペデスタル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量の注水量により、ペデスタル水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(9/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	原子炉圧力容器破損確認			
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (B系)	手	原子炉圧力容器破損確認	①格納容器水素濃度 (SA)	①格納容器水素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器水素濃度 (SA)	手	原子炉圧力容器破損確認	①格納容器水素濃度 (B系)	①格納容器水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (B系) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	有	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] ※2	①格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 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 (ドライウエル) の監視が不可能となった場合は、推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の放射線量率は格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) の他チャンネルにより推定でき、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。	なし
		手	原子炉格納容器除熱機能確認			
		有	原子炉格納容器除熱機能確認			
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 (サブレーション・チェンバ)	有	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] ※2	①格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバ) 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 (サブレーション・チェンバ) の監視が不可能となった場合は、推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の放射線量率は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバ) の他チャンネルにより推定でき、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。	なし
		手	原子炉格納容器除熱機能確認			
		有	原子炉格納容器除熱機能確認			

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(10/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有手	原子炉スクラムの確認 原子炉未臨界の確認			
未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装	有手	原子炉スクラムの確認	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	①中性子源領域計装の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可能であり、判断に与える影響はない。 ②中性子源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、発電用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と確認することができる。これにより、発電用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
	平均出力領域計装	有手	原子炉スクラムの確認	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	①平均出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、中性子源領域計装に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、発電用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と確認することができる。これにより、発電用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
	[制御棒手動操作・監視系] ※2	有手	原子炉未臨界の確認	原子炉未臨界の確認	①中性子源領域計装 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、中性子源領域計装により発電用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発電用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。

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(11/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
残留熱代替除去系(1/2) 最終ヒートシンクの確保	サブレーション・プールの水温度 (SA)	代替循環冷却系による原子炉格納容器所熱確認		①主要パラメータの他チャンネル ②サブレーション・チェンバ温度 (SA)	①サブレーション・プールの水温度 (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・プールの水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブレーション・チェンバ内の温度を同じ仕様のサブレーション・チェンバ温度により推定可能であり、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系熱交換器出口温度			①サブレーション・プールの水温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、除熱対象であるサブレーション・プールの水温度 (SA) の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナゲンス（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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(12/20)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
	最終ヒートシンの確保	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	代替循環冷却系による原子炉格納容器所熱確認 有手	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA) ②残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ②残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ③原子炉圧力容器温度 (SA)	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量		①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ②サブプレッション・プールの水温度 (SA) ②ドライウエル温度 (SA) ②サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器側の残留熱代替除去系原子炉注水流量と残留熱代替除去ポンプ出口圧力にて、残留熱代替除去ポンプの注水特性から推定した総流量より原子炉格納容器側への注水量を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で判断に与える影響はない。 ②除熱対象であるサブプレッション・プール水温度 (SA)、ドライウエル温度 (SA)、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンの確保が確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(13/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有手	格納容器フィルターベント系による原子炉格納容器除熱確認			
格納容器フィルターベント系 最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位			①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器水位の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可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	スクラバ容器圧力			①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (SA) ③サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①スクラバ容器圧力の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可能であり、判断に与える影響はない。 ②スクラバ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力 (SA)、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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、判断に与える影響はない。	なし
	スクラバ容器温度			①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器温度の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可能であり、判断に与える影響はない。	
	第1ベントフィルタータ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)			①主要パラメータの他チャンネル	①第1ベントフィルタータ出口放射線モニタ (高レンジ) 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。	なし
	第1ベントフィルタータ出口水素濃度			①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度 (B系) ③格納容器水素濃度 (SA)	①第1ベントフィルタータ出口水素濃度が故障した場合は、予備の第1ベントフィルタータ出口水素濃度により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②第1ベントフィルタータ出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器水素濃度 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(14/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系による原子炉格納容器冷却確認	有	①原子炉圧力容器温度 (SA) ①サブプレッション・プール水温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、除熱対象である原子炉圧力容器温度 (SA)、サブプレッション・プール水温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系熱交換器出口温度			①残留熱除去系熱交換器出口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量		
	残留熱除去ポンプ出口流量	①残留熱除去ポンプ出口圧力	①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去ポンプの注水特性から推定した流量より残留熱除去ポンプ出口流量を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握することができ、判断に与える影響はない。			

有：重要事故シナシケンス（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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(15/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	インターフェイスシステムLOCAの判断	有	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定可能であり, 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) の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (SA) で原子炉圧力容器内の水位を監視することができ, 判断に与える影響はない。	なし
	原子炉水位 (SA)			①同じ仕様の原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) で原子炉圧力容器内の水位を監視することができ, 判断に与える影響はない。		
	原子炉圧力			①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	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) で原子炉圧力容器内の圧力を監視することができ, 判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるもの, 原子炉圧力容器内の圧力は上記①②で推定ができるため, 事故収束を行う上で問題とならない。	
	原子炉圧力 (SA)			①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度 (SA)	①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で原子炉圧力容器内の圧力を監視することができ, 判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるもの, 原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため, 事故収束を行う上で問題とならない。	

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(16/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有手	インターフェイスシステムLOCAの判断			
格納容器バイパスの監視	ドライウエル温度 (S A)			①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (S A)	①ドライウエル温度 (S A) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル温度 (S A) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、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、事象初期において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速やかに維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	ドライウエル圧力 (S A)			①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ圧力 (S A) ③ドライウエル温度 (S A)	①ドライウエル圧力 (S A) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル圧力 (S A) の監視が不可能となった場合は、ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊弁及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様のサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) により推定可能であり、原子炉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。 ③原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、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、事象初期において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速やか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判断に与える影響はない。	

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状況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(17/20)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ※1	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 原子炉建物内の状況	残留熱除去ポンプ出口 圧力	有 システムLOCAの判 断	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] ※2	①残留熱除去ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器バイパスが発生した場合 (発生箇所の隔離まで) は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから、破断検知をする上で、判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器バイパスが発生したことを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	低圧炉心スプレイポン プ出口圧力		①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] ※2	①低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器バイパスが発生した場合 (発生箇所の隔離まで) は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから、破断検知をする上で、判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器バイパスが発生したことを推定可能であり、判断に与える影響はない。	

有：重要事故シナシケンス (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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(18/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ ^{※1}	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	低圧原子炉代替注水槽水位		低圧注水機能確認	<ul style="list-style-type: none"> ①代替注水流量(常設) 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) ②サブレーション・プール水位(SA) ②低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 	<ul style="list-style-type: none"> ①低圧原子炉代替注水槽水位の監視が不可能となった場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とする代替注水流量(常設)の注水量と直前まで判明していた低圧原子炉代替注水槽の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(SA)の水位変化を確認することで、必要な水源である低圧原子炉代替注水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。 ②低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源である低圧原子炉代替注水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
	サブレーション・プール水位(SA)	手	低圧・高圧注水機能確認	<ul style="list-style-type: none"> ①高圧原子炉代替注水流量 ①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替除去ポンプ出口圧力 	<ul style="list-style-type: none"> ①サブレーション・プール水位(SA)の監視が不可能となった場合は、サブレーション・チェンバを水源とする各系統の注水量と直前まで判明していたサブレーション・チェンバの水位に水位容量曲線を用いて推定するため、必要な水源であるサブレーション・プール水位(SA)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原子炉隔離時冷却ポンプ、高圧炉心スプレイ・ポンプ、残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレイ・ポンプ、残留熱代替除去ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源であるサブレーション・プール水位(SA)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

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(19/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	原子炉建物内水素濃度確認			
原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	手	原子炉建物内水素濃度確認	①主要パラメータの他チャナンネル ②静的触媒式水素処理装置入口温度 ③静的触媒式水素処理装置出口温度	①原子炉建物水素濃度の1チャナンネルが故障した場合は、他チャナ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原子炉建物水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉建物内の水素ガスが静的触媒式水素再結合物で処理された場合、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物に入る水素濃度が推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器酸素濃度(B系)	手	格納容器ベント判断	①格納容器酸素濃度(SA) ②格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) ③格納容器雰囲気放射線モニタ(サブレンジオン・チェンバ) ④ドライウエル圧力(SA) ⑤サブレンジオン・チェンバ圧力(SA)	①格納容器酸素濃度(B系)の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度(SA)により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、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)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。 ③ドライウエル圧力(SA)及びサブレンジオン・チェンバ圧力(SA)を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握することとは、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)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。	なし
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度(SA)	手	格納容器ベント判断	①格納容器酸素濃度(B系) ②格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) ③格納容器雰囲気放射線モニタ(サブレンジオン・チェンバ) ④ドライウエル圧力(SA) ⑤サブレンジオン・チェンバ圧力(SA)	①格納容器酸素濃度(SA)の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度(B系)により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、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)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。 ③ドライウエル圧力(SA)及びサブレンジオン・チェンバ圧力(SA)を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握することとは、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。	なし

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(20/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有手	燃料プールの冷却機能又は注水機能確認			
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	有手	燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) で燃料プールの水位を計測することができ、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ていることを推定でき、燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ③燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	燃料プール水位・温度 (SA)	有手	燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) で燃料プール水位を計測することができ、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ていることを推定でき、燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ③燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	有手	燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プール水位・温度 (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	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ていることを推定でき、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燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	燃料プール監視カメラ (SA)	有手	燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プール水位・温度 (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	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ていることを推定でき、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燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

原子炉水位不明時の対応について

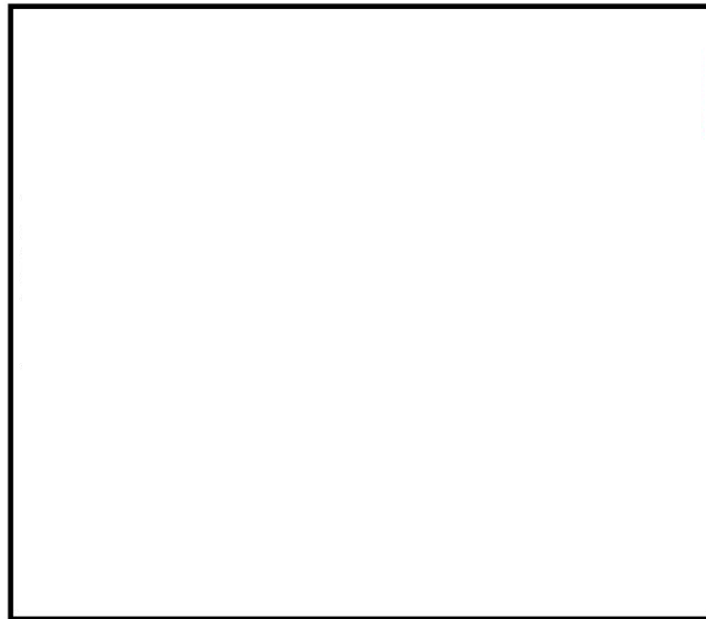
1. 概要

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

2. 水位不明判断条件

原子炉水位不明は以下により確認する。

- a. 原子炉水位の電源が喪失した場合
- b. 原子炉水位の指示に「ばらつき」があり、原子炉水位が燃料棒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（事故時操作要領書（徴候ベース）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）
- d. 凝縮槽液相部温度と気相部温度がほぼ一致し、有意な差が認められない場合



第1図 水位不明判断曲線

3. 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）」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）」で想定される事故シーケンスでは、原子炉冷却材喪失（大破断LOCA発生）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。水位不明を判断した場合、原子炉水位LOまで冠水

させるために必要な水量を注水し、その後、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に流量調整することで、損傷炉心の冷却を維持することとする。

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、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、原子炉水位L0まで水位回復させるために200m³/h（原子炉圧力1.00MPa[gage]において）で30分継続して注水する。原子炉水位L0到達後に崩壊熱による蒸発量相当の注水量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、格納容器フィルタベント系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L0到達までに必要な注水時間の注水を実施した後は、格納容器フィルタベント系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、崩壊熱による蒸発量相当の注水量とする。

なお、残留熱代替除去系の起動等によりサプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水に切り替える場合には、崩壊熱による蒸発量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。

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、崩壊熱による蒸発量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により、原子炉水位をL0以上に維持できない場合は、サプレッション・プール水位の顕著な上昇がなく、原子炉圧力容器表面温度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
- ・サプレッション・プール水位が顕著に上昇していること
- ・原子炉圧力容器表面温度が過熱状態にないこと

残留熱代替除去系等のサプレッション・チェンバ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、残留熱代替除去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L0到達の判断後に原子炉注水を崩壊熱による蒸発量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炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行することになるが、原子炉圧力容器下鏡温度

が 300℃に到達した時点で、損傷炉心の冷却失敗を判断し、原子炉压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、崩壊熱による蒸発量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、いずれは原子炉压力容器の破損に至る可能性があるが、崩壊熱による蒸発量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、いずれはサプレッション・プール水位の上昇により格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作を実施することとなり、サプレッション・チェンバからのベントライン水没防止のために原子炉注水を崩壊熱による蒸発量相当の注水量に減少させる必要があり、その後、原子炉压力容器の破損に至ることになる。

そのため、原子炉压力容器表面温度の上昇等により、損傷炉心の冷却失敗の兆候を確認した場合には、原子炉注水流量を増加させることはせず、原子炉水位L0到達を判断した時点で崩壊熱による蒸発量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、格納容器フィルタベント系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1表に示す。なお、流量計指示が正常な状況で崩壊熱による蒸発量相当の注水が失敗している場合には、流量計下流での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2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2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による蒸発量相当の注水を継続し、最終的には原子炉压力容器温度（S A）が 300℃に到達した時点で注水ができおらず、炉心冷却に失敗したことを判断することとする。

第1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、以下を満たすことで損傷炉心の冷却維持を判断する。 ・原子炉注水流量：崩壊熱による蒸発量相当の注水量の確保
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（SA）：300℃到達

第2表 パラメータ推移

漏えい箇所	パラメータ推移
原子炉建物内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建物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による蒸発量相当の注水できていない場合，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 ・低圧原子炉代替注水ポンプの出口圧力低下や代替注水流量（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・チェンバに移行することで，サブプレッション・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による蒸発量相当の注水できていない場合，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 ・低圧原子炉代替注水ポンプの出口圧力低下や代替注水流量（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

自主対策設備仕様

機器名称	常設 ／可搬	耐震クラス	容量	揚程	個数
常用計器	常設	Cクラス Sクラス	—	—	1式
常用代替計器	常設	Cクラス	—	—	1式
運転監視用計算機	常設	Cクラス	—	—	1式
中央制御室記録計	常設	Cクラス	—	—	1式

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> 1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順

<リンク先> 1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順

2. 1.15.4 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. 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）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. 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

・原子炉建物内の水素濃度監視に関する手順

<リンク先> 1.10.2.2(1) 原子炉建物内の水素濃度監視

・燃料プールの監視に関する手順

<リンク先> 1.11.2.3(1) 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> 1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順

<リンク先> 1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順

・安全パラメータ表示システム（S P D S）に関する手順

<リンク先> 1.18.2.2 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等

<リンク先> 1.18.2.4 代替交流電源設備からの給電手順

以上

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

<目 次>

1.16.1 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. 重大事故等時において運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び設備
 - (a) 対応手段
 - (b) 重大事故等対処設備, 設計基準対象施設, 自主対策設備と資機材
 - b. 手順等

1.16.2 重大事故等時の手順

1.16.2.1 居住性を確保するための手順等

- (1) 中央制御室換気系設備の運転手順等
 - a. 交流動力電源が正常な場合の運転手順
 - b. 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順
- (2) 中央制御室待避室の準備手順
- (3) 中央制御室の照明を確保する手順
- (4) 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順
- (5) 中央制御室待避室の照明を確保する手順
- (6) 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順
- (7) 中央制御室待避室でのプラントパラメータ監視装置によるプラントパラメータ等の監視手順
- (8) その他の放射線防護措置等に関する手順等
 - a. 炉心損傷の判断後に全面マスク等を着用する手順
 - b. 放射線防護に関する教育等
 - c. 重大事故等時の運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化
- (9) その他の手順項目にて考慮する手順
- (10) 重大事故等時の対応手段の選択
- (11) 現場操作のアクセス性
- (12) 操作の成立性

1.16.2.2 汚染の持ち込みを防止するための手順等

- (1) チェンジングエリアの設置及び運用手順
- (2) 現場操作のアクセス性

1.16.2.3 運転員の被ばくを低減するための手順等

- (1) 非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順
 - a. 非常用ガス処理系起動手順
 - (a) 交流動力電源が正常な場合の運転手順
 - (b) 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順
 - b. 非常用ガス処理系停止手順
 - c. 原子炉建物ブローアウトパネル部の閉止手順
- (2) 現場操作のアクセス性

- 添付資料 1.16.1 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料 1.16.2 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.16.3 重大事故等時における中央制御室の被ばく評価に係る事象の選定
- 添付資料 1.16.4 中央制御室待避室使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度について
- 添付資料 1.16.5 炉心損傷の判断基準
- 添付資料 1.16.6 作業の成立性について
- 添付資料 1.16.7 可搬型照明を用いた場合の中央制御室の監視操作について
- 添付資料 1.16.8 チェンジングエリアについて
- 添付資料 1.16.9 中央制御室内に配備する資機材の数量について
- 添付資料 1.16.10 運転員等の交替要員体制の被ばく評価について
- 添付資料 1.16.11 交替要員の放射線防護と移動経路について
- 添付資料 1.16.12 操作手順の解釈一覧
- 添付資料 1.16.13 手順のリンク先について

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどま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 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）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。
 - a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。
 - b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。

重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備及び資機材を整備しており、ここでは、この対処設備及び資機材を活用した手順等について説明する。

1.16.1 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

重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備、設計基準事故対処設備、設計基準対象施設及び自主対策設備^{※1}の他に資機材^{※2}を用いた対応手段を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況で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。

※2 資機材：防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材については、資機材であるため重大事故等対処設備としない。

また、選定した重大事故等対処設備により、「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく、「設置許可基準規則」第五十九条及び「技術基準規則」第七十四条（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。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

「審査基準」及び「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，設計基準事故対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備と資機材を以下に示す。

なお，重大事故等対処設備，設計基準事故対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備及び資機材と整備する手順についての関係を第 1.16-1 表に示す。

a. 重大事故等時において運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等時に環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員を防護するため，全交流動力電源が喪失した場合は，代替交流電源設備から中央制御室用の電源を確保する手段がある。

中央制御室の居住性を確保する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室遮蔽
- ・再循環用ファン
- ・チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン
- ・非常用チャコール・フィルタ・ユニット
- ・中央制御室換気系弁（中央制御室外気取入調節弁，中央制御室給気外側隔離弁，中央制御室給気内側隔離弁，中央制御室排気内側隔離弁，中央制御室排気外側隔離弁）
- ・中央制御室換気系ダクト
- ・中央制御室待避室遮蔽
- ・中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）
- ・中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁）
- ・LEDライト（三脚タイプ）
- ・差圧計
- ・酸素濃度計
- ・二酸化炭素濃度計
- ・無線通信設備（固定型）
- ・無線通信設備（固定型）（屋外アンテナ）
- ・衛星電話設備（固定型）
- ・衛星電話設備（固定型）（屋外アンテナ）
- ・プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・非常用照明
- ・全面マスク

- ・LEDライト（ランタンタイプ）

中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する手段がある。

中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための設備は以下のとおり。

- ・防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材

原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持することで、重大事故等により原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいしてくる放射性物質が原子炉建物原子炉棟から直接環境へ放出されることを防ぎ、運転員等の被ばくを低減する手段がある。

運転員等の被ばくを低減するための設備は以下のとおり。

- ・非常用ガス処理系排気ファン
- ・前置ガス処理装置
- ・後置ガス処理装置
- ・非常用ガス処理系配管・弁
- ・排気管
- ・非常用ガス処理系系統流量
- ・原子炉建物外気差圧
- ・原子炉建物原子炉棟
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置
- ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示

(b) 重大事故等対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備と資機材

中央制御室の居住性を確保する設備及び運転員等の被ばくを低減する設備のうち中央制御室遮蔽，再循環用ファン，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン，非常用チャコール・フィルタ・ユニット，中央制御室換気系弁（中央制御室外気取入調節弁，中央制御室給気外側隔離弁，中央制御室給気内側隔離弁，中央制御室排気内側隔離弁，中央制御室排気外側隔離弁），中央制御室換気系ダクト，中央制御室待避室遮蔽，中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ），中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁），LEDライト（三脚タイプ），差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，無線通信設備（固定型），無線通信設備（固定型）（屋外アンテナ），衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（固定型）（屋外アンテナ），プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室），常設代替交流電源設備，代替所内電気設備，非常用ガス処理系排気ファン，前置ガス処理装置，後置ガス処理装置，非常用ガス処理系配管・弁，排気管，非常用ガス処理系系統

流量，原子炉建物外気差圧，原子炉建物原子炉棟，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示は重大事故等対処設備として位置付ける。

以上の設備により，重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまることができるため，以下の設備は自主対策設備として位置付ける。併せて，その理由を示す。

- ・非常用照明

非常用照明は設計基準対象施設であり耐震性が確保されていないが，全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備から給電可能であるため，照明を確保する手段として有効である。

なお，防護具（全面マスク等）及びチェン징ングエリア用資機材については，資機材であるため重大事故等対処設備とはしない。

b. 手順等

上記「a. 重大事故等時において運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する（第 1.16-2 表，第 1.16-3 表）。

これらの手順は，運転員及び緊急時対策要員の対応とし，事故時操作要領書（徴候ベース）（以下「EOP」という。），事故時操作要領書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。），AM設備別操作要領書及び原子力災害対策手順書に定める（第 1.16-1 表）。

1.16.2 重大事故等時の手順

1.16.2.1 居住性を確保するための手順等

重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく量を7日間で100mSvを超えないようにするために必要な設備として、中央制御室換気系に外気との隔離を行うための隔離弁を設置する。また、中央制御室換気系を加圧運転にして、非常用チャコール・フィルタ・ユニット内に内蔵された粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタにより放射性物質を取り除いた後の外気を中央制御室へ供給することで、中央制御室バウンダリ全体を正圧化する。

さらに、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施した際のプルームの影響による運転員の被ばくを低減させるための設備として、中央制御室バウンダリエリアの内側に中央制御室待避室を設置する。中央制御室待避室は、遮蔽及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）により、居住性を確保する設計とする。中央制御室及び中央制御室待避室の正圧化バウンダリ構成を第1.16-2図に示す。

なお、重大事故等時の中央制御室の居住性に係る被ばく評価については、炉心損傷が早く、原子炉格納容器内の圧力が高く推移する事象が中央制御室の運転員の被ばく評価上最も厳しくなる事故シーケンスとなることから、「冷却材喪失(大破断LOCA) + ECCS注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」を選定する。

(添付資料 1.16.3)

中央制御室待避室を使用する場合、居住性確保の観点より、中央制御室待避室の酸素濃度が許容濃度の19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が許容濃度の1.0%を上回るおそれがある場合は、中央制御室待避室内に設置する流量調節弁で酸素濃度及び二酸化炭素濃度を調整する。

(添付資料 1.16.4)

中央制御室待避室への酸素の供給は空気ボンベで行い、基準値を逸脱しない設計となっている。

なお、これらの運用解除については、緊急時対策本部との協議の上、中央制御室制御盤エリアでの対応を再開する。

さらに、運転員の被ばく低減のため、緊急時対策本部は、長期的な保安確保の観点から、運転員の交替体制を整備する。

(1) 中央制御室換気系設備の運転手順等

環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気系系統隔離運転の実施、又は中央制御室内の加圧運転の実施により、隣接区域からの放射性物質のインリークを防止する。

全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備により受電し、系統構成実施後に中央制御室換気系を運転する。

a. 交流動力電源が正常な場合の運転手順

a-1. 中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順

中央制御室換気系は、重大事故等時の炉心損傷前の段階において、交流動力電源が正常な場合には、通常運転又は系統隔離運転で運転しており、原子炉冷却材圧力バウンダリからの一次冷却材の漏えい等により、通常運転から系統隔離運転に自動的に切り替わり、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護する。

重大事故等時の炉心損傷前の段階において、中央制御室換気系隔離信号が発信し、中央制御室換気系が通常運転から系統隔離運転へ自動的に切り替わることを確認する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

中央制御室換気系の電源が、外部電源又は非常用ディーゼル発電機から供給可能な場合で、原子炉冷却材圧力バウンダリからの一次冷却材の漏えい等により、燃料取替階放射線異常高、R/B排気（高レンジ）放射線異常高、換気系放射線異常高のいずれかの中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合。

(b) 操作手順

中央制御室換気系が通常運転から系統隔離運転に自動的に切り替わることを確認する手順の概要は以下のとおり。中央制御室換気系概要図を第1.16-1図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に中央制御室換気系隔離の作動状況の確認を指示する。

②中央制御室運転員Aは、中央制御室換気系隔離信号の発信を確認するとともに、制御室排気ファンの停止、中央制御室給気外側隔離弁、中央制御室給気内側隔離弁、中央制御室排気内側隔離弁及び中央制御室排気外側隔離弁の全閉、中央制御室非常用再循環装置入口隔離弁の全開、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファンの起動、中央制御室換気系が系統隔離運転であることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから中央制御室換気系が系統隔離運転に切り替わるまで10分以内に対応可能である。

a-2. 炉心損傷の判断時の中央制御室換気系加圧運転の実施手順

炉心損傷時に環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため、非常用チャコール・フィルタ・ユニット内に内蔵された粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタにより放射性物質を取り除いた後の外気を中央制御室へ供給し、中央制御室バウンダリ全体を正圧化する。

交流動力電源が正常な場合において、中央制御室換気系は通常運転又は系統隔離運転の2種類が考えられるため、各運転状況から重大事故等時に使用する中央制御室換気系の加圧運転手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を当直副長が判断した場合^{※1}。

※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

（添付資料 1.16.5）

(b) 操作手順

中央制御室換気系の運転状況により、使用する手順書を選定する。

i 中央制御室換気系が通常運転している場合

加圧運転への切替手順の概要は以下のとおり。

中央制御室換気系概要図を第1.16-1図に、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットの配置図を第1.16-3図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に中央制御室換気系を加圧運転とするための系統構成及び加圧運転での起動準備を指示する。

②中央制御室運転員Aは、中央制御室にて中央制御室換気系を系統隔離運転により運転するための系統構成を行う。

③中央制御室運転員Aは、中央制御室にて中央制御室換気系を系統隔離運転にて運転後、中央制御室外気取入調節弁を閉操作する。

④現場運転員D及びEは、廃棄物処理建物2階中央制御室非常用再循環送風機室にて中央制御室給気内側隔離弁及び中央制御室給気外側隔離弁を開操作する。

⑤当直副長は、中央制御室の圧力を外気より正圧に維持するために、中央制御室運転員に中央制御室換気系を加圧運転するように指示する。

⑥中央制御室運転員Aは、中央制御室外気取入調節弁を開操作し、中央制御室の正圧化を開始する。

⑦中央制御室運転員Aは、中央制御室と外気の差圧を確認しながら中央制御室外気取入調節弁の流量を調整し、中央制御室の圧力を外気より正圧に維持する。

ii 中央制御室換気系が系統隔離運転している場合

加圧運転への切替手順の概要は以下のとおり。

中央制御室換気系概要図を第1.16-1図に、チャコール・フィルタ・

ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットの配置図を第 1.16-3 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に中央制御室換気系を加圧運転とするための系統構成及び加圧運転での起動準備を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、中央制御室にて中央制御室換気系が系統隔離運転となっていることを確認する。
- ③中央制御室運転員 A は、中央制御室にて中央制御室換気系を系統隔離運転にて運転後、中央制御室外気取入調節弁を閉操作する。
- ④現場運転員 D 及び E は、廃棄物処理建物 2 階中央制御室非常用再循環送風機室にて中央制御室給気内側隔離弁及び中央制御室給気外側隔離弁を開操作する。
- ⑤当直副長は、中央制御室の圧力を外気より正圧に維持するために、中央制御室運転員に中央制御室換気系を加圧運転するように指示する。
- ⑥中央制御室運転員 A は、中央制御室外気取入調節弁を開操作し、中央制御室の正圧化を開始する。
- ⑦中央制御室運転員 A は、中央制御室にて中央制御室と外気の差圧を確認しながら中央制御室外気取入調節弁の流量を調整し、中央制御室の圧力を外気より正圧に維持する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室換気系の加圧運転操作は、炉心損傷判断後に実施する。中央制御室換気系の加圧運転操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名で実施し、40 分以内で対応可能である。

a - 3. 炉心損傷後に格納容器ベントを実施する際の中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順

炉心損傷後に格納容器ベントを実施する際に、環境に放出される希ガスを中央制御室に取込むことによる放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気系を系統隔離運転に切り替える手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

中央制御室待避室正圧化装置による中央制御室待避室の加圧操作が完了した場合。

(b) 操作手順

炉心損傷後に格納容器ベントを実施する場合に加圧運転から系統隔離運転に切り替える手順の概要は以下のとおり。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に中央制御室換気系を系統隔離運転とするための系統構成を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、中央制御室にて中央制御室外気取入調節弁を

全閉する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、5 分以内で対応可能である。

a - 4. 中央制御室待避室から退出した後の中央制御室換気系による加圧運転の実施手順

中央制御室待避室から退出した後に、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため、非常用チャコール・フィルタ・ユニット内に内蔵された粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタにより放射性物質を取り除いた後の外気を中央制御室へ供給し、中央制御室バウンダリ全体を正圧化する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷後の格納容器ベント実施による中央制御室待避室への待避が終了し、中央制御室待避室から退出した場合。

(b) 操作手順

中央制御室待避室から退出した後に中央制御室換気系を加圧運転する手順の概要は以下のとおり。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室の圧力を外気より正圧に維持するために、中央制御室運転員に中央制御室換気系を加圧運転するように指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、中央制御室外気取入調節弁を開操作し、中央制御室の正圧化を開始する。
- ③中央制御室運転員 A は、中央制御室にて中央制御室と外気の差圧を確認しながら中央制御室外気取入調節弁の流量を調整し、中央制御室の圧力を外気より正圧に維持する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、5 分以内で対応可能である。

b. 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順

b - 1. 中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順

全交流動力電源喪失等により中央制御室換気系が自動で系統隔離運転に切り替わらない場合に、手動で起動し系統隔離運転に切り替える手順を整備する。

全交流動力電源喪失時には、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機により非常用母線（緊急用メタクラ含む）が受電されたことを確認した後、中央制御室換気系を起動する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失等により中央制御室換気系が自動で系統隔離運転に切り替わらない場合。全交流動力電源喪失後には、常設代替交流電源設備により非常用母線（緊急用メタクラ含む）が受電完了した場合。

(b) 操作手順

全交流動力電源喪失により中央制御室換気系が停止している場合に、中央制御室換気系を再起動する手順の概要は以下のとおり。中央制御室換気系概要図を第 1.16-1 図に、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットの配置図を第 1.16-3 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に中央制御室換気系の起動の準備を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、中央制御室にて中央制御室換気系による系統隔離運転を実施するために必要な電源が確保されていることを確認し、中央制御室給気外側隔離弁、中央制御室給気内側隔離弁、中央制御室排気内側隔離弁及び中央制御室排気外側隔離弁の全閉、中央制御室非常用再循環装置入口隔離弁の全開を確認する。
- ③当直副長は、中央制御室換気系の起動を指示する。
- ④中央制御室運転員 A は、中央制御室にて再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンを起動し、当直副長へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから中央制御室換気系の系統隔離運転起動まで 20 分以内で対応可能である。

b-2. 炉心損傷の判断時の中央制御室換気系加圧運転の実施手順

炉心損傷時に環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため、非常用チャコール・フィルタ・ユニット内に内蔵された粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタにより放射性物質を取り除いた後の外気を中央制御室へ供給し、中央制御室バウンダリ全体を正圧化する手順を整備する。

全交流動力電源喪失時には、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機により非常用母線（緊急用メタクラ含む）が受電し、中央制御室換気系を加圧運転する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失発生後に炉心損傷を当直副長が判断した場合^{*1}。全交流動力電源喪失後には、常設代替交流電源設備により非常用母線（緊急用メタクラ含む）が受電完了した場合。

※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内

のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ (CAMS) が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

(添付資料 1.16.5)

(b) 操作手順

中央制御室の居住性を確保するため、加圧運転する手順の概要は以下のとおり。

中央制御室換気系概要図を第 1.16-1 図に、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットの配置図を第 1.16-3 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に中央制御室換気系を加圧運転とするための系統構成及び加圧運転での起動準備を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、常設代替交流電源設備により非常用母線（緊急用メタクラ含む）が受電完了されていることを確認し、中央制御室にて中央制御室換気系を加圧運転により運転するための系統構成を行う。
- ③中央制御室運転員 A は、中央制御室にて中央制御室換気系を系統隔離運転にて運転後、中央制御室外気取入調節弁を閉操作する。
- ④現場運転員 D 及び E は、廃棄物処理建物 2 階中央制御室非常用再循環送風機室にて中央制御室給気内側隔離弁及び中央制御室給気外側隔離弁を開操作する。
- ⑤当直副長は、中央制御室の圧力を外気より正圧に維持するために、中央制御室運転員に中央制御室の正圧化を指示する。
- ⑥中央制御室運転員 A は、中央制御室外気取入調節弁を開操作し、中央制御室の正圧化を開始する。
- ⑦中央制御室運転員 A は、中央制御室にて中央制御室と外気の差圧を確認しながら中央制御室外気取入調節弁の流量を調整し、中央制御室の圧力を外気より正圧に維持する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室換気系の加圧運転操作は、炉心損傷判断後に実施する。中央制御室換気系の加圧運転操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名で実施し、40 分以内で対応可能である。

なお、全交流動力電源喪失時の中央制御室換気系隔離弁閉処置については、隔離弁は自動で「閉」状態となるため、現場での隔離操作は不要である。

全交流動力電源喪失＋直流電源喪失においても、非常用所内電気設備の復電手順が異なるが、加圧運転する手順は変わらない。

現場操作については、円滑に操作ができるように移動経路を確保し、照明を整備する。

(添付資料 1.16.6)

b-3. 炉心損傷後に格納容器ベントを実施する際の中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順

a-3に同じ

b-4. 中央制御室待避室から退出した後の中央制御室換気系による加圧運転の実施手順

a-4に同じ

(2) 中央制御室待避室の準備手順

格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施する際に待避する中央制御室待避室を中央制御室待避室正圧化装置により加圧し、中央制御室待避室の居住性を確保するための手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を当直副長が判断した場合^{*1}で、中央制御室換気系による加圧運転を実施した場合。

※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

(添付資料 1.16.5)

b. 操作手順

中央制御室待避室の中央制御室待避室正圧化装置による加圧手順の概要は以下のとおり。

中央制御室待避室を加圧するための中央制御室待避室正圧化装置の概要を第1.16-4図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、炉心損傷時の中央制御室換気系による中央制御室内の加圧操作後に、現場運転員に中央制御室待避室の加圧準備を指示する。

②現場運転員D及びEは、廃棄物処理建物1階会議室、運転員控室、及び消火用ボンベ室に設置した中央制御室空気供給系空気ボンベラック出口止め弁及び中央制御室空気供給系1次減圧弁入口弁を開操作し、中央制御室待避室の加圧準備を完了する。(第1.16-4図 中央制御室待避室正圧化装置概要)

③当直副長は、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント実施予測

時刻の約 20 分前に、中央制御室運転員に中央制御室待避室の加圧を指示する。

- ④中央制御室運転員 A は、中央制御室待避室内に設置された中央制御室空気供給系出口止め弁を開操作し、中央制御室待避室の正圧化を開始する（第 1.16-4 図 中央制御室待避室正圧化装置概要）。
- ⑤当直副長は、中央制御室運転員に中央制御室待避室の圧力を隣接区画より正圧に維持するよう指示する。
- ⑥中央制御室運転員 A は、中央制御室待避室にて中央制御室待避室と中央制御室の差圧を確認しながら、中央制御室空気供給系流量調節弁を操作し、中央制御室待避室圧力を隣接区画より正圧に維持する。

c. 操作の成立性

中央制御室待避室の加圧準備操作は、中央制御室換気系による加圧運転後に実施し、現場運転員 2 名にて 30 分以内で対応可能である。

中央制御室待避室の加圧操作は、当直副長の加圧操作指示後（格納容器フィルタベント系による格納容器ベント実施予測時刻の約 20 分前）、中央制御室運転員 1 名にて 5 分以内で対応可能である。

(3) 中央制御室の照明を確保する手順

中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室の照明が使用できない場合において、LED ライト（三脚タイプ）により照明を確保する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失や電気系統の故障により、中央制御室の照明が使用できないと当直副長が確認した場合。

b. 操作手順

全交流動力電源喪失時の LED ライト（三脚タイプ）の設置手順の概要は以下のとおり。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員に中央制御室の照明を確保するため、LED ライト（三脚タイプ）の設置を指示する。
- ②現場運転員 B は、LED ライト（三脚タイプ）を設置するとともに点灯を確認し、LED ライト（三脚タイプ）の内蔵蓄電池により中央制御室の照明を確保する。なお、常設代替交流電源設備による給電再開後においても非常用照明が使用できない場合に備え、LED ライト（三脚タイプ）を常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機より給電可能な緊急用コンセントに接続する。

c. 操作の成立性

上記の LED ライト（三脚タイプ）の設置・点灯操作は、常設代替交流電

源設備起動操作完了後に現場運転員 1 名で実施し, 10 分以内で対応可能である。

(添付資料 1. 16. 7)

(4) 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

中央制御室の居住性確保の観点から, 中央制御室内の酸素及び二酸化炭素の濃度測定及び管理を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

中央制御室換気系が系統隔離運転中等, 中央制御室外気取入調節弁, 中央制御室給気外側隔離弁, 中央制御室給気内側隔離弁のうちいずれかが全閉となったことを当直副長が確認した場合。

b. 操作手順

中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度を測定・管理する手順の概要は以下のとおり。

- ①当直副長は, 手順着手の判断基準に基づき, 中央制御室運転員に中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は, 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて, 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定を開始する。
- ③当直副長は, 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度を適宜確認し, 酸素濃度が許容濃度の 18% を下回る, 又は二酸化炭素濃度が許容濃度の 0.5% を上回るおそれがある場合は, 運転員に中央制御室給排気隔離弁の開閉を指示する。
- ④中央制御室運転員 A は, 中央制御室給排気隔離弁を開閉操作し, 酸素及び二酸化炭素の濃度調整を行う。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室の対応は, 中央制御室運転員 1 名で実施し, 中央制御室給排気隔離弁の開操作まで行った場合でも 10 分以内で対応可能である。

(5) 中央制御室待避室の照明を確保する手順

中央制御室待避室の居住性確保の観点から, 中央制御室待避室に LED ライト (ランタンタイプ) を設置する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を当直副長が判断した場合^{*1}。

※ 1 : 格納容器内雰囲気放射線モニタ (CAMS) で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が, 設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合, 又は格納容器内雰囲気放射線モニタ (CAMS) が使

用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。
(添付資料 1.16.5)

b. 操作手順

中央制御室待避室にLEDライト（ランタンタイプ）を設置する手順の概要は以下のとおり。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員に中央制御室待避室の照明の設置を指示する。
- ②現場運転員Dは、LEDライト（ランタンタイプ）をあらかじめ定められた場所に設置し、中央制御室待避室使用時に点灯できるよう準備する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室待避室の対応は、中央制御室の照明確保、中央制御室待避室の準備作業を実施後に現場運転員1名で実施し、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）の起動操作と合わせて10分以内で対応可能である。

(6) 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

中央制御室待避室の居住性確保の観点から、中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素の濃度測定及び管理を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

中央制御室待避室への待避を当直副長が指示した場合。

b. 操作手順

中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度を測定・管理する手順の概要は以下のとおり。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて、中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定を開始する。
- ③中央制御室運転員Aは、中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度を適宜確認し、中央制御室待避室の酸素濃度が許容濃度の19%を下回る、又は二酸化炭素濃度が許容濃度の1.0%を上回るおそれがある場合は、中央制御室待避室圧力を隣接区画より正圧に維持しながら、流量調節弁を開閉操作し、酸素及び二酸化炭素の濃度調整を行う。

(添付資料 1.16.4)

c. 操作の成立性

上記の中央制御室待避室の対応は、中央制御室運転員が中央制御室待避室

へ待避した場合に中央制御室運転員 1 名で行うことが可能である。

酸素及び二酸化炭素の濃度調整が必要となった場合は、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計確認後、5 分以内で調整開始が可能である。

(7) 中央制御室待避室でのプラントパラメータ監視装置によるプラントパラメータ等の監視手順

運転員が中央制御室待避室に待避後も、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）にてプラントパラメータを継続して監視できるよう手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を当直副長が判断した場合^{*1}。

※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。
(添付資料 1.16.5)

b. 操作手順

中央制御室待避室にて、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を起動し、監視する手順の概要は以下のとおり。プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）に関するデータ伝送の概要を第 1.16-5 図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員にプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）の起動、パラメータ監視を指示する。

②現場運転員 D は、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を電源及びネットワークケーブルに接続し、端末を起動し、プラントパラメータの監視準備を行う。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室待避室の対応は、中央制御室の照明確保、中央制御室待避室の準備作業を実施後に現場運転員 1 名で実施し、中央制御室待避室の照明の確保操作と合わせて 10 分以内で対応可能である。

(8) その他の放射線防護措置等に関する手順等

a. 炉心損傷の判断後に全面マスク等を着用する手順

炉心損傷の判断後に運転員が中央制御室に滞在する場合、又は現場作業を実施する場合において、全面マスク等（電動ファン付き全面マスク又は全面マスク）を着用する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を当直副長が判断した場合^{※1}。

※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

（添付資料 1.16.5）

(b) 操作手順

炉心損傷の判断後に全面マスク等を着用する手順の概要は以下のとおり。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、炉心損傷後に中央制御室に滞在する場合、又は現場作業を実施する場合において、運転員に全面マスク等着用を指示する。

②運転員は、全面マスク等の使用前点検を行い、異常がある場合は予備品と交換する。運転員は、全面マスク等を着用しリークチェックを行う。

(c) 操作の成立性

全交流動力電源喪失時においても、内蔵蓄電池又は代替交流電源設備より受電可能なLEDライト（三脚タイプ）を設置することで照明を確保できるため、全面マスク等の着用は対応可能である。

b. 放射線防護に関する教育等

定期検査等においてマスク着用の機会があることから、基本的にマスクの着用に関して習熟している。

また、放射線業務従事者指定時及び定期的に、放射線防護に関する教育・訓練を実施している。講師による指導のもと、フィッティングテスターを使用したマスク着用訓練において、漏れ率（フィルタ透過率を含む）2%を担保できるよう正しくマスクを着用できることを確認する。

c. 重大事故等時の運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化

炉心損傷が予想される事態となった場合、又は炉心損傷の徴候が見られた場合、運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、長期的な保安確保の観点から運転員の交替要員体制を整備する。交替要員体制は、交替要員として通常勤務帯の運転員を当直交替サイクルに充当する等の運用を行うことで、被ばく線量の平準化を行う。また、運転員について運転員交替に伴う移動時の放射線防護措置や、チェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで運転員の被ばく低減を図る。

（添付資料 1.16.9～1.16.11）

(9) その他の手順項目にて考慮する手順

格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実施手順は「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」にて整備する。

常設代替交流電源設備による中央制御室への電源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。

中央制御室，屋内現場，緊急時対策所等の相互に通信連絡が必要な箇所と通信連絡を行う手順は，「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

(10) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択フローチャートを第 1.16-6 図に示す。

中央制御室の照明は，設計基準対象施設である非常用照明を優先して使用する。非常用照明が使用できない場合は，LEDライト（三脚タイプ）を設置し，照明を確保する。常設代替交流電源設備からの受電操作が完了すれば，非常用照明へ給電を行い，引き続き中央制御室の照明を確保する。

(11) 現場操作のアクセス性

中央制御室の居住性を確保するための操作のうち現場操作が必要なものは，全交流動力電源喪失時における中央制御室換気系運転の以下の操作である。

- ・全交流動力電源喪失時における中央制御室換気系の加圧運転時において，中央制御室給気内側隔離弁及び中央制御室給気外側隔離弁の操作

上記操作は，廃棄物処理建物 2 階中央制御室非常用再循環処理装置室での操作のため，当該箇所へのアクセスルートを第 1.16-7 図に示す。

中央制御室待避室の居住性を確保するための操作のうち現場操作が必要なものは，中央制御室待避室正圧化装置の準備のうち以下の操作である。

- ・中央制御室空気供給系空気ボンベラック出口止め弁及び中央制御室空気供給系 1 次減圧弁入口弁の手動開操作

上記操作は，廃棄物処理建物 1 階会議室，運転員控室，及び消火用ポンベ室での操作のため，当該箇所へのアクセスルートを第 1.16-8 図に示す。

上記の現場操作が必要な箇所へのアクセス性については，外部起因事象として地震，地震随伴火災及び地震による内部溢水を想定した場合のアクセスルートの成立性についても評価し，アクセス性に影響がないことを確認した。

(12) 操作の成立性

中央制御室及び中央制御室待避室の居住性を確保するための設備である中央制御室換気系を加圧運転する際に使用する設備，中央制御室待避室正圧化装置の使用又は準備は，炉心損傷の確認が起因となっており，当該操作は運転員の被ばく防護の観点から，事象発生後の短い時間で対応することが望ましい。

よって、現状の有効性評価シーケンスにおいて、炉心損傷が起こるシーケンスである「冷却材喪失（大破断L O C A）＋E C C S注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」の事象発生以降のタイムチャート（第 1.16－9 図）で作業の全体像と必要な要員数を示し、それぞれ個別の運転員のタイムチャート（第 1.16－10，第 1.16－11 図）で作業項目の成立性を確認した。

1.16.2.2 汚染の持ち込みを防止するための手順等

(1) チェンジングエリアの設置及び運用手順

中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順を整備する。

チェンジングエリアには、防護具を脱衣する脱衣エリア、放射性物質による要員や物品の汚染を確認するためのサーベイエリア、汚染が確認された際に除染を行う除染エリアを設け、緊急時対策要員が汚染検査及び除染を行うとともに、チェンジングエリアの汚染管理を行う。除染エリアは、サーベイエリアに隣接して設置し、除染は、ウェットティッシュでの拭き取りを基本とするが、拭き取りにて除染できない場合は、簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。また、チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合は、チェンジングエリア用照明を設置する。

(添付資料 1.16.8)

a. 手順着手の判断基準

当直副長が、「原子力災害対策特別措置法」第十条又は第十五条該当事象が発生したと判断した後、緊急時対策本部が事象進展の状況（格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）等により炉心損傷^{※1}を当直副長が判断した場合等）、参集済みの要員数及び緊急時対策要員が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。

※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

(添付資料 1.16.5)

b. 操作手順

チェンジングエリアを設置するための手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第1.16-12図に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員に中央制御室の出入口付近に、チェンジングエリアを設置するよう指示する。
- ②緊急時対策要員は、チェンジングエリア設置場所の照明が確保されていない場合、チェンジングエリア用照明を設置し、照明を確保する。
- ③緊急時対策要員は、チェンジングエリア用資機材を移動し、床・壁等を養生シート及びテープを用い隙間なく養生した後、パネルを取り付けることにより設置する。

- ④緊急時対策要員は、各エリアの間にバリア、入口に粘着マット等を設置する。
- ⑤緊急時対策要員は、簡易シャワー等を設置する。
- ⑥緊急時対策要員は、脱衣回収箱、GM汚染サーベイ・メータ等を必要な箇所に設置する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策要員2名で行い、作業開始から2時間以内で対応可能である。

(2) 現場操作のアクセス性

中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための対応のうち現場対応が必要なものは、チェン징エリアの設置である。

・チェン징エリアの設置

上記作業は、タービン建物2階運転員控室前通路帯での作業のため、当該箇所へのアクセスルートを図1.16-13に示す。

上記、現場操作が必要な箇所へのアクセス性については、外部起因事象として地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を想定した場合のアクセスルートの成立性についても評価し、アクセス性に影響がないことを確認した。

1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等

(1) 非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順

a. 非常用ガス処理系起動手順

原子炉建物原子炉棟を負圧に維持することで、重大事故等により原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいしてくる放射性物質が原子炉建物原子炉棟から直接環境へ放出されることを防ぎ、運転員等の被ばくを低減するために非常用ガス処理系を起動する手順を整備する。

全交流動力電源喪失により非常用ガス処理系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機により非常用ガス処理系の電源を確保する。

常設代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(a) 交流動力電源が正常な場合の運転手順

i 手順着手の判断基準

R/B排気（高レンジ）放射線異常高，燃料取替階放射線異常高，ドライウェル圧力異常高及び原子炉水位異常低（L-3）のいずれかの信号が発生した場合。

ii 操作手順

非常用ガス処理系を起動する手順は以下のとおり。非常用ガス処理系の概要図を第1.16-14図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に非常用ガス処理系の自動起動の確認を指示する。

②中央制御室運転員Aは、非常用ガス処理系排気ファン起動によって、SGT排風機入口弁，SGT入口弁及びR/B連絡弁が全開，SGT出口弁が調整開，R/B給排気隔離弁が全閉となることを確認する。

③中央制御室運転員Aは、非常用ガス処理系の運転が開始されたことを非常用ガス処理系系統流量指示値の上昇及び原子炉建物外気差圧指示値が負圧であることにより確認し当直副長に報告するとともに、原子炉建物外気差圧指示値を規定値で維持する。非常用ガス処理系を起動する際には、「c. 原子炉建物ブローアウトパネル部の閉止手順」に従い原子炉建物ブローアウトパネル閉止装置を閉止する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから非常用ガス処理系の自動起動信号による起動まで5分以内で対応可能である。

原子炉建物ブローアウトパネル部の中央制御室からの閉止操作については、運転員1名にて5分以内で対応可能である。

(b) 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順

全交流動力電源喪失等により非常用ガス処理系が自動起動しない場合

に非常用ガス処理系を手動で起動する手順を整備する。

全交流動力電源喪失時には、非常用ガス処理系が停止中であるため、代替交流電源設備によりC/C C系又はC/C D系が受電されたことを確認した後、非常用ガス処理系を起動する。

なお、非常用ガス処理系を起動する際には、「c. 原子炉建物ブローアウトパネル部の閉止手順」に従い原子炉建物ブローアウトパネル閉止装置を閉止する。

i 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失等により、非常用ガス処理系が自動起動せず、原子炉建物空調換気系が全停している場合。全交流動力電源喪失後には、代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからC/C C系又はC/C D系が受電完了した場合。

ii 操作手順

全交流動力電源喪失により非常用ガス処理系が停止している場合に、非常用ガス処理系を起動する手順は以下のとおり。非常用ガス処理系の概要図を第 1.16-14 図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に非常用ガス処理系の起動の準備を開始するよう指示する。

②中央制御室運転員Aは、R/B給排気隔離弁の全閉、R/B連絡弁の全開操作を実施し、非常用ガス処理系排気ファンを起動することによって、SGT排風機入口弁及びSGT入口弁が全開、SGT出口弁が調整開となることを確認する。

③中央制御室運転員Aは、非常用ガス処理系の運転が開始されたことを非常用ガス処理系系統流量指示値の上昇及び原子炉建物外気差圧指示値が負圧であることにより確認し当直副長に報告するとともに、原子炉建物外気差圧指示値を規定値で維持する。非常用ガス処理系を起動する際には、「c. 原子炉建物ブローアウトパネル部の閉止手順」に従いブローアウトパネル部を閉止する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから非常用ガス処理系の起動まで10分以内で対応可能である。

b. 非常用ガス処理系停止手順

非常用ガス処理系が運転中に、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度の上昇を確認した場合は、非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、非常用ガス処理系を停止する。

(a) 手順着手の判断基準

非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度が、1.8vol%に到達した場合。

(b) 操作手順

非常用ガス処理系を停止する手順は以下のとおり。非常用ガス処理系の概要図を第 1.16-14 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に非常用ガス処理系の停止準備を開始するよう指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、非常用ガス処理系排気ファンのコントロールスイッチを「引保持」とし、非常用ガス処理系排気ファンが停止することによって、SGT 排風機入口弁、SGT 入口弁、SGT 出口弁が全閉となることを確認する。
- ③中央制御室運転員 A は、R/B 連絡弁の全閉操作を実施する。
- ④中央制御室運転員 A は、非常用ガス処理系の停止操作が完了したことを当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから非常用ガス処理系の停止まで 5 分以内で対応可能である。

c. 原子炉建物ブローアウトパネル部の閉止手順

原子炉建物原子炉棟は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる。原子炉建物原子炉棟内部の負圧を確保するために必要な場合は原子炉建物ブローアウトパネル部を閉止する。

【中央制御室からの原子炉建物ブローアウトパネル部の閉止手順】

(a) 手順着手の判断基準

以下の条件がすべて成立した場合。

- ・非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な場合。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況においては、漏えい箇所
の隔離及び原子炉圧力容器の減圧が完了している場合。
- ・炉心損傷を当直副長が判断した場合^{*1}。

※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

中央制御室からの原子炉建物ブローアウトパネル部を閉止する手順は以下のとおり。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員 A に、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作を指示

する。

②中央制御室運転員Aは、操作スイッチにより原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作まで5分以内で対応可能である。

【現場での原子炉建物ブローアウトパネル部の閉止手順】

(a) 手順着手の判断基準

以下の条件がすべて成立した場合。

- ・炉心が健全であることを確認した場合。
- ・非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な場合。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況においては、漏えい箇所の隔離及び原子炉圧力容器の減圧が完了している場合。
- ・中央制御室からの原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作ができない場合。

(b) 操作手順

現場での原子炉建物ブローアウトパネル部を閉止する手順は以下のとおり。

- ①当直長は、緊急時対策本部に、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作を指示する。
- ③緊急時対策要員は、原子炉建物原子炉棟の原子炉建物ブローアウトパネル部へ移動後、人力での操作により、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を閉止する。
- ④緊急時対策要員は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作完了を緊急時対策本部経由で当直長へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員2名で実施し、作業開始を判断してから各ブローアウトパネル閉止装置1個あたり2時間以内で対応可能である。

(2) 現場操作のアクセス性

原子炉格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度の低減のための操作のうち現場操作が必要なものは、原子炉建物ブローアウトパネル部の閉止のうち以下の操作である。

- ・現場での原子炉建物ブローアウトパネル部の閉止操作

上記操作は、原子炉建物4階での操作のため、当該箇所へのアクセスルート

を第 1.16-15 図に示す。

(添付資料 1.16.6)

上記の現場操作が必要な箇所へのアクセス性については、外部起因事象として地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を想定した場合のアクセスルートの成立性についても評価し、アクセス性に影響がないことを確認した。

第1.16-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧(1 / 3)

機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備	手順書
-	居住性の確保	中央制御室遮蔽	-
		再循環用ファン チャコール・フィルタ・プースタ・ファン 非常用チャコール・フィルタ・ユニット 中央制御室換気系弁 (中央制御室外気取入調節弁，中央制御室給気外側隔離弁，中央制御室給気内側隔離弁，中央制御室排気内側隔離弁，中央制御室排気外側隔離弁) 中央制御室換気系ダクト	事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「MCRによる居住性確保」
		中央制御室待避室遮蔽	-
		中央制御室待避室正圧化装置(空気ポンプ) 中央制御室待避室正圧化装置(配管・弁)	重大事故等対処設備 事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」
		LEDライト(三脚タイプ)	事故時操作要領書(微候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「中央制御室の居住性確保」
差圧計	事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「MCRによる居住性確保」 「待避室の居住性確保」		

※1 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧(2 / 3)

機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備	対応 手段	対応設備		手順書	
—	居住性の確保		酸素濃度計	重大事故等 対応設備	事故時操作要領書（徴候ベ ース） 「電源復旧」
			二酸化炭素濃度計		AM設備別操作要領書 「中央制御室の居住性確保」
		無線通信設備（固定型） 無線通信設備（固定型）（屋外アンテナ）	事故時操作要領書（シビアアク シデント） 「注水－1」		
			AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」		
		衛星電話設備（固定型） 衛星電話設備（固定型）（屋外アンテナ）	AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」		
			AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」		
	プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）	事故時操作要領書（シビアアク シデント） 「注水－1」 AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」			
常設代替交流電源設備 ^{※1} 代替所内電気設備 ^{※1}	—				
	非常用照明	自主 対策 設備	—		

※1 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧(3 / 3)

機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備		手順書
-	居住性の確保	LEDライト (ランタンタイプ)	資機材	事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」
-	汚染の持ち込み防止	防護具(全面マスク等)及びチェン징ングエリア用 資機材	資機材	原子力災害対策手順書 「中央制御室チェン징ングエリアの設置及び運用」
-	運転員等の被ばく低減	非常用ガス処理系排気ファン 前置ガス処理装置 後置ガス処理装置 非常用ガス処理系配管・弁 排気管 原子炉建物外気差圧 非常用ガス処理系系統流量 原子炉建物原子炉棟 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示	重大事故等対処設備	AM設備別操作要領書 「SGTによる放射性物質除去」
		常設代替交流電源設備*1 代替所内電気設備*1		-

※1 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.16-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1 / 4)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等 (1) 中央制御室換気系設備の運転手順等			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「MCRによる居住性確保」	判断基準	原子炉建物内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		電源	220kV第2原子力幹線1L, 2L母線電圧 66kV鹿島支線電圧 非常用高圧母線電圧 非常用ディーゼル発電機電圧
	信号	R/B排気(高レンジ)放射線異常高 燃料取替階放射線異常高 換気系放射線異常高	
操作	中央制御室内加圧状態の監視	中央制御室差圧	
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等 (2) 中央制御室待避室の準備手順			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
	操作	中央制御室待避室正圧化	中央制御室待避室差圧 中央制御室待避室空気ポンペ圧力
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等 (3) 中央制御室の照明を確保する手順			
事故時操作要領書(徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「中央制御室の居住性確保」	判断基準	電源	220kV第2原子力幹線1L, 2L母線電圧 66kV鹿島支線電圧 非常用高圧母線電圧 非常用ディーゼル発電機電圧
	操作	LEDライト(三脚タイプ)の設置	—

監視計器一覧(2 / 4)

手順書		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等			
(4) 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
AM設備別操作要領書 「中央制御室の居住性確保」	操作	中央制御室内の環境監視	酸素濃度 二酸化炭素濃度
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等			
(5) 中央制御室待避室の照明を確保する手順			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」	操作	LEDライト (ランタンタイプ) の 設置	-
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等			
(6) 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」	操作	中央制御室待避室内の環境監視	酸素濃度 二酸化炭素濃度
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等			
(7) 中央制御室待避室でのプラントパラメータ監視装置によるプラントパラメータ等の監視手順			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」	操作	プラントパラメータ監視装置の設置	-

監視計器一覧(3/4)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.16.2.2 汚染の持ち込みを防止するための手順等			
(1) チェンジングエリアの設置及び運用手順			
原子力災害対策手順書 「中央制御室チェンジングエリアの設置及び運用」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)
	操作	チェンジングエリアの設置	—
1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等			
(1) 非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順			
a. 非常用ガス処理系起動手順			
AM設備別操作要領書 「SGTによる放射性物質除去」	判断基準	原子炉建物内の放射線量率	原子炉棟排気高レンジモニタ 燃料取替階モニタ
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域)
	操作	原子炉建物内の外気差圧	原子炉建物外気差圧 非常用ガス処理系系統流量
1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等			
(1) 非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順			
b. 非常用ガス処理系停止手順			
AM設備別操作要領書 「SGTによる放射性物質除去」	判断基準	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度
	操作	原子炉建物内の外気差圧	原子炉建物外気差圧 非常用ガス処理系系統流量

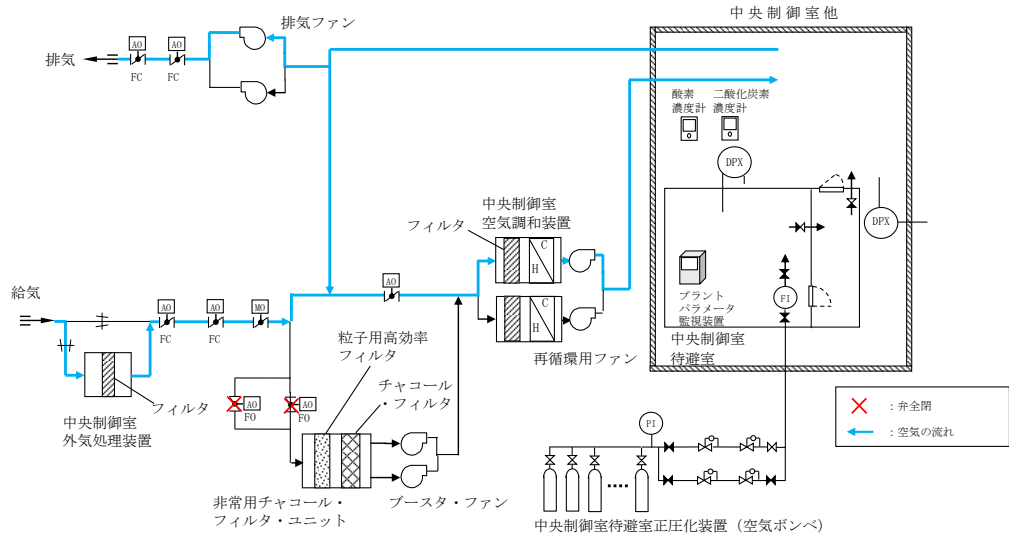
監視計器一覧(4 / 4)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等 (1) 非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順 c. 原子炉建物ブローアウトパネル部の閉止手順		
AM設備別操作要領書 「SGTによる放射性物質除去」	判 断 基 準	非常用ガス処理系の運転状態 —
		原子炉冷却材圧力バウンダリ破損時の 隔離及び減圧完了確認 原子炉水位 (広帯域) 原子炉圧力 エリア放射線モニタ
		電源 SA-C/C母線電圧
		原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (SA)
	操 作	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示

第 1.16-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

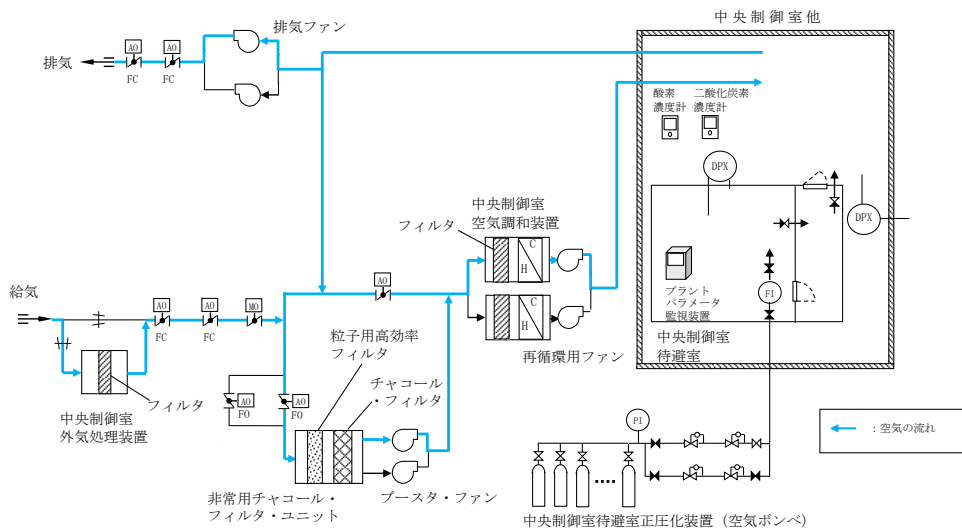
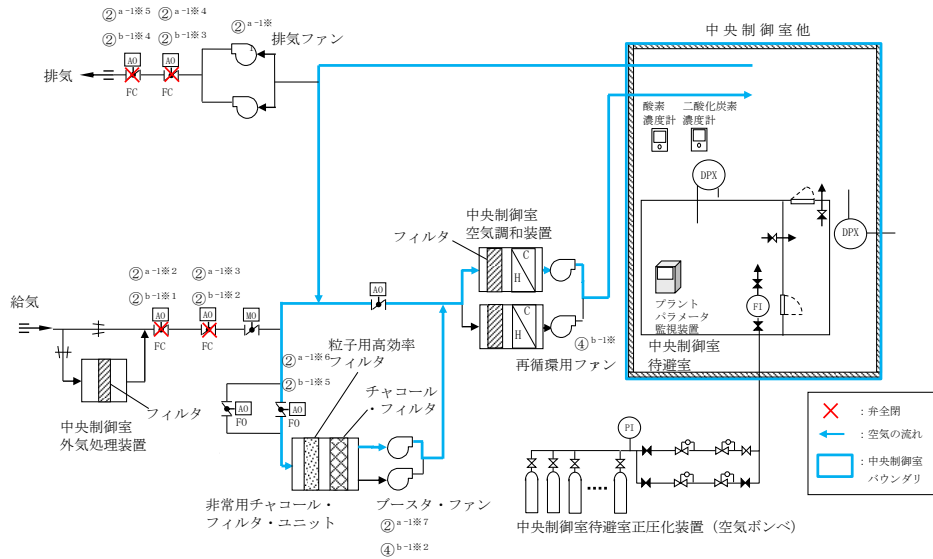
対象条文	給電対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.16】 原子炉制御室の居住性等に関する手順等</p>	再循環用ファン	常設代替交流電源設備 L/C C系 L/C D系
	チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン	常設代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系
	LEDライト（三脚タイプ）	常設代替交流電源設備 C/C C系
	非常用ガス処理系	常設代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系
	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	常設代替交流電源設備 SA-C/C

通常時



系統隔離運転

非常時運転モード



操作手順	名称
② ^{a-1※1}	制御室排気ファン
② ^{a-1※2} ② ^{b-1※1}	中央制御室給気外側隔離弁
② ^{a-1※3} ② ^{b-1※2}	中央制御室給気内側隔離弁
② ^{a-1※4} ② ^{b-1※3}	中央制御室排気内側隔離弁
② ^{a-1※5} ② ^{b-1※4}	中央制御室排気外側隔離弁
② ^{a-1※6} ② ^{b-1※5}	中央制御室非常用再循環装置入口隔離弁
② ^{a-1※7} ④ ^{b-1※2}	チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン
④ ^{b-1※1}	再循環用ファン

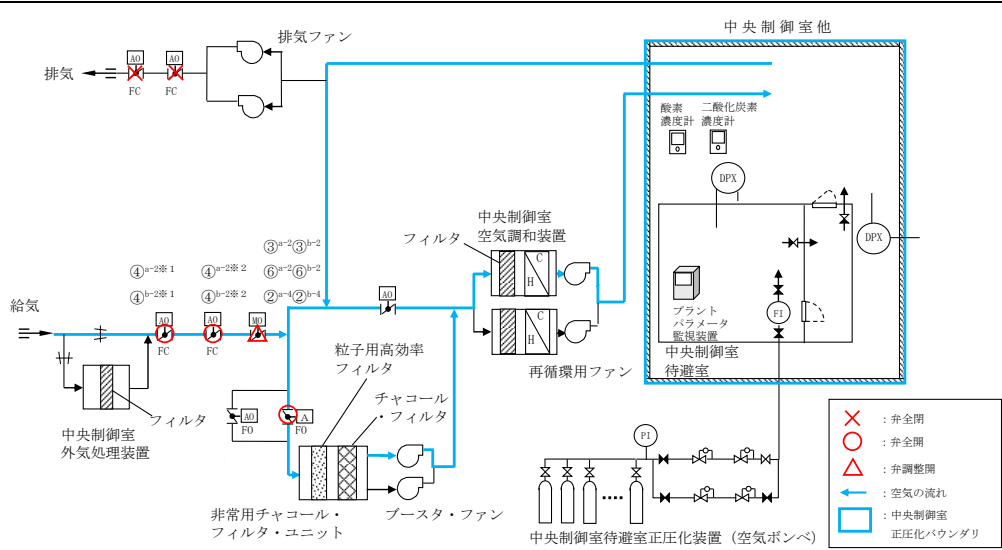
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^{a-1※1~} : a-1 は交流動力電源が正常な場合の中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順, b-1 は全交流動力電源が喪失した場合の中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順を示す。同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。

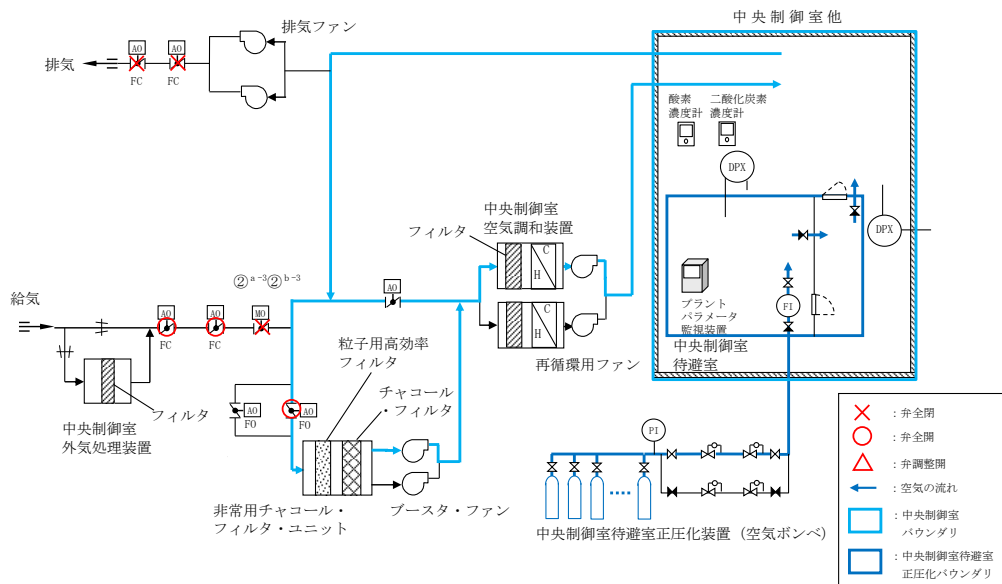
第 1.16-1 図 運転モードごとの中央制御室換気系概要図(1 / 2)

非常時運転モード

加圧運転（プルーム通過前及びプルーム通過後）



系統隔離運転（プルーム通過中）

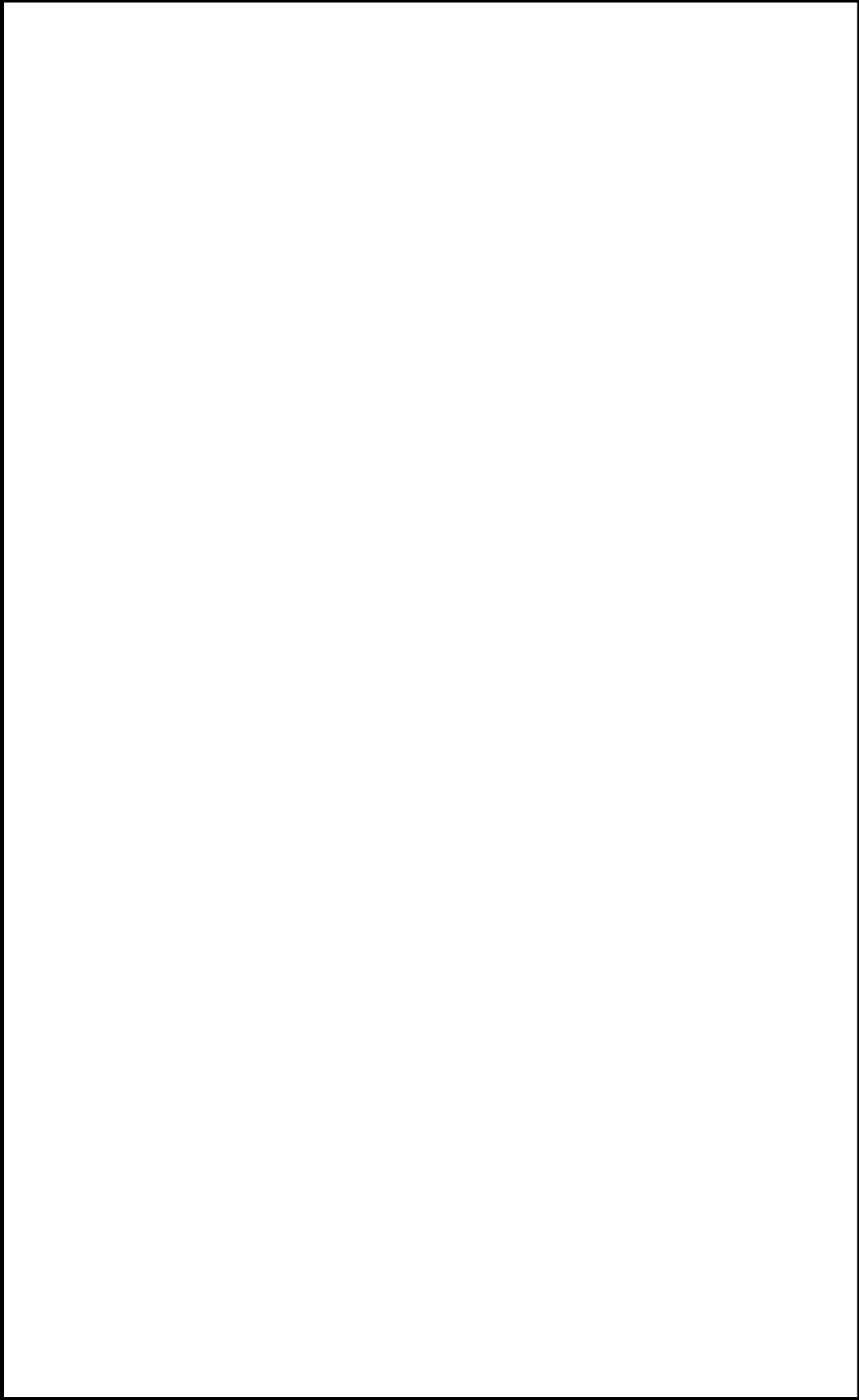


操作手順	名称
④ ^{a-2※1} ④ ^{b-2※1}	中央制御室給気外側隔離弁
④ ^{a-2※2} ④ ^{b-2※2}	中央制御室給気内側隔離弁
③ ^{a-2} ⑥ ^{a-2} ② ^{a-3} ② ^{a-4} ③ ^{b-2} ⑥ ^{b-2} ② ^{b-3} ② ^{b-4}	中央制御室外気取入調節弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

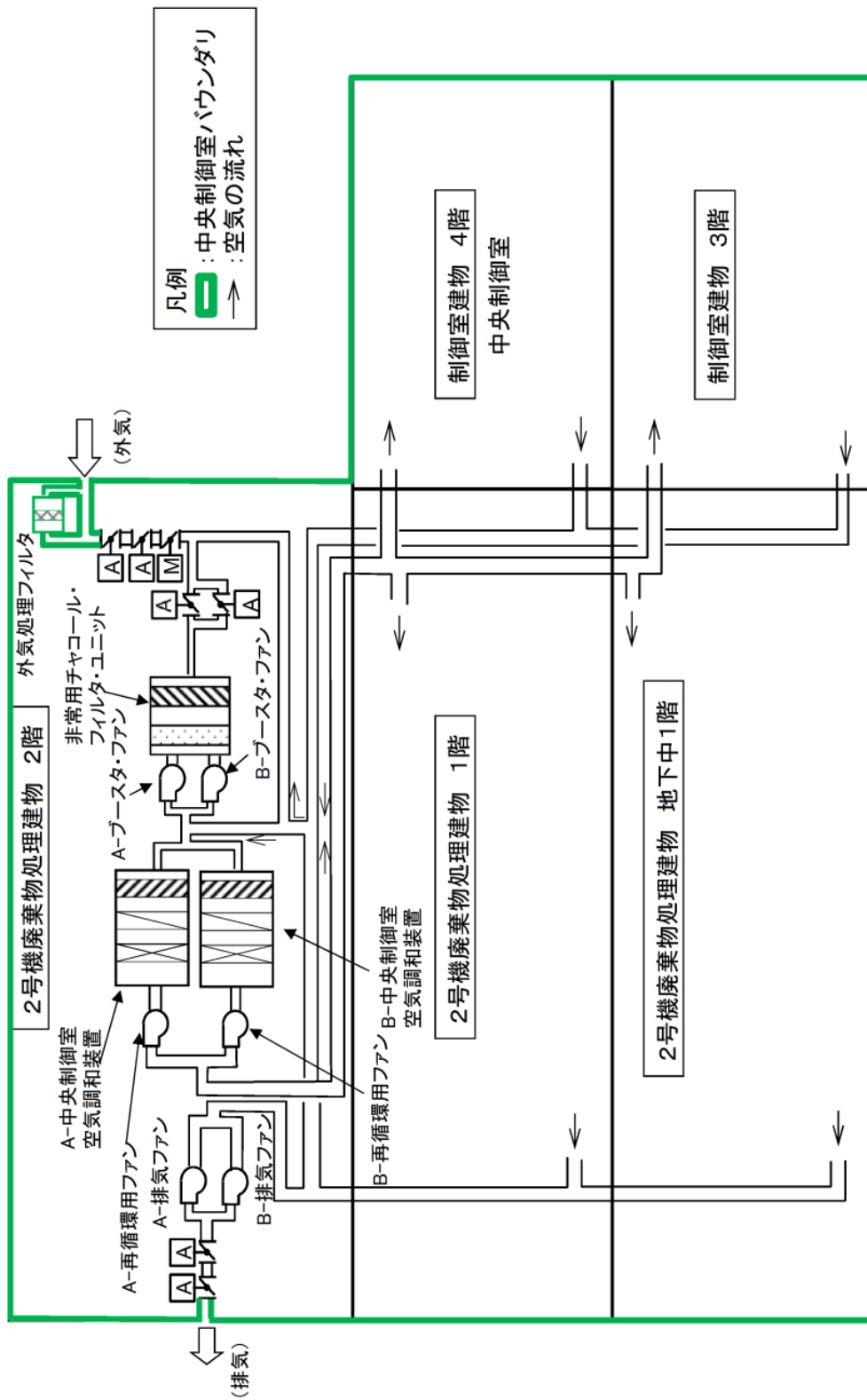
○^{a-2※1}～ : a-2 は交流動力電源が正常な場合の中央制御室換気系加圧運転の実施手順, b-2 は全交流動力電源が喪失した場合の中央制御室換気系加圧運転の実施手順, a-3 は交流動力電源が正常な場合の格納容器ベントを実施する際の中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順, b-3 は全交流動力電源が喪失した場合の格納容器ベントを実施する際の中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順, a-4 は交流動力電源が正常な場合の中央制御室待避室から退出した後の中央制御室換気系による加圧運転の実施手順, b-4 は全交流動力電源が喪失した場合の中央制御室待避室から退出した後の中央制御室換気系による加圧運転の実施手順を示す。同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。なお, a-2 及び b-2 の②系統隔離運転の系統構成については第 1.16-1 図 運転モードごとの中央制御室換気系概要図(1 / 2)と同様の為省略。

第 1.16-1 図 運転モードごとの中央制御室換気系概要図(2 / 2)

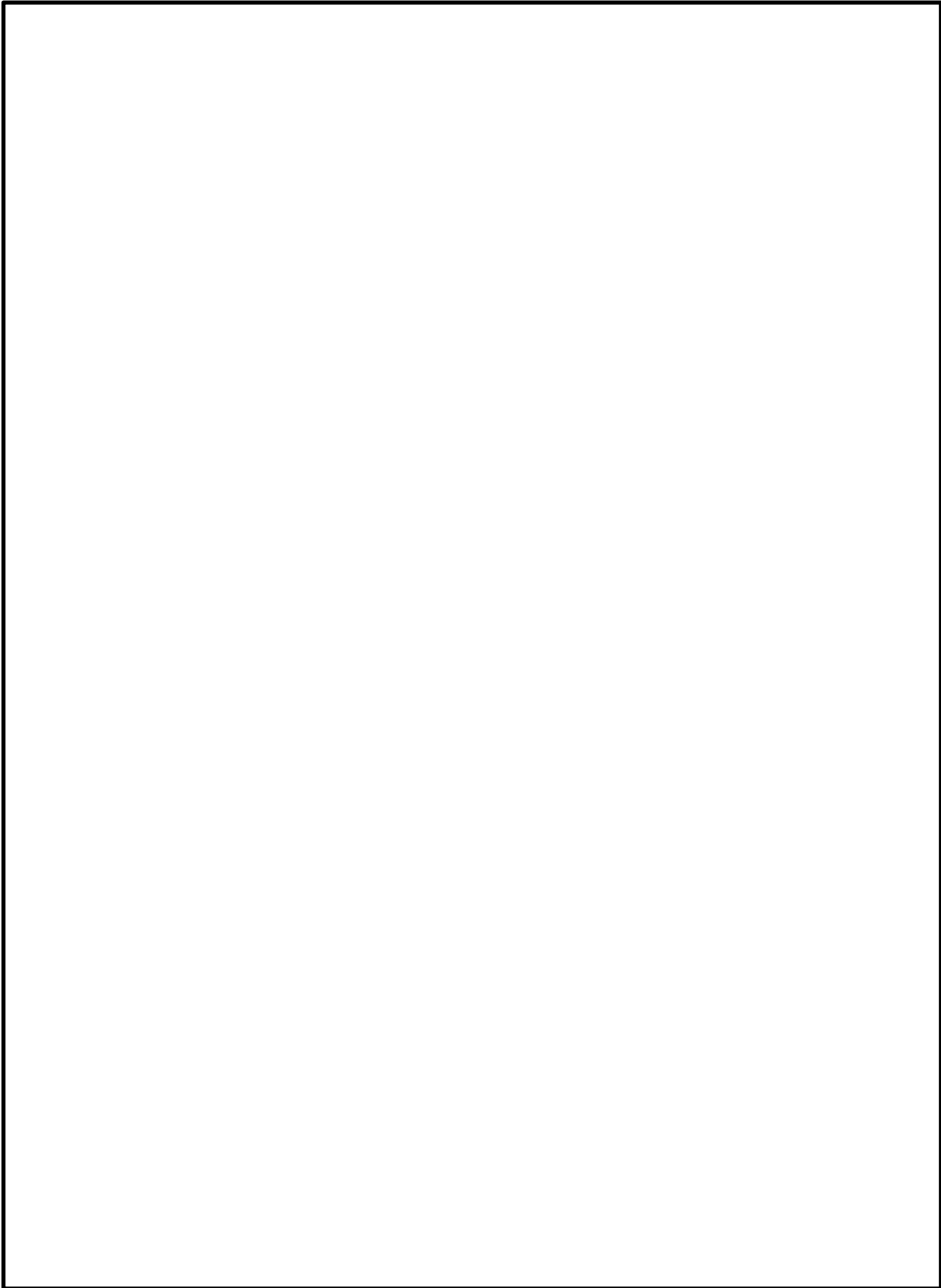


第 1.16-2 図 中央制御室，中央制御室待避室の正圧化バウンダリ構成図（1 / 2）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

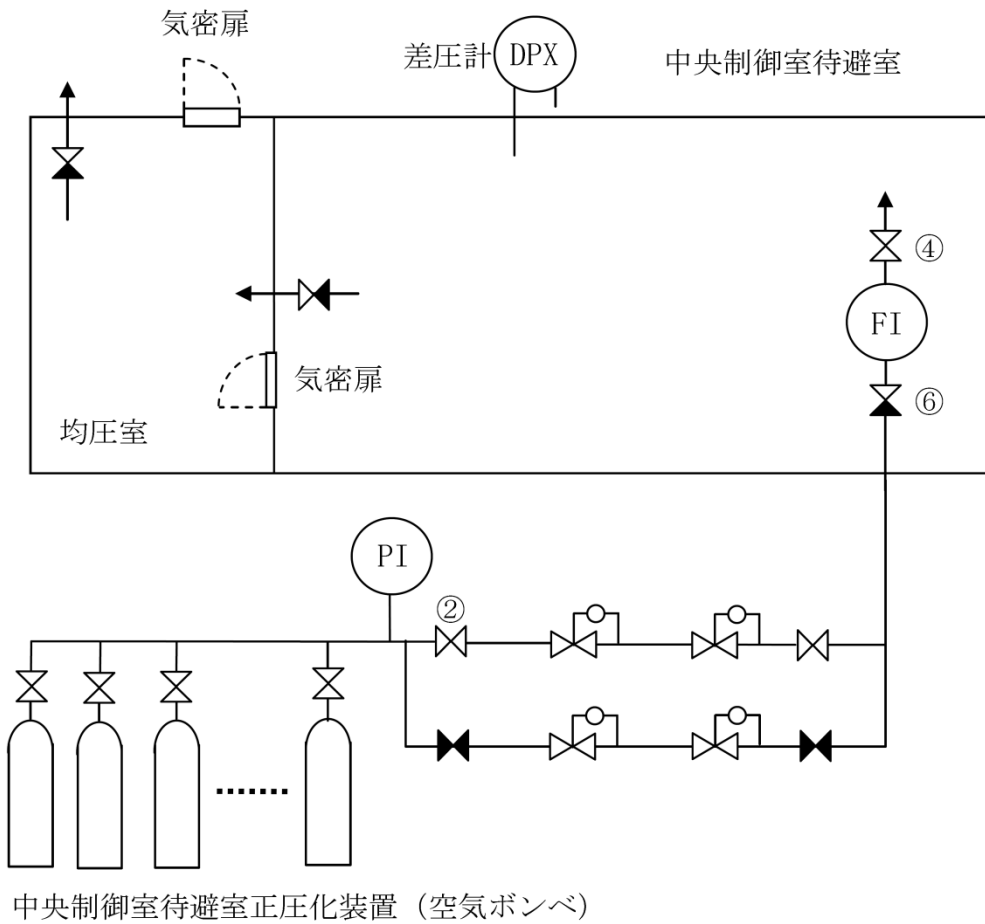


第 1.16-2 図 中央制御室，中央制御室待避室の正圧化バウンダリ構成図（2 / 2）



第 1.16-3 図 チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・
フィルタ・ユニット配置図

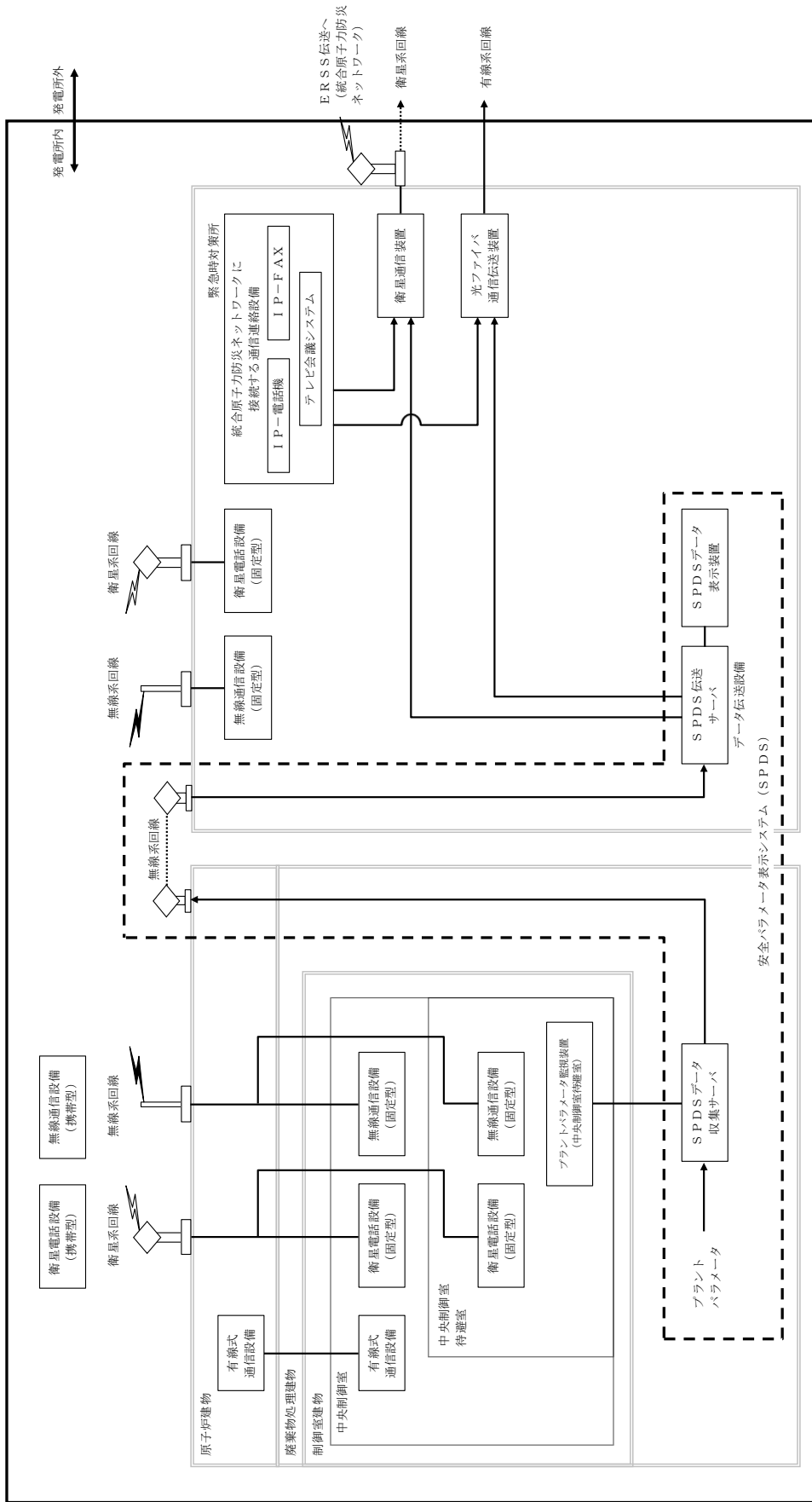
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



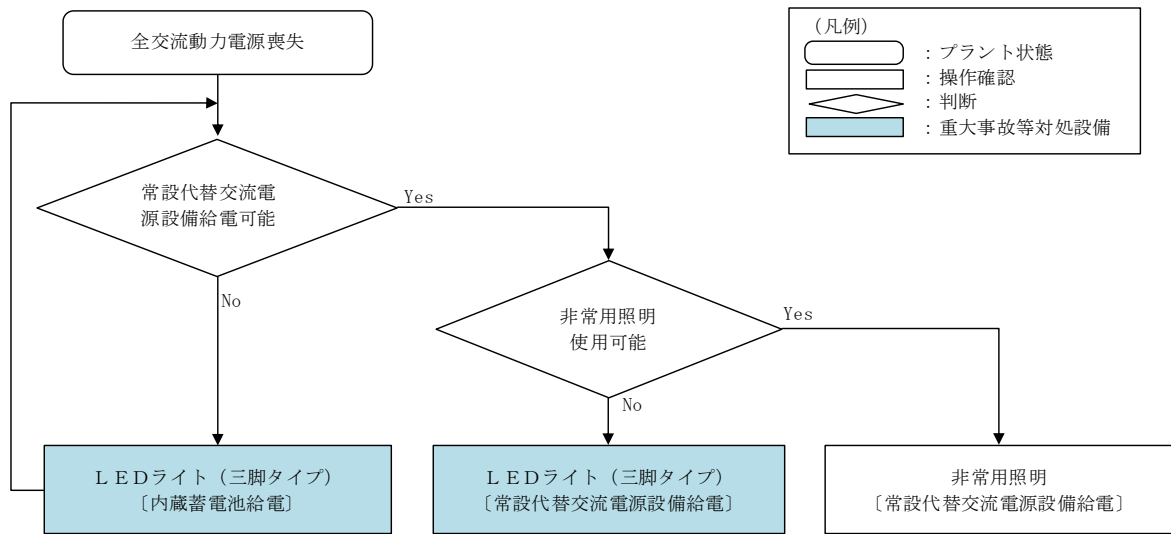
操作手順	名称
②	中央制御室空気供給系 1 次減圧弁入口弁
④	中央制御室空気供給系出口止め弁
⑥	中央制御室空気供給系流量調節弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.16-4 図 中央制御室待避室正圧化装置概要



第 1.16-5 図 プラントパラメータ監視装置に関するデータ伝送の概要

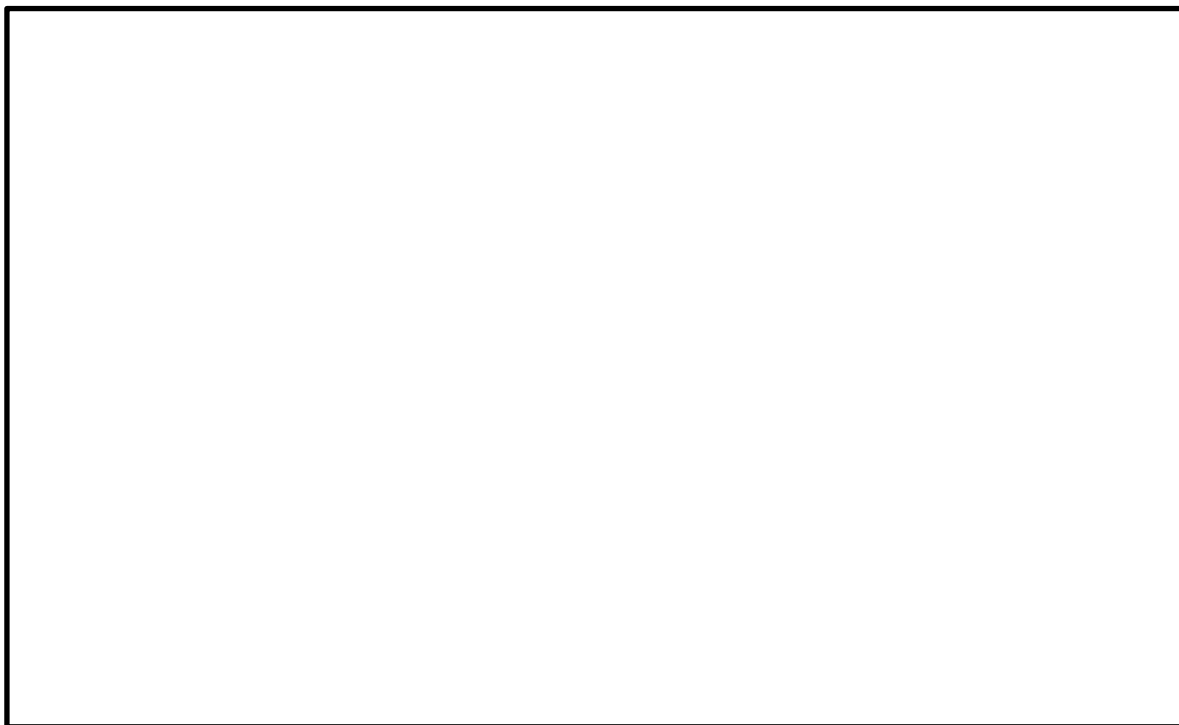


第 1.16-6 図 対応手段選択フローチャート

[制御室建物 4 階・廃棄物処理建物 1 階]



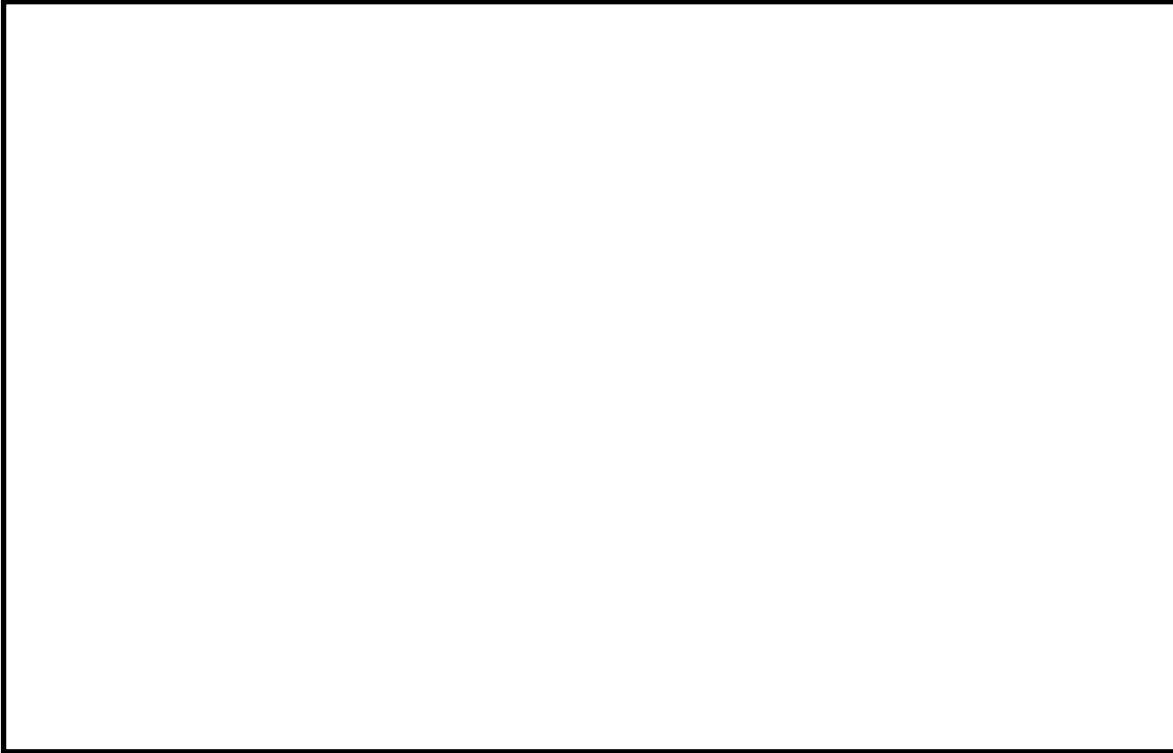
[廃棄物処理建物 2 階]



第 1.16-7 図 現場操作アクセスルート(中央制御室換気系隔離運転及び加圧運転)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

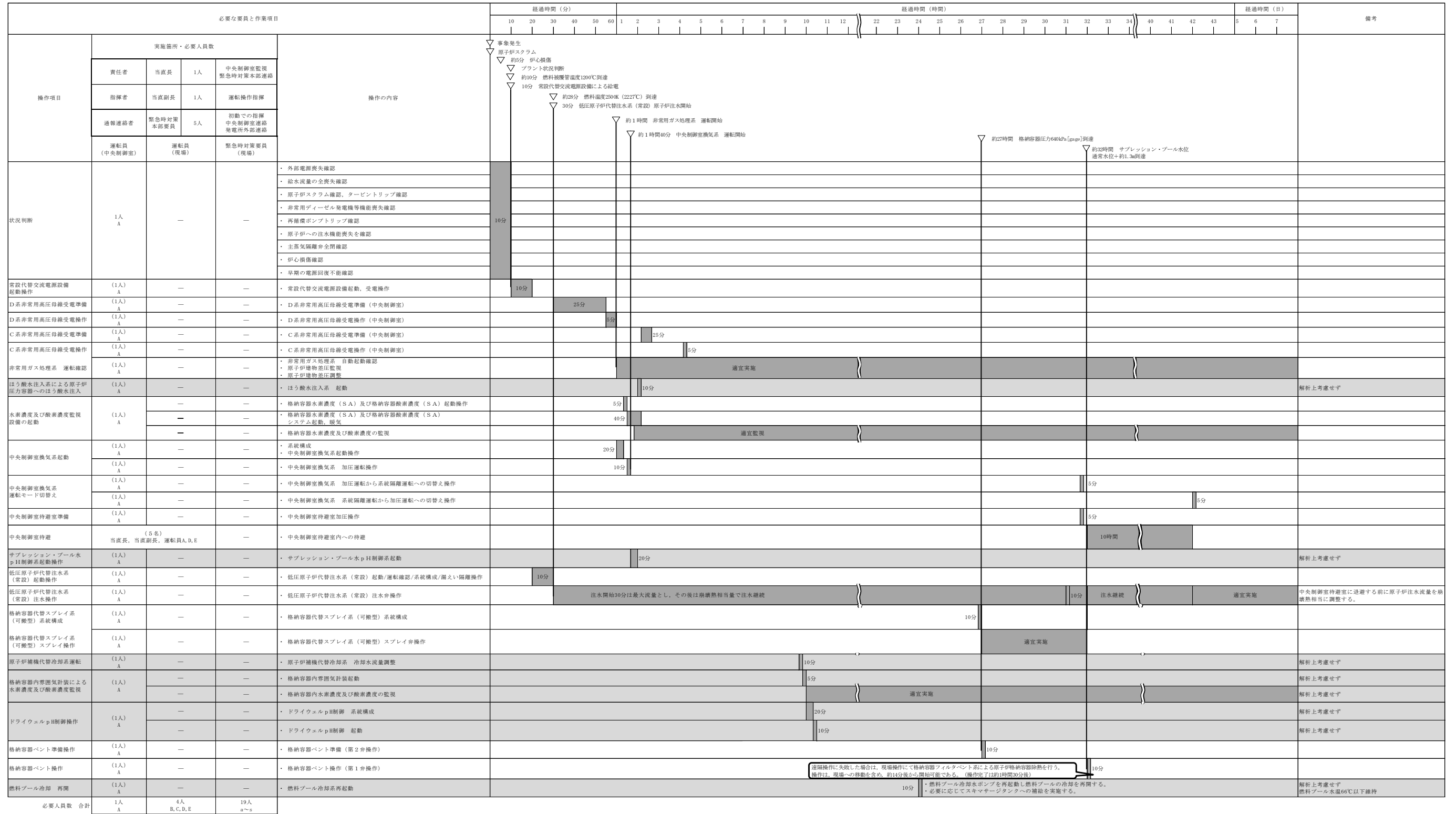
[廃棄物処理建物 1 階・制御室建物 4 階]



第 1.16-8 図 現場操作アクセスルート（中央制御室待避室）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

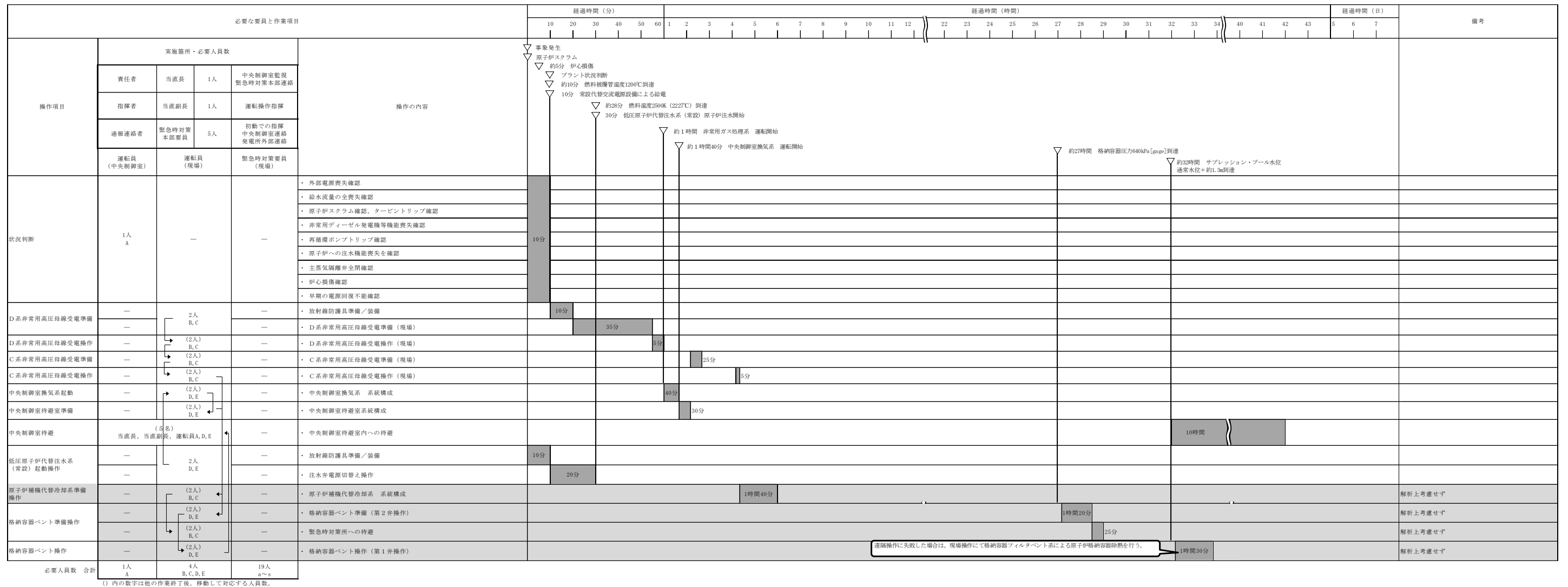
券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）



() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

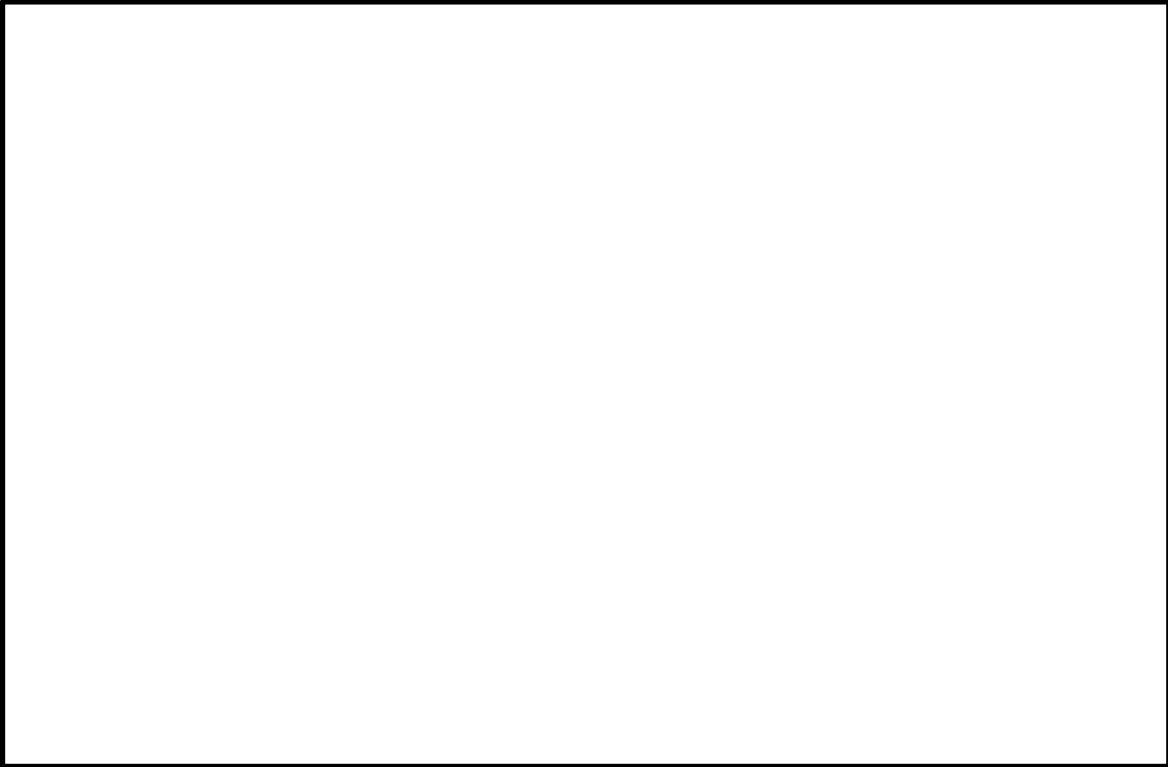
第 1.16-10 図 「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」シーケンス（中央制御室運転員）

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）



第 1.16-11 図 「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シーケンス（現場運転員）

[制御室建物 2 階]



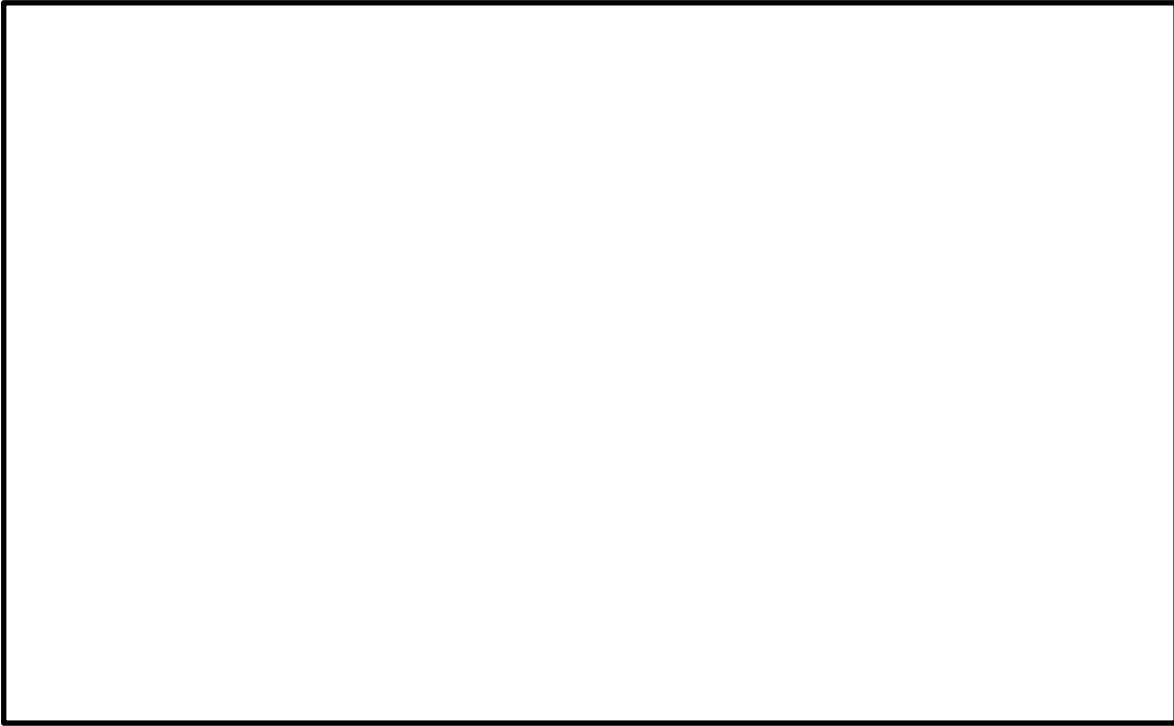
[制御室建物 3 階]



第 1.16-13 図 現場操作アクセスルート (チェンジングエリア) (1 / 2)

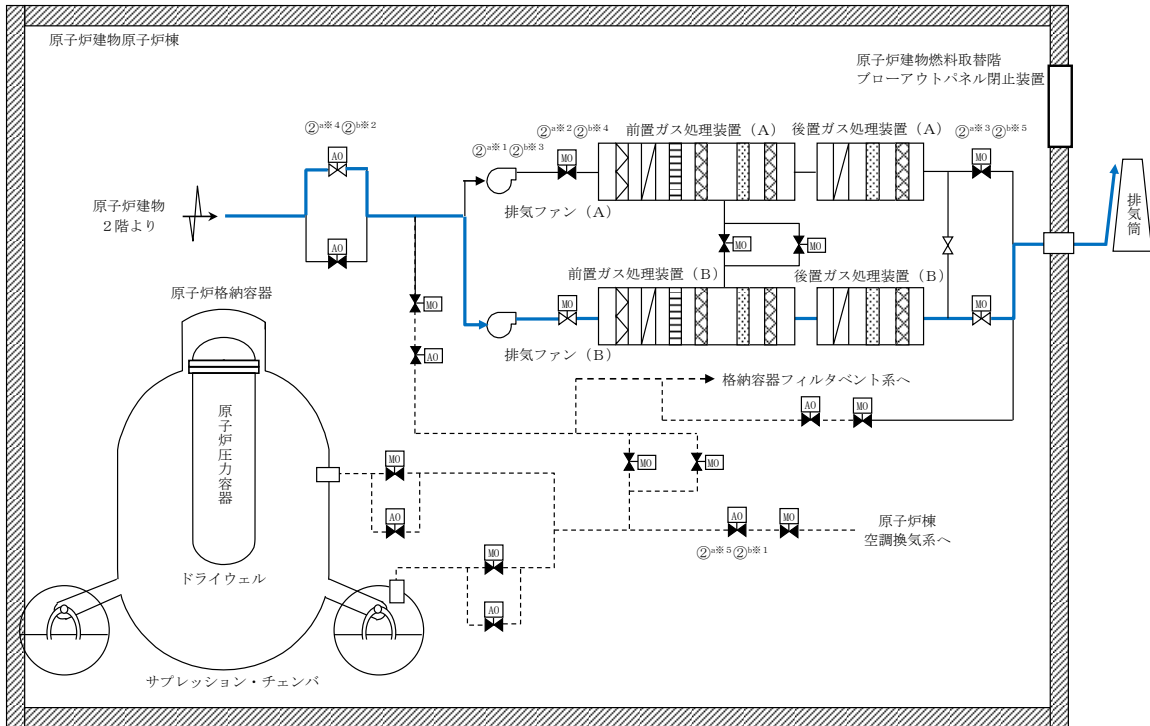
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

[制御室建物 4 階]



第 1.16-13 図 現場操作アクセスルート（チェンジングエリア）（2 / 2）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



操作手順	名称
② ^a *1 ② ^b *3	非常用ガス処理系排気ファン
② ^a *2 ② ^b *4	S G T 入口弁
② ^a *3 ② ^b *5	S G T 出口弁
② ^a *4 ② ^b *2	R / B 連絡弁
② ^a *5 ② ^b *1	R / B 給排気隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

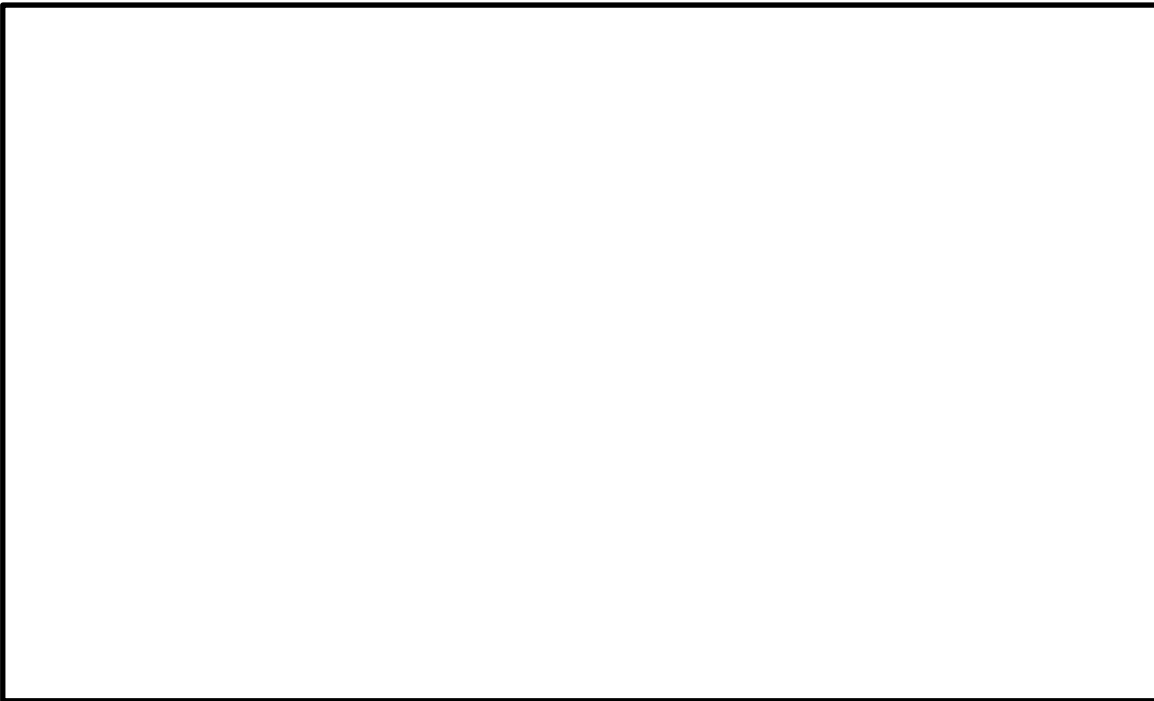
○^a*1~ : a は交流動力電源が正常の手順, b は全交流動力電源が喪失した場合を示す。同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。

第 1.16-14 図 非常用ガス処理系概要図 (運転時)

[原子炉建物 1 階]



[原子炉建物 2 階]



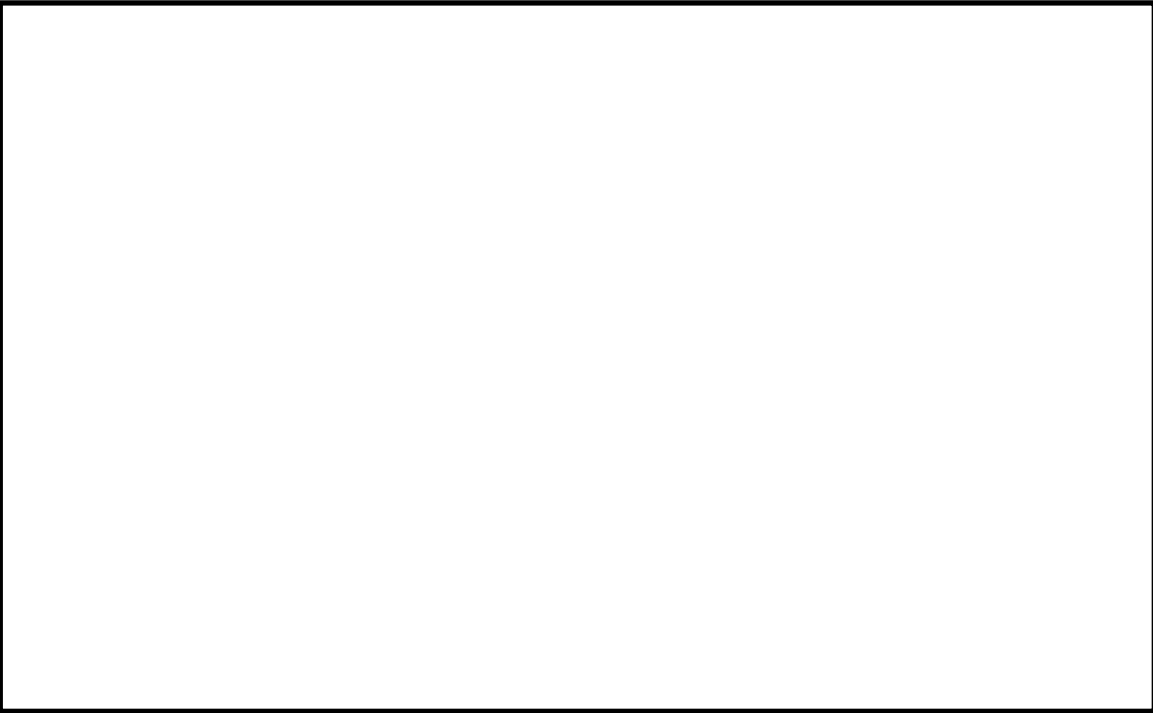
第 1.16-15 図 現場操作アクセスルート（原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置（現場操作））（1 / 3）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

[原子炉建物中 2 階]



[原子炉建物 3 階]



第 1.16-15 図 現場操作アクセスルート (原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 (現場操作)) (2 / 3)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

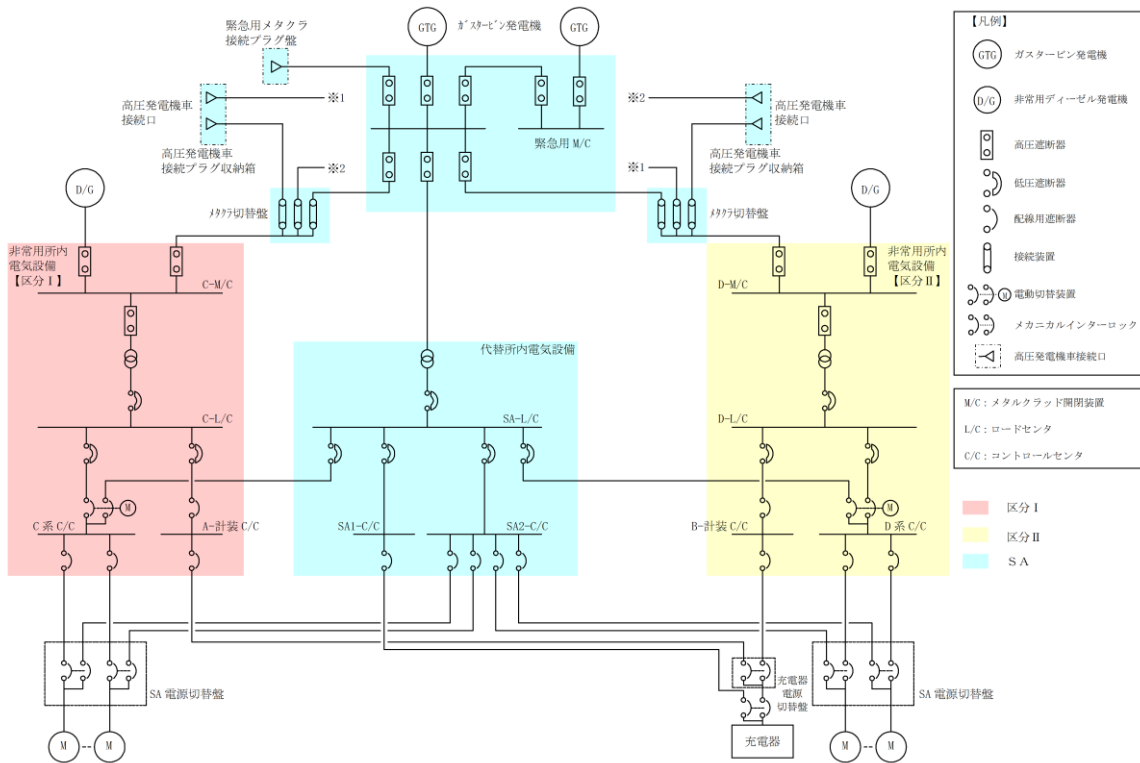
[原子炉建物 4 階]



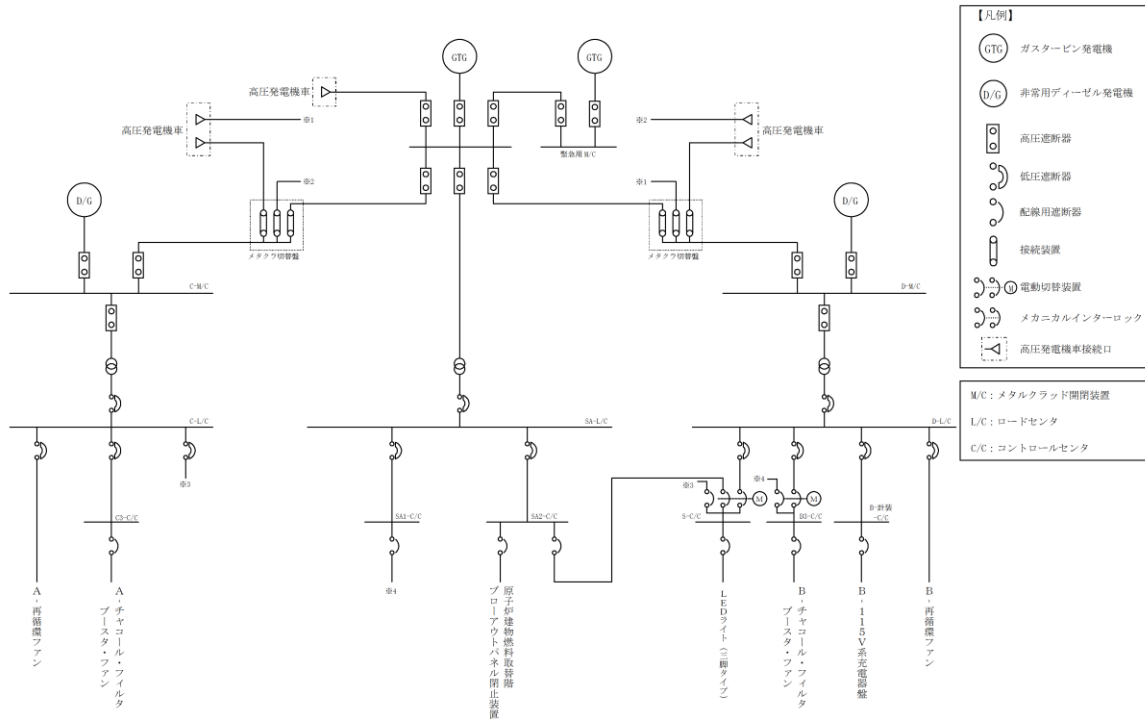
第 1.16-15 図 現場操作アクセスルート(原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置(現場操作))(3 / 3)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

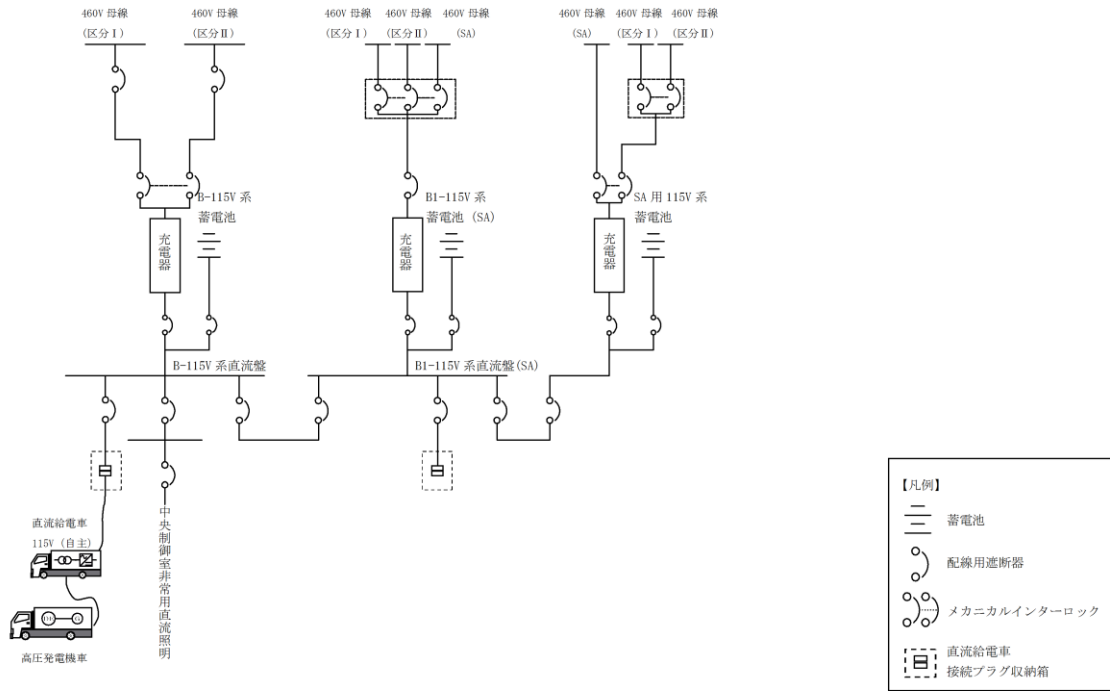
対応手段として選定した設備の電源構成図



第 1 図 電源構成図 (交流電源)



第2図 電源構成図 (交流電源)



第3図 電源構成図（直流電源）

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 (1.16)	番号	設置許可基準規則 (59 条)	技術基準規則 (74 条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な手順等が整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第三十八条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p>	①
<p>【解釈】 1 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）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。</p>	—	<p>【解釈】 1 第59条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第49条、第50条、第51条又は第52条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第74条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第64条、第65条、第66条又は第67条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。</p>	—
<p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>2 第59条に規定する「運転員が第26条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」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。</p>	<p>2 第74条に規定する「運転員が第38条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」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。</p>	—
<p>b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p>	※1	<p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	※1
<p>※1 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）は、技術的能力「1.14 電源の確保に関する手順等」で整理</p>		<p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナリオ（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	<p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナリオ（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	②
<p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>		<p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>	<p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>	③
<p>d) 上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWRの場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWRの場合）を設置すること。</p>		<p>d) 上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWRの場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWRの場合）を設置すること。</p>	<p>d) 上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWRの場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWRの場合）を設置すること。</p>	④
<p>e) BWRにあつては、上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。</p>		<p>e) BWRにあつては、上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。</p>	<p>e) BWRにあつては、上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。</p>	⑤

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

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考	
居住性の確保	中央制御室遮蔽	既設	① ②	—	—	—	—	—	—	
	再循環用ファン	既設								
	チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン	既設								
	非常用チャコール・フィルタ・ユニット	既設								
	中央制御室換気系弁（中央制御室外気取入調節弁，中央制御室給気外側隔離弁，中央制御室給気内側隔離弁，中央制御室排気内側隔離弁，中央制御室排気外側隔離弁）	既設								
	中央制御室換気系ダクト	既設								
	中央制御室待避室遮蔽	新設		—	—	—	—	—	—	
	中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）	新設								
	中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁）	新設								
	LEDライト（三脚タイプ）	新設		居住性の確保	非常用照明	常設	—	—	—	自主対策とする理由は本文参照
	差圧計	新設		—	—	—	—	—	—	—
	酸素濃度計	新設								
	二酸化炭素濃度計	新設								
	無線通信設備（固定型）	新設								
	無線通信設備（固定型） （屋外アンテナ）	新設								
	衛星電話設備（固定型）	新設								
衛星電話設備（固定型） （屋外アンテナ）	新設									

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3/4)

: 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
	プラントパラメータ監視装置(中央制御室待避室)	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	代替所内電気設備	既設 新設							
	LEDライト(ランタンタイプ)	新設							
込み防止 汚染の持ち	防護具(全面マスク等)及びチェンジングエリア用資機材	新設	① ③	-	-	-	-	-	-
運転員の被ばく低減	非常用ガス処理系排気ファン	既設	① ② ④ ⑤						
	前置ガス処理装置	既設							
	後置ガス処理装置	既設							
	非常用ガス処理系配管・弁	既設							
	排気管	既設							
	原子炉建物外気差圧	既設							
	非常用ガス処理系系統流量	既設							
	原子炉建物原子炉棟	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	代替所内電気設備	既設 新設							
	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	新設							
	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示	新設							

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 (1.16)	適合方針
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において，原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員等がとどま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>重大事故が発生した場合においても中央制御室換気系，非常用ガス処理系，LEDライト（三脚タイプ）及び中央制御室待避室等により中央制御室に運転員がとどまるために必要な手順を整備する。</p>
<p>【解釈】 1 「運転員等がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置(原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設備に加えてマネジメント(マスク及びボンベ等)により対応する場合)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。</p>	<p>—</p>
<p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員等がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>重大事故が発生した場合においても資機材（防護具及びチェン징ングエリア用資機材）を用いた放射線防護措置により中央制御室に運転員がとどまるために必要な手順を整備する。</p>
<p>b) 原子炉制御室の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p>	<p>中央制御室用の電源（空調及び照明等）が、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）は技術的能力「1.14 電源の確保に関する手順等」で整備する。</p>

重大事故等時における中央制御室の被ばく評価に係る事象の選定

島根原子力発電所2号炉においては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、「設置許可基準規則」）の解釈第59条1b)及び技術基準の解釈第74条1b),並びに「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」

(以下、「審査ガイド」)に基づき想定する「設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）」である『冷却材喪失（大破断LOCA）時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失する事故シーケンス』においても格納容器ベントを実施することなく、事象を収束することのできる残留熱代替除去系を整備している。従って、第一に残留熱代替除去系を用いて事象を収束することとなる。

しかしながら、被ばく評価においては、残留熱代替除去系の起動に失敗することも考慮し、格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを行う事を想定する。

これを被ばく評価における基本想定シナリオとする。

中央制御室待避室使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度について

格納容器フィルタベント使用時に待避する中央制御室待避室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を、「空気調和・衛生工学便覧 空気調和設備設計」に基づき評価を実施した。

(1) 中央制御室待避室の必要空気供給量

①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数： $n = 5$ 名
- ・許容二酸化炭素濃度： $C = 1.0\%$ （鉱山保安法施行規則）
- ・加圧用空気ポンベ二酸化炭素濃度：
 $C_0 = 0.03\%$ （空気調和・衛生工学便覧の乾き空気的主要成分組成により引用）
- ・呼吸による二酸化炭素発生量：
 $M = 0.022\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ （空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量）
- ・必要換気量：
 $Q_1 = 100 \times M \times n / (C - C_0) \text{ m}^3/\text{h}$ （空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量）
 $Q_1 = 100 \times 0.022 \times 5 \div (1.0 - 0.03)$
 $= 11.34$
 $\doteq 11.4\text{m}^3/\text{h}$

②酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・収容人数： $n = 5$ 名
- ・吸気酸素濃度： $a = 20.95\%$ （標準大気の酸素濃度）
- ・許容酸素濃度： $b = 19\%$ （鉱山保安法施行規則）
- ・成人の呼吸量： $c = 0.48\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・乾燥空気換算酸素濃度： $d = 16.4\%$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・必要換気量：
 $Q_1 = c \times (a - d) \times n / (a - b) \text{ m}^3/\text{h}$ （空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量）
 $Q_1 = 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 5 \div (20.95 - 19.0)$
 $= 5.6\text{m}^3/\text{h}$

以上より、空気ポンベ正圧化に必要な換気量は二酸化炭素濃度基準の $11.4\text{m}^3/\text{h}$ 以上とする。

(2) 中央制御室待避室の必要ポンペ本数

中央制御室待避室を 10 時間正圧化する必要最低限のポンペ本数は二酸化炭素濃度基準換気量の $11.4\text{m}^3/\text{h}$ 及びポンペ供給可能空気量 $8.0\text{m}^3/\text{本}$ から、下記のとおり 15 本となる。なお、中央制御室待避室の設置後に試験を実施し、必要ポンペ本数が 10 時間以上正圧化維持するのに十分であることの確認を実施し、予備のポンペ容量について決定する。

- ・ポンペ初期充填圧力：19.6MPa (at 35°C)
- ・ポンペ内容積：50.0L
- ・圧力調整弁最低制御圧力：1.0MPa
- ・ポンペ供給可能空気量： $8.0\text{m}^3/\text{本}$ (at 0°C)
- ・待避中ポンペ使用時間：10 時間
- ・待避前ポンペ使用時間：20 分*

※格納容器ベント実施予測時刻の 20 分前にポンペ使用を開始する。

以上より、必要ポンペ本数は下記のとおり 15 本以上となる。

$$\begin{aligned}\text{必要ポンペ本数} &= 11.4\text{m}^3/\text{h} \div 8.0\text{m}^3/\text{本} \times 11 \text{ 時間 } 20 \text{ 分} \\ &= 14.7 \\ &\simeq 15 \text{ 本}\end{aligned}$$

(3) 酸素濃度，二酸化炭素濃度に関する法令要求について

酸素濃度計，二酸化炭素濃度計による室内酸素濃度，二酸化炭素濃度管理は，労働安全衛生法，J E A C 4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規程」及び鉱山保安法施行規則に基づき，酸素濃度が19%以上，かつ二酸化炭素濃度が1.0%以下で運用する。

酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）

（定義）

第二条 この省令において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。

一 酸素欠乏 空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。

（換気）

第五条 事業者は、酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は、当該作業を行う場所の空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上（第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあつては、空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上、かつ、硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし、爆発、酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は、この限りでない。

鉱山保安法施行規則（一部抜粋）

（通気の確保）

第十六条の一

一 鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセント以上とし、炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

酸素濃度	症状等
21%	通常の空気の状態
18%	安全限界だが連続換気が必要
16%	頭痛、吐き気
12%	目まい、筋力低下
8%	失神昏倒、7～8分以内に死亡
6%	瞬時に昏倒、呼吸停止、死亡

（出典：厚生労働省リーフレット「なくそう！酸素欠乏症・硫化水素中毒」）

J E A C 4622-2009 「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規程」
(一部抜粋)

【付属書解説 2.5.2】 事故時の外気の取り込み

中央制御室換気空調設備の隔離が長期に亘る場合には、中央制御室内の CO₂ 濃度の上昇による運転員等の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。

(1) 許容 CO₂ 濃度

事務所衛生基準規則（昭和 47 年 9 月 30 日労働省令第 43 号、最終改正平成 26 年 7 月 30 日厚生労働省令第 87 号）により、事務室内の CO₂ 濃度は 100 万分の 5000 (0.5%) 以下と定められており、中央制御室の CO₂ 濃度もこれに準拠する。したがって、中央制御室居住性の評価にあたっては、上記濃度 (0.5%) を許容濃度とする。

炉心損傷の判断基準

炉心損傷に至るケースとしては、注水機能喪失により原子炉水位が有効燃料棒頂部（TAF）以上に維持できない場合において、原子炉水位が低下し、炉心が露出し冷却不全となる場合が考えられる。

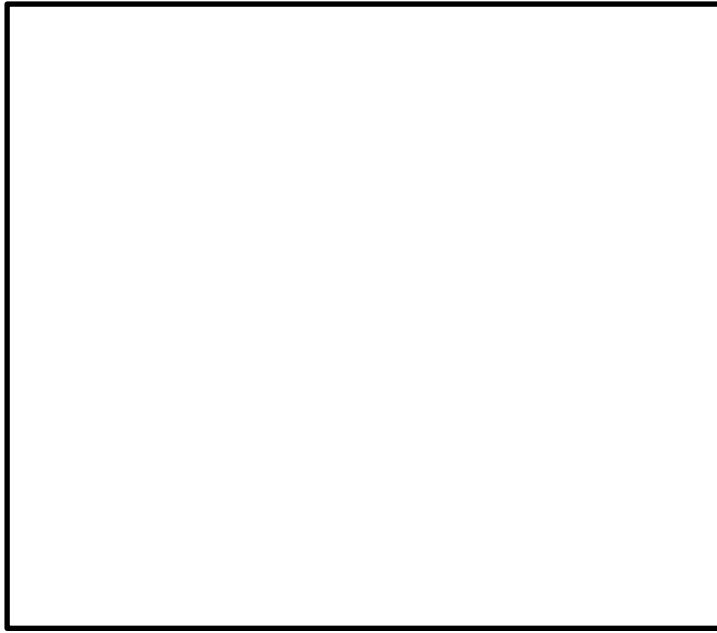
事故時操作要領書（徴候ベース）では、原子炉圧力容器への注水系統を十分に確保できず原子炉水位が TAF 未満となった際に、格納容器雰囲気放射線モニタを用いて、ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率の状況を確認し、第 1 図、第 2 図に示す設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合を、炉心損傷判断としている。

炉心損傷等により燃料被覆管から原子炉内に放出される希ガス等の核分裂生成物が、逃がし安全弁等を介して原子炉格納容器内に流入する事象進展を踏まえて、原子炉格納容器内のガンマ線線量率の値の上昇を、運転操作における炉心損傷の判断及び炉心損傷の進展割合の推定に用いているものである。

また、格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能の場合は、「原子炉圧力容器温度：300℃以上」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する方針である。

原子炉圧力容器温度は、炉心が冠水している場合には、逃がし安全弁動作圧力（安全弁機能の最大 8.35MPa [gage]）における飽和温度約 299℃を超えることはなく、300℃以上にはならない。一方、原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和温度を超えて上昇するため、300℃以上になると考えられる。

上記より、炉心損傷の判断基準を 300℃以上としている。なお、炉心損傷判断は格納容器雰囲気放射線モニタが使用可能な場合は、当該計器にて判断を行う。



第1図 ドライウェル領域における炉心損傷判断基準



第2図 ウェットウェル領域における炉心損傷判断基準

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

作業の成立性について

1. 炉心損傷の判断時の中央制御室換気系加圧運転の実施手順

(1) 作業概要

中央制御室の正圧化の実施条件成立時に、中央制御室換気系加圧運転を実施し、中央制御室を正圧化する。

(2) 作業場所

制御室建物 4階（非管理区域）（中央制御室）

廃棄物処理建物 2階（非管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

必要要員数：3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間：40分以内（所要時間目安^{※1}：20分）

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

(4) 作業の成立性

a. 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においても、LEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。

b. 現場操作

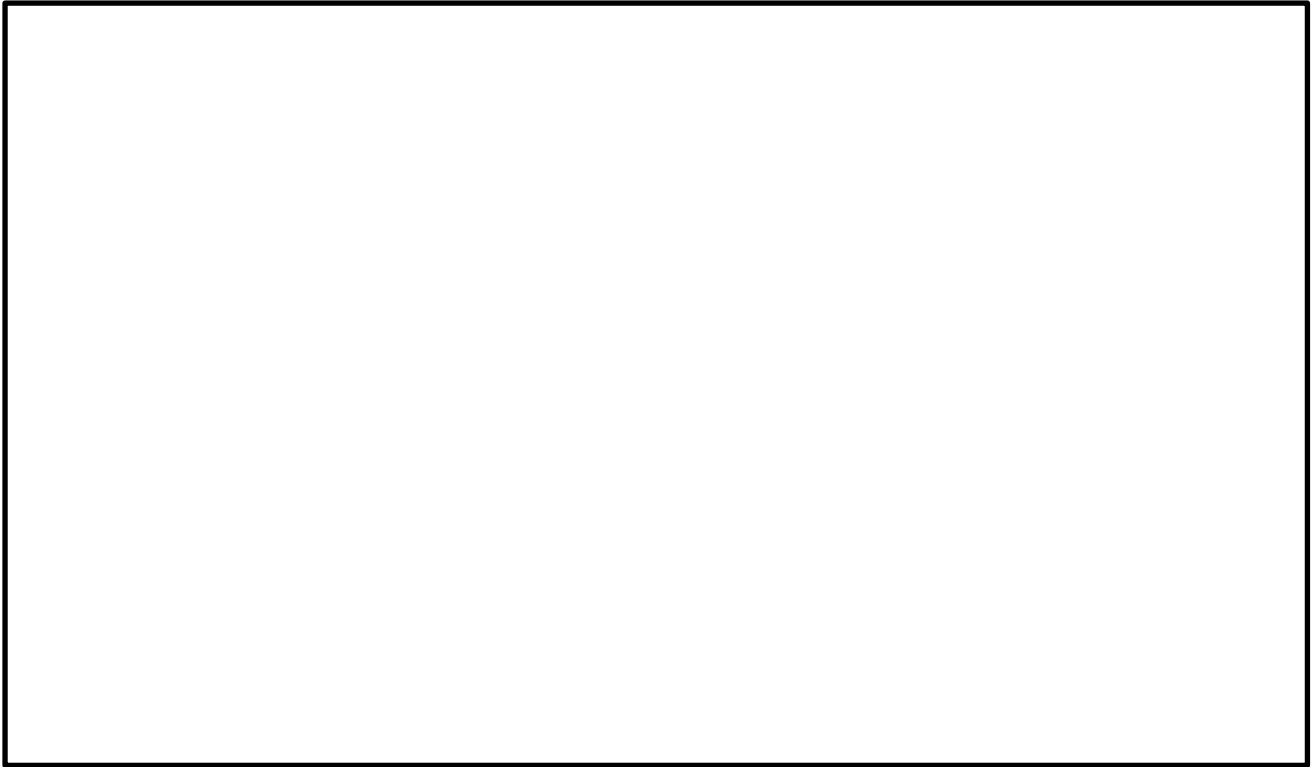
作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、綿手袋、個人線量計、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行う。

移動経路：停電時においても、ヘッドライトを携行していることから、アクセス可能である。さらに、電源内蔵型照明も期待できる。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：中央制御室換気系加圧運転の実施は、中央制御室給気内側隔離弁及び中央制御室給気外側隔離弁を開操作するのみであり、容易に操作実施可能である。

連絡手段：通信連絡設備（所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、有線式通信設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



第1図 廃棄物処理建物2階 中央制御室非常用再循環送風機室

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 中央制御室待避室の準備手順

(1) 中央制御室待避室の正圧化準備手順

a. 作業概要

炉心損傷後の格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施する際に待避する中央制御室待避室の正圧化のための準備操作を行う。

b. 作業場所

- 廃棄物処理建物 1階会議室（非管理区域）
- 廃棄物処理建物 1階運転員控室（非管理区域）
- 廃棄物処理建物 1階消火用ボンベ室（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：30分以内（所要時間目安^{※1}：10分）

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【現場運転員】

●中央制御室待避室系統構成：想定時間30分，所要時間目安10分

- ・中央制御室空気供給系空気ボンベラック出口止め弁及び中央制御室空気供給系1次減圧弁入口弁開操作（廃棄物処理建物1階会議室，運転員控室，消火用ボンベ室）

d. 作業の成立性

(a) 現場操作

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク，綿手袋，個人線量計，ゴム手袋，汚染防護服）を装備して作業を行う。

移動経路：停電時においても，ヘッドライトを携行していることから，アクセス可能である。さらに，電源内蔵型照明も期待できる。
アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：中央制御室待避室の正圧化準備作業は，空気ボンベの操作弁を開側へ回す作業のみであり容易に操作実施可能である。

連絡手段：通信連絡設備（所内通信連絡設備（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備，有線式通信設備）のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。

(2) 中央制御室待避室の正圧化実施手順

a. 作業概要

中央制御室待避室について、格納容器ベント実施予測時刻の約20分前に、中央制御室待避室正圧化装置により正圧化操作を行う。

b. 作業場所

制御室建物 4階中央制御室（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

必要要員数：1名（中央制御室運転員1名）

想定時間：5分以内（所要時間目安^{※1}：2分）

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

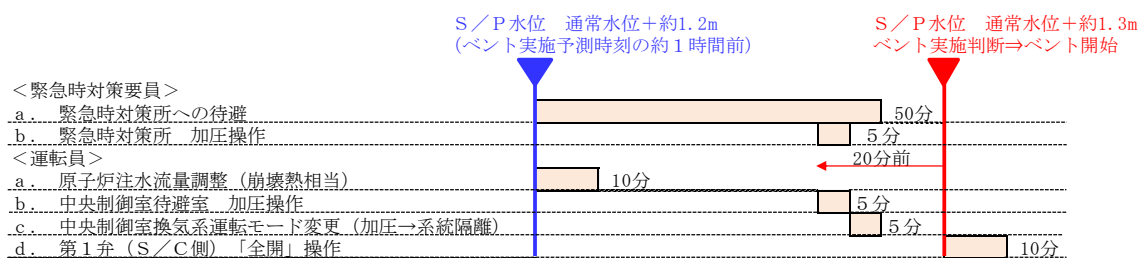
●中央制御室待避室加圧操作：想定時間5分，所要時間目安2分

- ・中央制御室内から中央制御室待避室までの移動
- ・中央制御室空気供給系出口止め弁開操作（中央制御室待避室）
- ・中央制御室空気供給系流量調整弁操作（中央制御室待避室）

d. 作業の成立性

(a) 作業着手の実施判断

格納容器ベント実施判断基準であるサブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達時点で、中央制御室待避室の正圧化が完了しているようにするため、ベント実施予測時刻の約20分前から中央制御室待避室の正圧化操作を開始する。ベント実施に係る対応の流れを第2図に示す。



第2図 ベント実施に係る対応の流れ

(b) 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ）、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

移動経路：中央制御室内の主盤エリアから同じ中央制御室内の中央制御室待避室への移動であり短時間で移動が可能である。

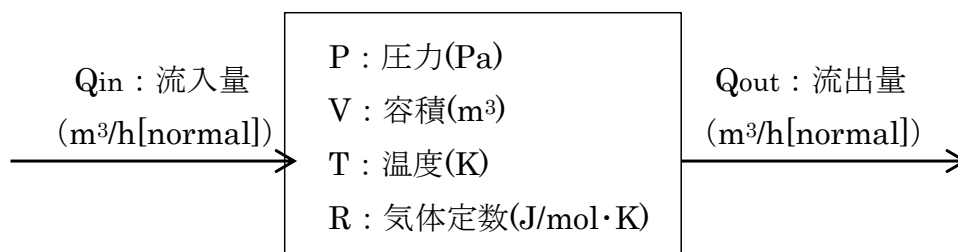
操作性：手動弁の操作であり、容易に操作可能である。

(c) 操作開始から正圧化完了までの時間

中央制御室待避室を加圧した際に隣接区画に比べて+10Pa [gage] の正圧達成までに要する時間を評価した結果、約2秒となった。

a) 評価モデル

中央制御室待避室への加圧の評価モデル及び評価式を以下に示す。



中央制御室待避室加圧における圧力時間変化の式を以下に示す。

$$\frac{dP}{dt} = \frac{RT}{V} \cdot \frac{dn}{dt} = \frac{RT}{V} \left(\frac{P_{atm}}{RT} (Q_{in} - Q_{out}) \right) = \frac{P_{atm}}{V} \cdot (Q_{in} - Q_{out})$$

上記式から、単位時間当たりの待避室圧力上昇量を求め、微小時間 Δt 後の待避室圧力 $P(t + \Delta t)$ を繰り返し計算することで、待避室圧力 $P(t)$ の経時変化を求める。

待避室からの空気流出量 Q_{out} については、ベルヌーイ式により求めることができ、漏えい面積 A は、待避室の設計値に基づき、設定ポンベ流量及び、正圧基準値により求める。

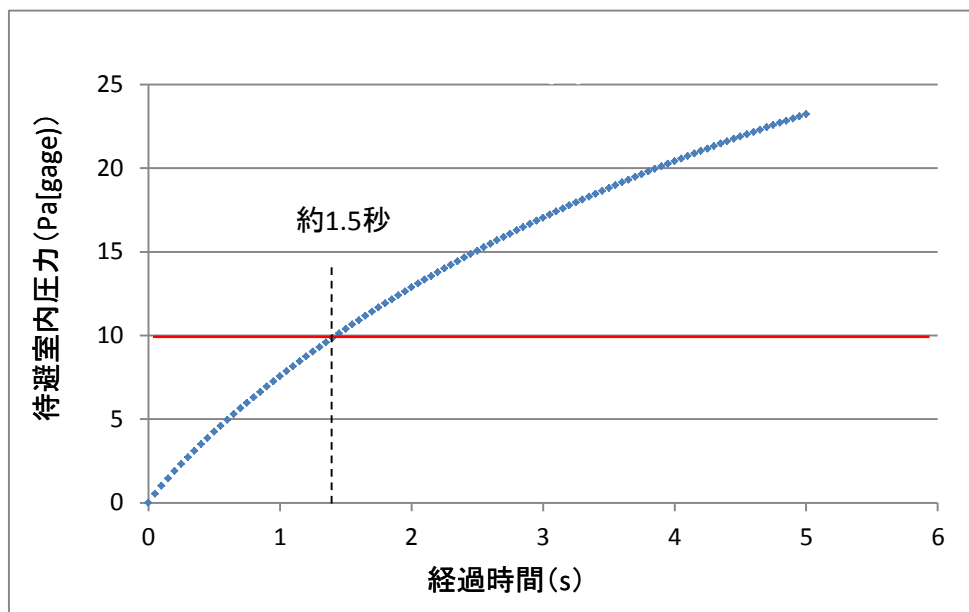
$$\begin{aligned} P(t + \Delta t) &= P(t) + \Delta t \cdot \frac{P_{atm}}{V} \cdot (Q_{in} - Q_{out}) \\ &= P(t) + \Delta t \cdot \frac{P_{atm}}{V} \cdot \left(Q_{in} - A \sqrt{\frac{2(P(t) - P_{atm})}{\rho}} \right) \end{aligned}$$

b) 評価条件

第1表 中央制御室待避室への加圧の評価条件

項目	記号	単位	値	備考
大気圧力	P_{atm}	Pa	101325	標準大気圧力
大気密度	ρ	kg/m^3	1.185	25°Cのときの空気密度
容積	V	m^3	30	設計値より
ポンベ流量	Q_{in}	m^3/h [normal]	11.4	設計値より
等価漏えい面積	A	m^2		流入量と正圧基準値から算出
正圧基準値	P_{∞}	Pa		評価用暫定値

c) 正圧化達成時間



第3図 中央制御室待避室内の圧力時間変化

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. チェンジングエリアの設置手順

(1) 作業概要

中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。

(2) 作業場所

タービン建物 2階運転員控室前通路（非管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

チェンジングエリアの設置に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（緊急時対策要員）

想定時間：2時間以内（所要時間目安^{※1}：1時間43分）

※1：所要時間目安は、実働による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員】

●資機材準備：想定時間20分、所要時間目安15分

●エリア設置：想定時間1時間40分、所要時間目安1時間28分

(4) 作業の成立性

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。設営は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、綿手袋、個人線量計、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行う。

移動経路：停電時においても、ヘッドライトを携行していることから、アクセス可能である。さらに、電源内蔵型照明も期待できる。
アクセスルート上に支障となる設備はない。

連絡手段：通信連絡設備（所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室又は緊急時対策所に連絡する。

4. 現場での原子炉建物ブローアウトパネル部の閉止

(1) 作業概要

原子炉建物原子炉棟内部の負圧を確保するために、現場で原子炉建物ブローアウトパネル部の閉止操作を行う。

(2) 作業場所

原子炉建物原子炉棟 4階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

現場での原子炉建物ブローアウトパネル部の閉止操作に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（緊急時対策要員）

想定時間：1個当たり2時間以内（所要時間目安^{※1}：2時間）

※1：所要時間目安は，机上評価により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員】

●移動：想定時間1時間，所要時間目安1時間

●手動操作機構操作：想定時間1時間，所要時間目安1時間

(4) 作業の成立性

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク，綿手袋，個人線量計，ゴム手袋，汚染防護服）を装備して作業を行う。

移動経路：停電時においても，ヘッドライトを携行していることから，アクセス可能である。さらに，電源内蔵型照明も期待できる。アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：手動操作機構を操作し原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を閉止するのみであり，操作実施可能である。

連絡手段：通信連絡設備（所内通信連絡設備（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備，有線式通信設備）のうち，使用可能な設備により，中央制御室又は緊急時対策所に連絡する。

可搬型照明を用いた場合の中央制御室の監視操作について

(1) LEDライト（三脚タイプ）を用いた場合の監視操作について

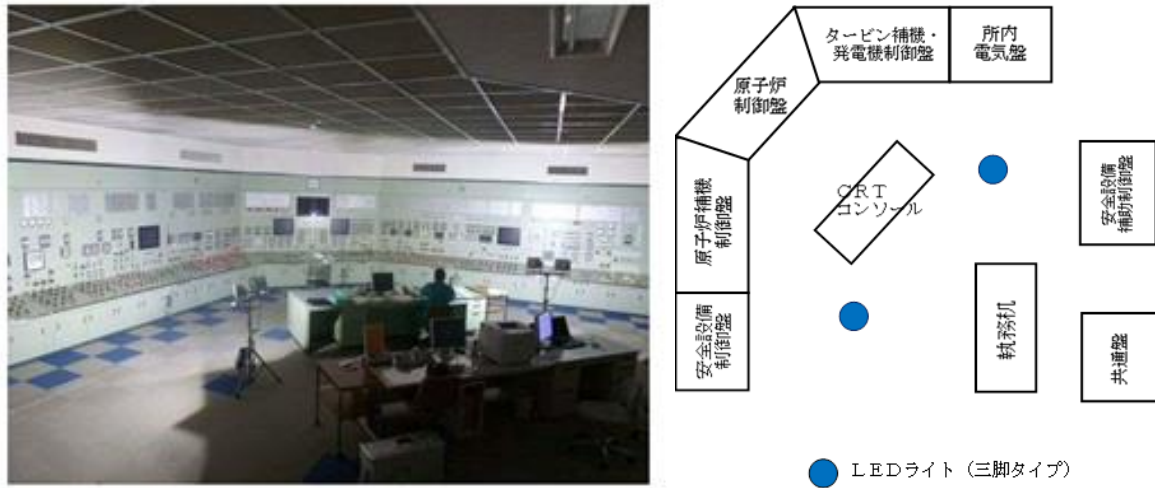
中央制御室の照明がすべて消灯した場合に使用するLEDライト（三脚タイプ）は、2個使用する設計とする。個数は、シミュレータ施設を用いて監視操作に必要な照度を確保できることを確認しているとともに、LEDライト（三脚タイプ）を操作箇所に応じて向きを変更することにより、さらに照度を確保できることを確認している。

仮に、LEDライト（三脚タイプ）が活用できない場合のため、LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを中央制御室に備えており、それらも活用した訓練を実施している。中央制御室に配備している可搬型照明の仕様を第1表に示す。

第1表 中央制御室に配備している可搬型照明

	保管場所	数量	仕様
LEDライト（三脚タイプ） 	中央制御室 前通路	3個 (中央制御室主盤エリア2個+予備1個)	電源：蓄電池 点灯可能時間：満充電から4.5時間
LEDライト (ランタンタイプ) 	中央制御室	12個 (中央制御室対応として中央制御室執務机6個+中央制御室待避室2個+予備4個)	電源：乾電池（単三×3） 点灯可能時間：約28時間 ※連続して作業可能なように予備乾電池を持参する。
ヘッドライト 	中央制御室	11個 (運転員分7個+予備4個)	電源：乾電池（単四×3） 点灯可能時間：約20時間 ※連続して作業可能なように予備乾電池を持参する。

LEDライト（三脚タイプ）の照度は、第1図に示すとおり制御盤から約2mの位置に設置した場合で、直流非常灯の設計値である照度（平均照度 50 ルクス）に対して、操作を行う盤面で 50 ルクス以上の照度を確保しており、監視操作が可能なことを確認している。



第1図 シミュレータ施設におけるLEDライト（三脚タイプ）確認状況

同様に、重大事故等対処のための追加安全対策設備等を配置した重大事故操作盤については、主盤エリアに設置することからLEDライト（三脚タイプ）によって十分な照度を確保し、監視操作が可能なことを確認している。

チェンジングエリアについて

(1) チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 59 条第 1 項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）並びに「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈」第 74 条第 1 項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）に基づき、原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考えとする。

(実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈第 74 条第 1 項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）抜粋)

原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

(2) チェンジングエリアの概要

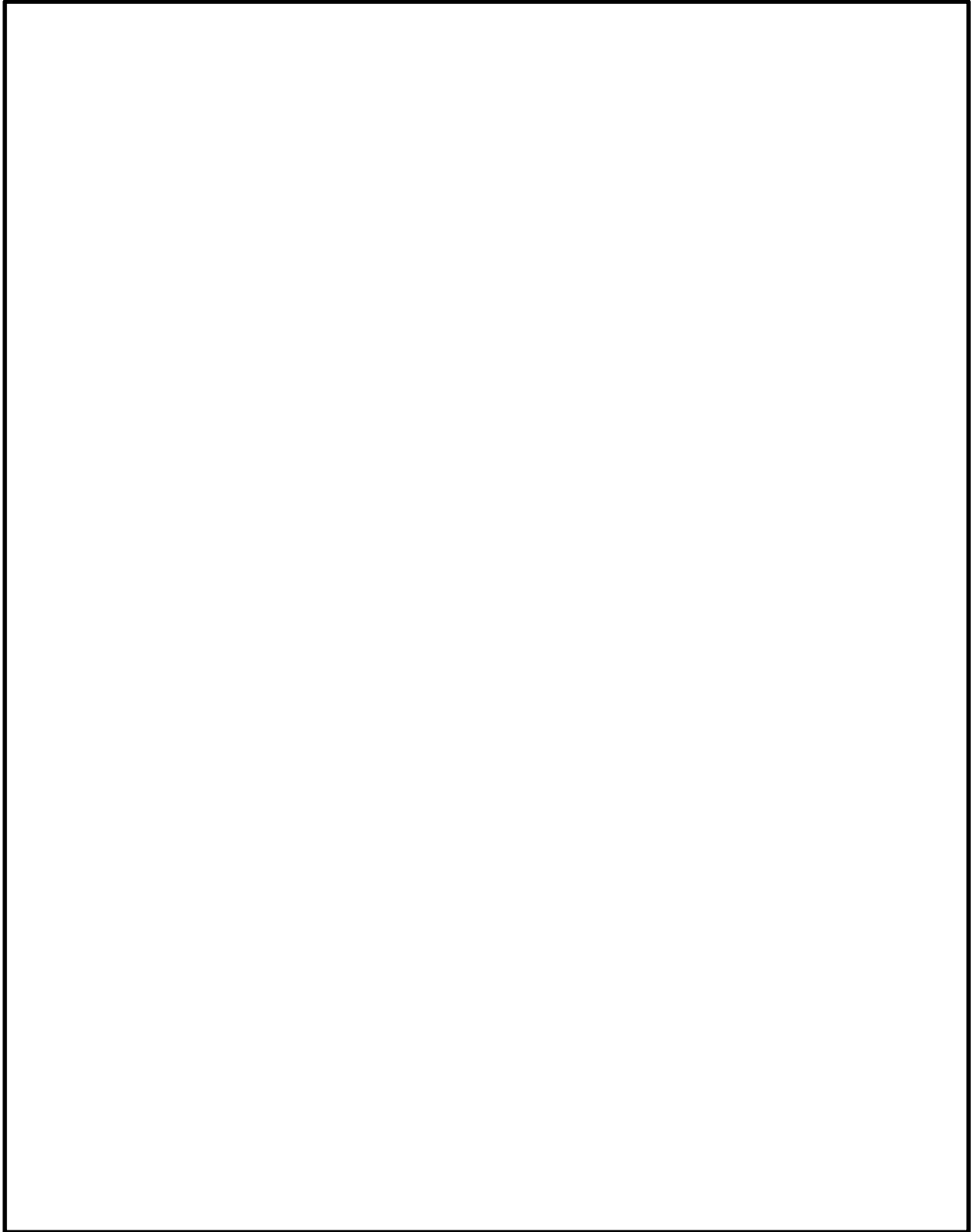
チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア及び除染エリアからなり、要員の被ばく低減の観点からタービン建物内、かつ中央制御室正圧化バウンダリに隣接した場所に設営する。概要は第 1 表のとおり。

第1表 チェンジングエリアの概要

項目		理由
設営場所	タービン建物2階 運転員控室前通路	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
設営形式	パネル取付ユニット方式	設営の容易さ及び迅速化の観点から、パネル取付ユニット方式を採用する。
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第十条又は第十五条該当事象が発生した後、緊急時対策本部が、事象進展の状況、参集済みの要員数及び緊急時対策要員が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。	中央制御室の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。
実施者	緊急時対策要員	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている緊急時対策要員が設営を行う。

(3) チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

チェンジングエリアは、中央制御室正圧化バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルートは、第1図のとおり。



第1図 チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

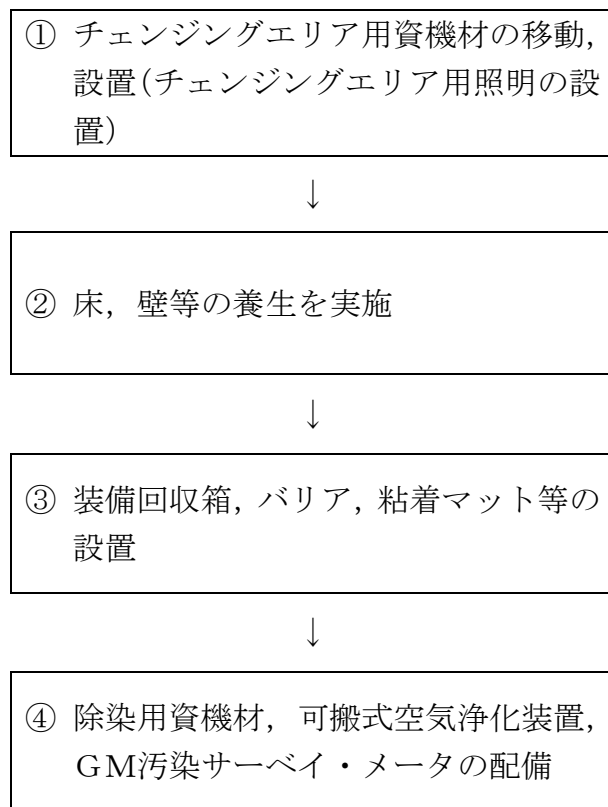
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(4) チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

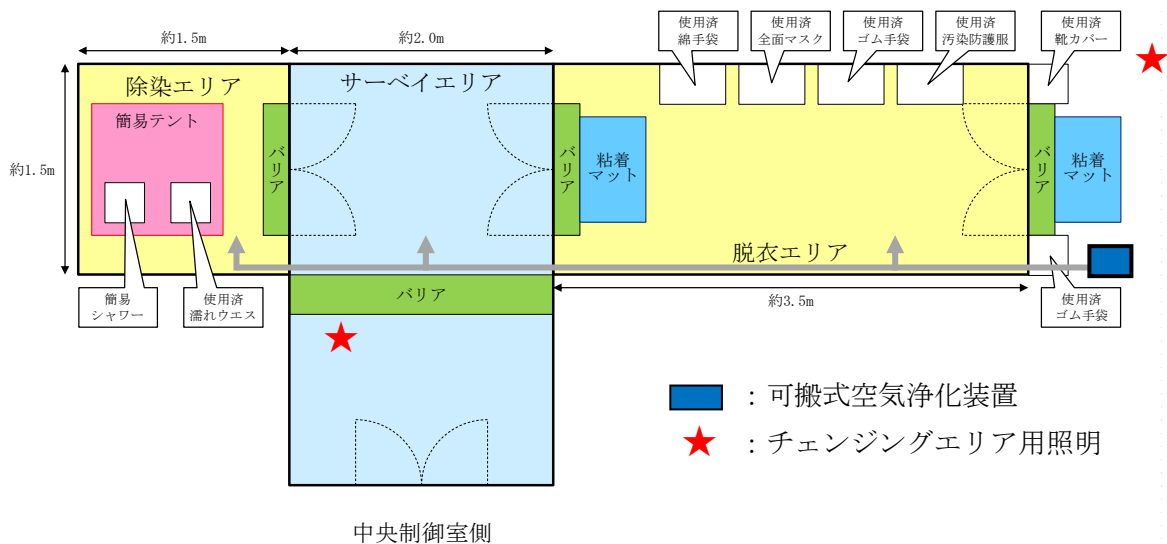
a. 考え方

中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため，第2図の設営フローに従い，第3図のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員2名で，2時間以内を想定する。チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の緊急時対策要員の放射線管理班員2名をチェンジングエリアの設営に割り当て行う。設営の着手は，当直副長が，原子力災害対策特別措置法第十条又は第十五条該当事象が発生したと判断した後，事象進展の状況（格納容器雰囲気放射線モニタ（CAM S）等により炉心損傷を判断した場合等），参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し，速やかに実施する。



第2図 チェンジングエリア設営フロー



第3図 中央制御室チェンジングエリア

b. チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、第2表のとおりとする。チェンジングエリア用資機材は、チェンジングエリア付近に保管する。

第2表 中央制御室チェンジングエリア用資機材

名称	数量 ^{※1}	根拠
チェンジングエリア区画資材	1式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	2巻 ^{※2}	
バリア	4個 ^{※3}	
粘着マット	4枚 ^{※4}	
装備回収箱	6個 ^{※5}	
ヘルメット掛け	1式	
ポリ袋	200枚 ^{※6}	
テープ	12巻 ^{※7}	
ウエス	1箱 ^{※8}	
ウェットティッシュ	5個 ^{※9}	
はさみ	1個	
マジック	2本	
簡易テント	1台 ^{※10}	
簡易シャワー	1台	
簡易タンク	1台	
トレイ	1個	
バケツ	2個	
可搬式空気浄化装置	1式	
チェンジングエリア用照明	2個	

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 約35m² (床、壁の養生面積) × 3 (エリア全面張替え1回分+補修張替え等)
 ÷90m²/巻×1.5倍=2巻 (養生シート損傷、汚染時等)

※3 4個 (各エリア間設置箇所数)

※4 2枚(設置箇所数) × 2 (汚染時の交換用) = 4枚

※5 6個 (設置箇所数)

※6 6枚 (設置箇所) × 3枚/日 (1日交換回数) × 7日 × 1.5倍 = 189枚 → 200枚

※7 約80m (養生エリアの外周距離) × 3 (エリア全面張替え1回分+補修張替え等)
 ÷30m/巻×1.5倍=12巻 (養生シート損傷、汚染時等)

※8 1,200枚/箱 (除染等)

※9 120枚/個 (除染等)

※10 960mm×960mm×1,600mm (除染エリア設置)

- (5) チェンジングエリアの運用（出入管理，脱衣，汚染検査，除染，着衣，要員に汚染が確認された場合の対応，廃棄物管理，チェンジングエリアの維持管理）

a. 出入管理

チェンジングエリアは，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室に待機していた要員が，中央制御室外で作業を行った後，再度要員が，中央制御室に入室する際等に利用する。中央制御室外は，放射性物質により汚染しているおそれがあることから，中央制御室外で活動する要員は防護具を着用し，活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは第3図のとおりであり，チェンジングエリアには，下記①から③のエリアを設けることで，中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

①脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア。

②サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品のサーベイを行うエリア。
汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

③除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

b. 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリア入口で，安全靴，ヘルメット，被水防護服及びゴム手袋外側を脱衣する。
- ・脱衣エリアで汚染防護服，ゴム手袋内側，マスク，帽子，靴下及び綿手袋を脱衣する。

なお，チェンジングエリアでは，放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し，指導，助言及び防護具の脱衣の補助を行う。

c. 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後，サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は，中央制御室へ入室する。汚染基準を満足しない場合は，除染エリアに移動する。

なお，放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また，放射線管理班員は汚染検査の状況について，適宜確認し，指導，助言をする。

d. 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。
- ・簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。

e. 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

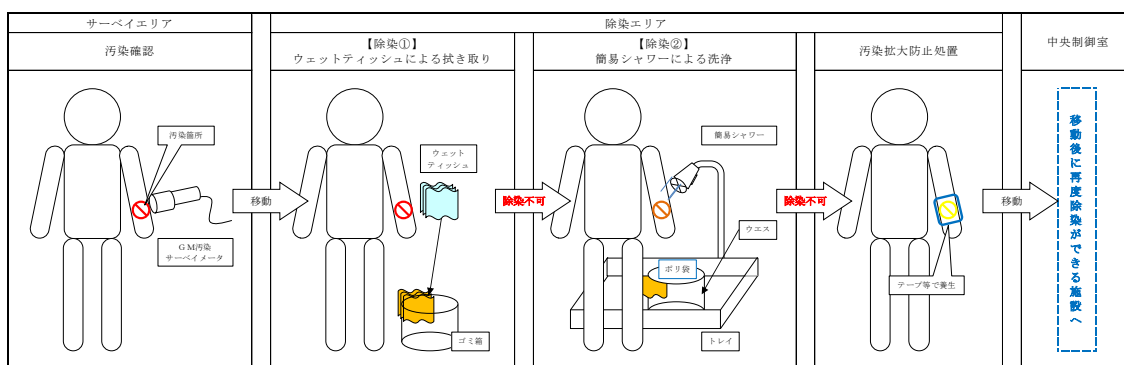
- ・中央制御室内で、綿手袋、靴下、帽子、汚染防護服、全面マスク、ゴム手袋内側及びゴム手袋外側等を着衣する。
- ・脱衣エリア出口でヘルメット、安全靴等を着用する。
- ・放射線管理班員は、要員の作業に応じて、被水防護服等の着用を指示する。

f. 要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染箇所への水洗いによって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、第4図のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。



第4図 除染及び汚染水処理イメージ図

g. 廃棄物管理

中央制御室外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内にとどめておくこととチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜チェンジングエリア外に持ち出し、チェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

h. チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は、床・壁等の養生の確認を実施し、養生シート等に損傷が生じている場合は、補修を行う。

チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度の測定を実施し、必要に応じチェンジングエリアの除染を実施する。

なお、測定及び除染を行った要員は、脱衣エリアにて脱衣を行う。


(6) チェンジングエリアに係る補足事項

a. 可搬式空気浄化装置

チェンジングエリアには、更なる被ばく低減のため可搬式空気浄化装置を1台設置する。可搬式空気浄化装置は、放射性物質を取り除いた外気をチェンジングエリア内に供給することで正圧化し、放射性物質の流入を防止する。可搬式空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬式空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視により行う。可搬式空気浄化装置の仕様等を第5図に示す。

なお、中央制御室はプルーム通過時には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについても、プルーム通過時は、原則利用しないこととする。したがって、チェンジングエリア用の可搬式空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬式空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬式空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。なお、交換したフィルタ等は、線源とならないようチェンジングエリアから遠ざけて保管する。

	<p>○外形寸法：約 500 (D) × 約 360 (W) × 約 1,350 (H) mm</p> <p>○最大風量：13m³/min</p> <p>○重　　量：約 60kg (フィルタ除く)</p> <p>○フィルタ：微粒子フィルタ よう素フィルタ</p>
	<p><u>微粒子フィルタ</u></p> <p>微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。</p> <p><u>よう素フィルタ</u></p> <p>よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭素繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

第 5 図 可搬式空気浄化装置の仕様等

b. チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは、区画資材により区画する。チェンジングエリアの外観は第 6 図のとおりであり、チェンジングエリア区画資材の仕様は第 3 表のとおりである。

チェンジングエリア内面は、汚染の除去の容易さの観点から、必要に応じて養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。

更に、チェンジングエリア内には、靴等に付着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置する。

また、チェンジングエリア区画資材に損傷が生じた際は、速やかに補修が行えるよう補修用の資機材を準備する。



第 6 図 チェンジングエリアの外観

第3表 チェンジングエリア区画資材の仕様

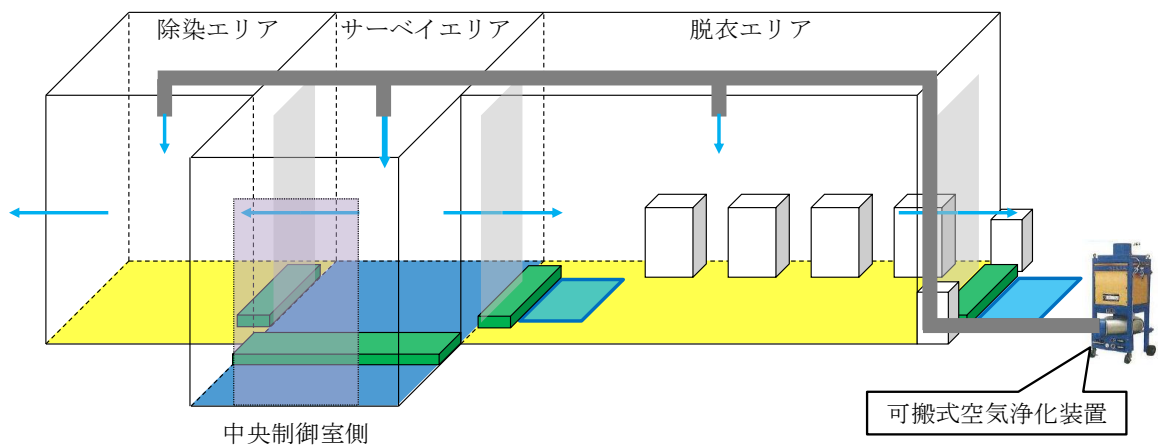
サイズ（設営時）	幅1.5m×奥行3.5m×高さ2.0m程度（脱衣エリア） 幅2.0m×奥行3.0m×高さ2.0m程度（サーベイエリア） 幅1.5m×奥行1.5m×高さ2.0m程度（除染エリア）
サイズ（保管時）	幅1.0m×奥行1.5m×高さ2.0m程度
本体重量	約200kg（総重量）
材質	軽量アルミフレーム，中空ポリカーボネートボード

c. チェンジングエリアへの空気の流れ

中央制御室チェンジングエリアは、一定の気密性が確保されたタービン建物内に設置し、第7図のように、汚染の区分ごとにエリアを区画し、汚染を管理する。

また、更なる被ばく低減のため、可搬式空気浄化装置を1台設置する。可搬式空気浄化装置は、放射性物質を取り除いた外気をチェンジングエリア内に供給することで正圧化し、放射性物質の流入を防止する。

第7図のように脱衣エリア及び除染エリアの空気がサーベイエリアへ流入しないよう、可搬式空気浄化装置から各エリアに供給する風量を調整し、チェンジングエリア内に空気の流れをつくることで、中央制御室内に汚染を持ち込まないよう管理する。



第7図 チェンジングエリアの空気の流れ

d. チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

中央制御室に入室しようとする要員に付着した汚染が、他の要員に伝播することがないようにサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともに、サーベイエリア内に汚染が移行していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖するが、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに大きな影響を与えないようにする。

ただし、中央制御室から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、退室する要員は防護具を着用していることから、退室することは可能である。

また、脱衣エリアでは一人ずつ脱衣を行う運用とすることで、脱衣する要員同士の接触を防止する。なお、中央制御室から退室する要員は、防護具を着用しているため、中央制御室に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

(7) 汚染の管理基準

第4表のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、第4表の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

第4表 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準 ^{※1}	根拠等
状況①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm ^{※2}	法令に定める表面汚染密度限度（アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度）：40Bq/cm ² の1/10
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000cpm ^{※3}	原子力災害対策指針におけるOIL4に準拠
		13,000cpm ^{※4}	原子力災害対策指針におけるOIL4【1ヶ月後の値】に準拠

※1：計測器の仕様や構成により係数率が異なる場合は、計測器毎の数値を確認しておく。また、測定する場所のバックグラウンドに留意する必要がある。

※2：4Bq/cm²相当。

※3：120Bq/cm²相当。バックグラウンドが高い状況化に適用。バックグラウンドの影響が相対的に小さくなる数値のうち、最低の水準（バックグラウンドのノイズに信号が埋まらないレベルとして3倍程度の余裕を見込む水準）として設定（13,000×3≒40,000cpm）。

※4：40Bq/cm²相当（放射性ヨウ素の吸入により小児の甲状腺等価線量が100mSvに相当する内部被ばくをもたらすと想定される体表面密度）。


(8) 中央制御室におけるマスク着用の要否について

炉心損傷の判断後に運転員が中央制御室に滞在する場合, 又は現場作業を実施する際に全面マスク等を着用する。

(9) チェンジングエリア用照明

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に使用するチェンジングエリア用照明は、チェンジングエリアの設置、脱衣、汚染検査、除染時に必要な照度を確保するために第5表に示す数量及び仕様とする。

第5表 チェンジングエリア用照明

外観図	保管場所	数量	仕様
<p>チェンジングエリア用照明</p> 	中央制御室 前通路	2個 (予備1個)	電源：蓄電池 点灯可能時間：満充電 から4.5時間

(10) チェンジングエリアのスペースについて

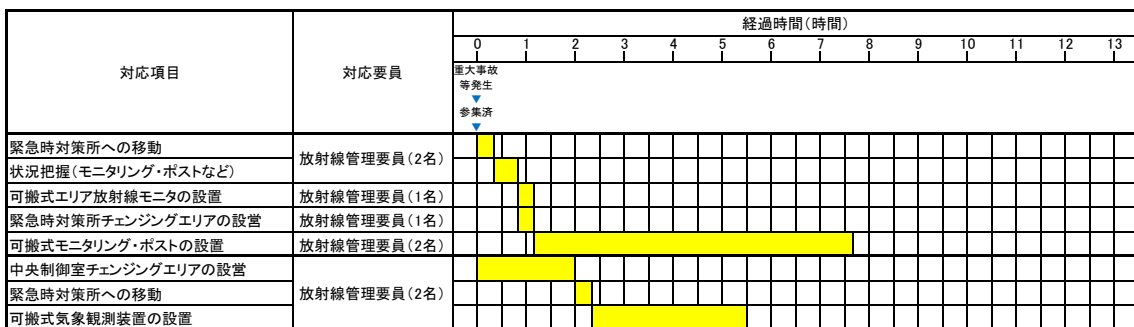
中央制御室における現場作業を行う運転員は、2名1組で2組を想定し、同時に4名の運転員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に4名の要員が来た場合、全ての要員が中央制御室に入りきるまで16分（脱衣2分、汚染検査2分×4人）であり、全ての要員が汚染している場合でも除染が完了し中央制御室に入りきるまで36分（脱衣2分、汚染検査2分、除染3分、汚染検査2分×4人）であることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは建物内に設置しており、屋外での待機はなく、不要な被ばくを防止することができる。

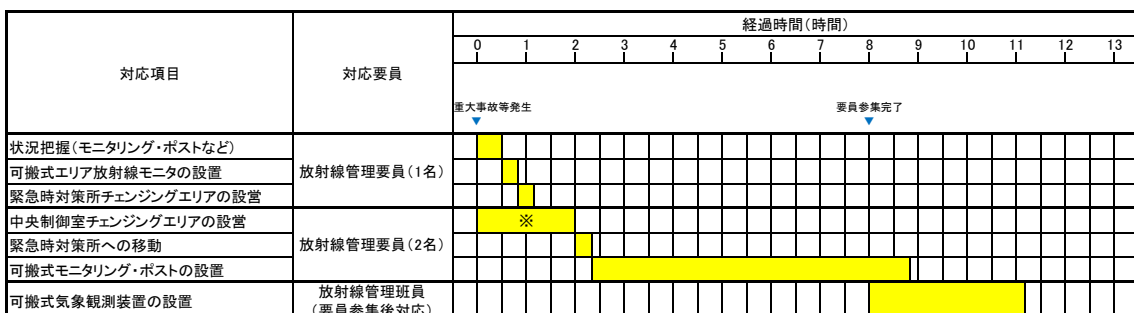
(11) 放射線管理班の緊急時対応のケーススタディ

放射線管理班は、中央制御室チェンジングエリアの設置以外に、緊急時対策所の可搬式エリア放射線モニタの設置（20分以内）、可搬式モニタリング・ポストの設置（最大6時間30分以内）、可搬式気象観測装置の設置（3時間10分以内）、緊急時対策所チェンジングエリアの設営（20分以内）を行うことを想定している。これら対応項目の優先順位については、放射線管理班長が状況に応じ判断する。以下にタイムチャートの例を示す。

例えば、平日の勤務時間帯に事故が発生した場合（ケース①）には、全ての対応を並行して実施することになる。また、夜間及び休日昼間（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合で、原子力災害対策特別措置法第十条又は第十五条該当事象発生直後から周辺環境が汚染してしまうような事象が発生した場合（ケース②）は、原子力防災組織の緊急時対策要員の放射線管理班2名で、チェンジングエリアの設営を優先し、次に可搬式モニタリング・ポスト等の設置を行うことになる。



第 8 図 平日の勤務時間帯に事故が発生した場合（ケース①）



※可搬式モニタリング・ポストの設置の前に、放射線管理班長の判断によりチェンジングエリアの設営を優先する。

第 9 図 夜間及び休日昼間（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合（ケース②）

(12) チェンジングエリア設置前の汚染の持ち込み防止について

チェンジングエリアの運用開始までに、事象発生から2時間程度要するため、チェンジングエリアの運用開始までは、下記の対応により中央制御室への過度な汚染の持ち込みを防止する。

- ▶ 運転員は、自ら汚染検査を実施し、必要に応じ除染（ウェットティッシュによる拭取り）を行った上で、中央制御室に入室する。
- ▶ 放射線管理班員は、チェンジングエリアの運用開始に必要な脱衣エリア、サーベイエリア及び除染エリアを設営後、運転員の再検査を実施し、必要に応じ除染（ウェットティッシュでの拭き取り又は簡易シャワーによる水洗）を行う。また、中央制御室内の環境測定を行う。
- ▶ なお、仮に中央制御室に汚染が持ち込まれた場合でも、中央制御室換気系により中央制御室内を浄化することで、中央制御室の居住性を確保する。

詳細な手順は「(5) チェンジングエリアの運用」に従う。

中央制御室内に配備する資機材の数量について

(1) 防護具

中央制御室に以下の数量を配備する。

第1表 防護具の配備数

品名	保管数※	考え方
汚染防護服	210 着	10名(1, 2号炉運転員9名+余裕, 以下同様) ×2交替×7日×1.5(余裕)=210
靴下	210 足	10名×2交替×7日×1.5(余裕)=210
帽子	210 着	10名×2交替×7日×1.5(余裕)=210
綿手袋	210 双	10名×2交替×7日×1.5(余裕)=210
ゴム手袋	420 双	10名×2交替×7日×1.5(余裕)×2=420
ろ過式呼吸用保護具 (以下内訳)	90 個	10名×2交替×3日(除染による再使用を考慮) ×1.5(余裕)=90
電動ファン付き 全面マスク	10 個	10名
全面マスク	80 個	90-10=80
チャコールフィルタ (以下内訳)	210 個	10名×2交替×7日×1.5(余裕)=210
電動ファン付き 全面マスク用	70 個	10名×7日=70
全面マスク用	140 個	210-70=140
被水防護服	105 着	10名×2交替×7日×1.5(余裕)×50%(年間 降水日数を考慮)=105
作業用長靴靴	10 足	10名
セルフエアーセット	4 台	初期対応用3台+予備1台
酸素呼吸器	3 台	インターフェイスシステム LOCA 等対応用2台+ 予備1台

※予備を含む(今後, 訓練等で見直しを行う。)

・放射線防護具類の配備数の妥当性の確認について

【中央制御室】

要員数9名は、運転員（中央制御室）5名と運転員（現場）4名で構成されている。このうち、運転員（中央制御室）は、中央制御室内を正圧化することにより、防護具類を着用する必要がない。ただし、運転員は2交替を考慮し、交替時の1回着用を想定する。また、運転員（現場）は、1回現場に行くことを想定している。

$$9 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交替} \times 7 \text{ 日} + 4 \text{ 名} \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交替} \times 7 \text{ 日} \\ = 182 \text{ 着} < 210 \text{ 着}$$

上記想定により、重大事故等発生時に、交替等で中央制御室に複数の班がいる場合を考慮しても、初動対応として十分な数量を確保している。

なお、いずれの場合も防護具類が不足する場合は、構内より適宜運搬することにより補充する。

(2) 計測器

中央制御室に以下の数量を配備する。

第2表 計測器（被ばく管理，汚染管理）の配備数

品名		保管数※	考え方
個人線量計	電子式線量計	10 台	10 名（1，2 号炉運転員 9 名＋余裕）
	ガラスバッジ	10 個	10 名（1，2 号炉運転員 9 名＋余裕）
GM汚染サーベイ・メータ		3 台	中央制御室内外モニタリング用 1 台＋チェンジングエリア用 1 台＋予備 1 台
電離箱サーベイ・メータ		2 台	中央制御室内外モニタリング用 1 台＋予備 1 台
可搬式エリア放射線モニタ		3 台	中央制御室内用 1 台＋チェンジングエリア用 1 台＋予備 1 台（設置のタイミングは，チェンジングエリア設営判断と同時（原子力災害対策特別措置法第十条又は第十五条該当事象））
ダストサンプラ		2 台	室内のモニタリング用 1 台＋予備 1 台

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

(3) 飲食料等

中央制御室に以下の数量を配備する。

第3表 飲食料等の配備数

品名	保管数※	考え方
飲食料 ・食料	210食	・10名（1，2 号炉運転員 9 名＋余裕，以下同様） × 7 日 × 3 食
・飲料水（1.5リットル）	140本	・10名 × 7 日 × 2 本
簡易トイレ	1 式	
安定よう素剤	160錠	10名 × 8 錠（初日 2 錠＋2 日目以降 1 錠／日 × 6 日） × 2 交替

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

運転員等の交替要員体制の被ばく評価について

被ばく評価に当たっては、評価期間を事故発生後7日間とし、運転員が交替（4直2交替）するものとして実効線量を評価した。運転員の直交替サイクルを第1表に、交替スケジュール例を第2表に示す。

第1表 運転員の勤務形態

	中央制御室の滞在時間
1直	8:00～21:15
2直	21:00～8:15
日勤班	—

第2表 直交代スケジュール例

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	入退域回数
A班	1直	1直		2直	2直			7回
B班		2直	2直				1直	7回
C班	2直				1直	1直		6回
D班			1直	1直		2直	2直	8回
E班								0回

保守的にフィルタベント開始1時間前に直交代を行うこととした。



第1図 中央制御室内での対応のタイムチャート

運転員の被ばく線量は、想定する格納容器破損モードのうち、「中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」として、「大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失したシーケンス」を想定した。残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功した場合の評価結果を第3表に、格納容器フィルタベント系を用いて事象収束に成功した場合の評価結果を第4表に示す。なお、評価条件等の詳細は「59-11 原子炉制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」を参照。

第3表及び第4表より、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈第74条に記載されている判断基準である「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認した。

第3表 各勤務サイクルでの被ばく線量
 (残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合)
 (マスクの着用を考慮した場合) (単位: mSv)^{※1※2}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	<u>約12</u>	約8		約8	約7			<u>約35</u>
B班		約8	約8				約9 ^{※3}	約25
C班	約8				約8	約7		約23
D班			約8	約8		約7	約4 ^{※3}	約27

※1 入退域時においてマスク (PF=50) の着用を考慮

※2 中央制御室内でマスク (PF=50) の着用を考慮。5時間着用, 1時間外すことを繰り返すものとして評価

※3 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を, 7日目1直 (B班) の被ばく線量に加えて整理。7日目2直 (D班) の被ばく線量は, 入域及び中央制御室滞在 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量を示している。

第4表 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A班）の合計）（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）（マスクの着用を考慮する場合）
（単位：mSv）

被ばく経路		2号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.2×10^{-4}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.0×10^{-1}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.9×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.3×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	約 1.1×10^1 約 2.5×10^0
	小計 (①+②+③+④)	約 1.4×10^1
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.2×10^{-1}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.4×10^{-1}
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.9×10^1
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 3.6×10^{-1}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.0×10^1
合計 (①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 35

第5表 各勤務サイクルでの被ばく線量
 (格納容器ベントを用いて事象収束する場合)
 (マスクの着用を考慮した場合) (単位: mSv)^{※1※2}

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約12	約9		約8	約6			約35
B班		<u>約34</u>	約10				約7 ^{※3}	<u>約51</u>
C班	約8				約7	約6		約22
D班			約13	約9		約5	約4 ^{※3}	約32

- ※1 入退域時においてマスク (PF=50) の着用を考慮
- ※2 中央制御室内でマスク (PF=50) の着用を考慮。5時間着用, 1時間外すことを繰り返すものとして評価
- ※3 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を, 7日目1直 (B班) の被ばく線量に加えて整理。7日目2直 (D班) の被ばく線量は, 入域及び中央制御室滞在 (評価期間終了まで) に伴う被ばく線量を示している。

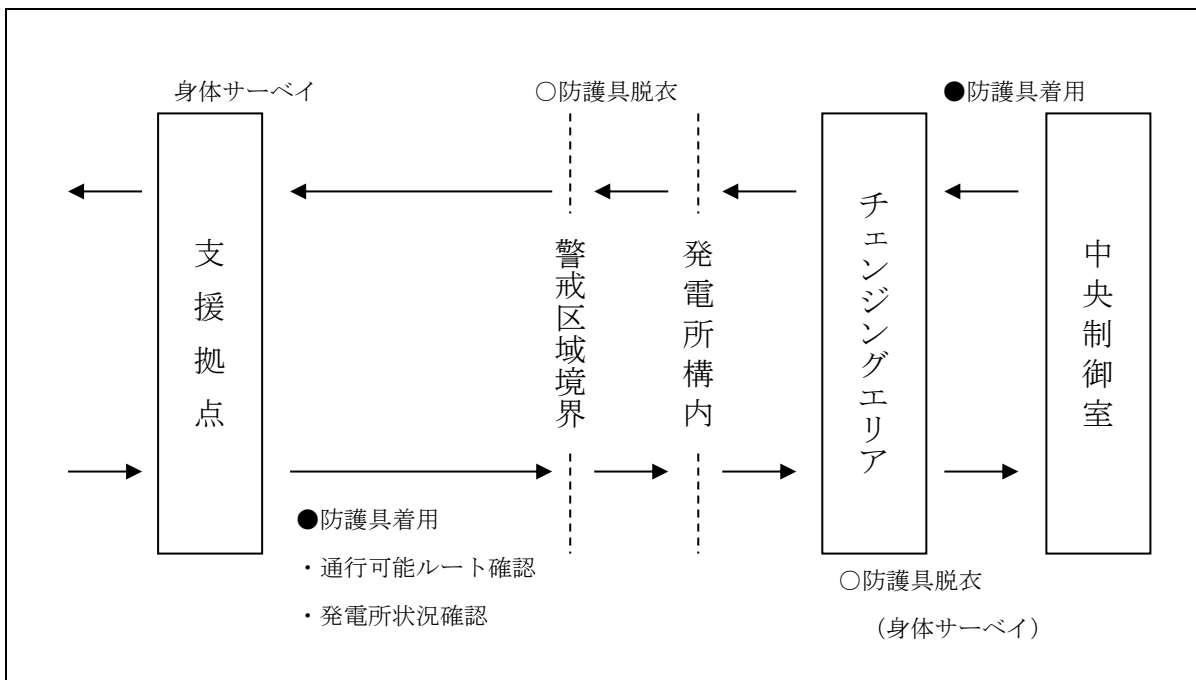
第6表 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（B班）の合計）（格納容器ベントを実施して事象を収束する場合）（マスクの着用を考慮する場合）
（単位：mSv）

被ばく経路		2号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 8.4×10^{-5}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.0×10^0
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 8.6×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.2×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	約 1.4×10^0 約 2.1×10^1
	小計 (①+②+③+④)	約 2.7×10^1
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.7×10^{-1}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.1×10^{-1}
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.3×10^1
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.7×10^{-1}
	小計 (⑤+⑥+⑦+⑧)	約 2.4×10^1
合計(①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧)		約 51

交替要員の放射線防護と移動経路について

運転員等の交替要員は、発電所への入域及び退域の際に放射線防護管理による被ばく線量の低減を行う。以下にその放射線防護措置と移動経路を示す。

- ① 発電所に入域するにあたり、原子力災害対策支援拠点（以下「支援拠点」という。）にて発電所内の情報を入手し、必要な防護具を着用する。
- ② 通行できることが確認されたルートを通り、発電所へ入域後、中央制御室入り口付近に設置したチェンジングエリアで身体サーベイを実施する。
- ③ 汚染が認められなければ中央制御室に入室し、運転員等との引継ぎを実施する。
- ④ 引継ぎを終えた運転員等は、防護具を着用したまま中央制御室を退室後、警戒区域境界の指定された場所へ移動を行い、防護具を脱衣し、警戒区域外の支援拠点にて身体サーベイを実施する。



1.16 操作手順の解釈一覧

手順		操作基準記載内容	解釈
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等	(1) 中央制御室換気系設備の運転手順等	中央制御室給気外側隔離弁	CV264-17
		中央制御室給気内側隔離弁	CV264-18
		中央制御室排気内側隔離弁	AV264-5
		中央制御室排気外側隔離弁	AV264-6
		中央制御室非常用再循環装置入口隔離弁	AV264-7 (A/B)
		制御室再循環風量調整ダンパ	AD264-1
		ケーブル処理室排気切替ダンパ	AD264-2
		制御室再循環空気排気切替ダンパ	AD264-3
		中央制御室外気取入調節弁	MV264-1
		中央制御室の圧力を隣接区画より正圧に維持	中央制御室の圧力を隣接区画より+20Paに維持
		チャコール・フィルタ・ブースタ・ファンの流量を調整	チャコール・フィルタ・ブースタ・ファンの流量を17,500m ³ /hに調整
	(2) 中央制御室待避室の準備手順	中央制御室空気供給系空気ボンベラック出口止め弁	V-1, V-2, V-3, V-4, V-5
		中央制御室空気供給系1次減圧弁入口弁	V-10 (A/B)
		中央制御室空気供給系出口止め弁	V-13
		中央制御室空気供給系流量調節弁	V-12
		中央制御室待避室の圧力を隣接区画より正圧に維持	中央制御室待避室の圧力を隣接区画より+10Paに維持
	(4) 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順	中央制御室給気外側隔離弁	CV264-17
		中央制御室給気内側隔離弁	CV264-18
中央制御室排気内側隔離弁		AV264-5	
中央制御室排気外側隔離弁		AV264-6	
(6) 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順	中央制御室待避室の圧力を隣接区画より正圧に維持	中央制御室待避室の圧力を隣接区画より+10Paに維持	
	(11) 現場操作のアクセス性	中央制御室給気外側隔離弁	CV264-17
中央制御室給気内側隔離弁		CV264-18	
1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等	(1) 非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順	原子炉建物原子炉棟が負圧であること	R/Bの負圧を-0.063kPa以上に調整

手順のリンク先について

原子炉制御室の居住性等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. 1.16.2.1(9) その他の手順項目にて考慮する手順
 - ・格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに関する手順
＜リンク先＞1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順

 - ・常設代替交流電源設備による中央制御室への電源の給電に関する手順
＜リンク先＞1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電

 - ・中央制御室，屋内現場，緊急時対策所等の相互に通信連絡が必要な箇所と通信連絡を行う手順
＜リンク先＞1.19.2.1(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

2. 1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等
 - ・常設代替交流電源設備に関する手順
＜リンク先＞1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電

1.17 監視測定等に関する手順等

< 目 次 >

1.17.1 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. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備
 - b. 風向, 風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備
 - c. モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復の対応手段及び設備
 - d. 手順等

1.17.2 重大事故等時の手順等

1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

- (1) モニタリング・ポストによる放射線量の測定
- (2) 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定
- (3) 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定
- (4) 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定
- (5) 放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定
- (6) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策
- (7) 可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策
- (8) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策
- (9) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

1.17.2.2 風向, 風速その他の気象条件の測定の手順等

- (1) 気象観測設備による気象観測項目の測定
- (2) 可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定

1.17.2.3 モニタリング・ポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等

- 添付資料 1.17.1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.17.2 緊急時モニタリングの実施手順及び体制
- 添付資料 1.17.3 緊急時モニタリングに関する要員の動き
- 添付資料 1.17.4 モニタリング・ポスト
- 添付資料 1.17.5 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定
- 添付資料 1.17.6 可搬式モニタリング・ポスト
- 添付資料 1.17.7 放射能放出率の算出
- 添付資料 1.17.8 放射能観測車
- 添付資料 1.17.9 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定
- 添付資料 1.17.10 放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定
- 添付資料 1.17.11 各種モニタリング設備等
- 添付資料 1.17.12 発電所敷地外の緊急時モニタリング体制
- 添付資料 1.17.13 他の原子力事業者との協力体制 (原子力事業者間協力協定)
- 添付資料 1.17.14 モニタリング・ポスト及び可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策手段
- 添付資料 1.17.15 気象観測設備
- 添付資料 1.17.16 可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定
- 添付資料 1.17.17 可搬式気象観測装置
- 添付資料 1.17.18 可搬式気象観測装置の気象観測項目について
- 添付資料 1.17.19 モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機
- 添付資料 1.17.20 手順のリンク先について

1. 17 監視測定等に関する手順等

【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録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。
- 2 発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録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 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録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。
 - a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。
 - c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。
- 2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための設備を整備している。また、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための設備を整備している。ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.17.1 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

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

また、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための対応手段と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対応手段と自主対策設備^{*1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべ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、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第六十条及び技術基準規則第七十五条（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 1.17.1）

(2) 対応手段と設備の選定の結果

上記「(1) 対応手段と設備の選定の考え方」に基づき選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの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、資機材及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順についての関係を第 1.17-1 表に整理する。

a. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の放射線量を測定する手段がある。

放射線量の測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・モニタリング・ポスト
- ・可搬式モニタリング・ポスト
- ・データ表示装置
- ・放射能測定装置（電離箱サーベイ・メータ）
- ・小型船舶

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の放射性物質の濃度を測定する手段がある。

放射性物質の濃度の測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・放射能観測車
- ・放射能測定装置
（可搬式ダスト・よう素サンプラ，NaIシンチレーション・サーベイ・メータ，GM汚染サーベイ・メータ， α ・ β 線サーベイ・メータ）
- ・小型船舶
- ・Ge核種分析装置
- ・GM計数装置
- ・ZnSシンチレーション計数装置

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

放射線量の測定に使用する設備のうち、可搬式モニタリング・ポスト、データ表示装置、放射能測定装置（電離箱サーベイ・メータ）及び小型船舶は、重大事故等対処設備として位置付ける。

また、放射性物質の濃度の測定に使用する設備のうち、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ，NaIシンチレーション・サーベイ・メータ，GM汚染サーベイ・メータ及び α ・ β 線サーベイ・メータ）及び小型船舶は、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としてすべて網羅されている。

（添付資料 1.17.1）

以上の重大事故等対処設備により、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる。

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。併せて、その理由を示す。

- ・モニタリング・ポスト
- ・放射能観測車
- ・Ge核種分析装置
- ・GM計数装置
- ・ZnSシンチレーション計数装置

耐震性は確保されていないが、健全性が確認できた場合において、重大事故等時の放射性物質の濃度及び放射線量を測定するための手段として有効である。

b. 風向，風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定する手段がある。

風向，風速その他の気象条件の測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・気象観測設備
- ・可搬式気象観測装置
- ・データ表示装置

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

風向，風速その他の気象条件の測定に使用する設備のうち，可搬式気象観測装置及びデータ表示装置は，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としてすべて網羅されている。

(添付資料 1.17.1)

以上の重大事故等対処設備により，重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録できる。

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。併せて，その理由を示す。

- ・気象観測設備

耐震性は確保されていないが，健全性が確認できた場合において，風向，風速その他の気象条件を測定するための手段として有効である。

c. モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復の対応手段及び設備

(a) 対応手段

電源を回復させるため，非常用ディーゼル発電機，モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機，並びに常設代替交流電源設備から給電する手段がある。

なお，モニタリング・ポストの電源を回復してもモニタリング・ポストの機能が回復しない場合は，可搬式モニタリング・ポスト及びデータ表示装置により代替測定する手段がある。

モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復に使用する設備は以下のとおり。

- ・非常用ディーゼル発電機
- ・無停電電源装置
- ・非常用発電機
- ・常設代替交流電源設備

- ・代替所内電気設備
- ・可搬式モニタリング・ポスト
- ・データ表示装置

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備、代替所内電気設備、可搬式モニタリング・ポスト及びデータ表示装置は、重大事故等対処設備として位置付ける。

非常用ディーゼル発電機は重大事故等対処設備（設計基準拡張）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としてすべて網羅されている。

(添付資料 1.17.1)

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源が喪失した場合においても、モニタリング・ポストの電源又は機能を回復し、発電所及びその周辺において発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる。

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。併せて、その理由を示す。

- ・無停電電源装置
- ・非常用発電機

耐震性は確保されていないが、モニタリング・ポストの電源が喪失した場合に、常設代替交流電源設備から給電するまでの間のモニタリング・ポストの機能を維持するための手段として有効である。

d. 手順等

上記の「a. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備」、
「b. 風向、風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備」及び「c. モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。(第 1.17-1 表)

これらの手順は、放射線管理班^{※2}の対応として重大事故等時における原子力災害対策手順書（以下「EHP」という。）に定める。

※2 放射線管理班：緊急時対策要員のうち放射線管理班の班員をいう。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する。(第 1.17-2 表, 第 1.17-3 表)

1.17.2 重大事故等時の手順等

1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、以下の手段を用いた手順を整備する。

重大事故等時におけるモニタリング・ポスト及び可搬式モニタリング・ポストを用いた放射線量の測定は、連続測定を行う。また、放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）の測定及び海上モニタリングの測定頻度は、1回/日以上とする。ただし、発電用原子炉施設の状態、放射性物質の放出状況及び海洋の状況を考慮し、測定しない場合もある。

得られた放射性物質の濃度及び放射線量並びに「1.17.2.2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等」の気象データから放射能放出率を算出し、放出放射線を求める。

事故後の周辺汚染により、モニタリング・ポストでの放射線量の測定ができなくなることを避けるため、モニタリング・ポストの検出器保護カバーを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。

事故後の周辺汚染により、可搬式モニタリング・ポストでの放射線量の測定ができなくなることを避けるため、可搬式モニタリング・ポストの養生シートを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。

事故後の周辺汚染により、放射性物質の濃度の測定ができなくなることを避けるため、検出器の周辺を遮蔽材で囲む等のバックグラウンド低減対策を行う。

(1) モニタリング・ポストによる放射線量の測定

モニタリング・ポストは、通常時から放射線量を連続測定しており、重大事故等時に放射線量の測定機能等が喪失していない場合は、継続して放射線量を連続測定し、測定結果は、モニタリング・ポスト局舎内で電磁的に記録し、約2ヶ月分保存する。また、モニタリング・ポストによる放射線量の測定は、自動的な連続測定であるため、手順を要するものではない。

なお、モニタリング・ポストが機能喪失した場合は、「(2) 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定」を行う。

(2) 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

重大事故等時にモニタリング・ポストが機能喪失した場合、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定を行う。

また、原子力災害対策特別措置法第十条第一項に該当する事象若しくは原子力災害対策特別措置法第十五条第一項に該当する事象（以下「原災法該当事象」という。）が発生した場合、又は、原災法該当事象発生前であっても、放射線管理班員の活動状況や天候、時間帯等を考慮し、先行して実施すると判断した

場合、モニタリング・ポストが設置されていない海側に可搬式モニタリング・ポストを3台配置し、放射線量の測定を行う。さらに、緊急時対策所の正圧化の判断のため、緊急時対策所付近に可搬式モニタリング・ポストを1台配置し、放射線量の測定を行う。

可搬式モニタリング・ポストにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第1.17-1図に示す。

可搬式モニタリング・ポストによる代替測定地点については、測定データの連続性を考慮し、各モニタリング・ポストに隣接した位置に配置することを原則とする。可搬式モニタリング・ポストの配置位置及び保管場所を第1.17-2図に示す。

ただし、地震・火災等で配置位置にアクセスすることができない場合は、アクセスルート上の車両等で運搬できる範囲に配置位置を変更する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時、放射線管理班長が緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及びデータ状態を確認し、モニタリング・ポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合。

また、海側及び緊急時対策所付近への配置については、当直副長が原災法該当事象が発生したと判断した場合、又は、原災法該当事象発生前であっても、放射線管理班長が放射線管理班員の活動状況や天候、時間帯等を考慮し、先行して実施すると判断した場合。

b. 操作手順

可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第1.17-3図に示す。

- ①放射線管理班長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班員に可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定の開始を指示する。その際、放射線管理班長は、アクセスルート等の被災状況を考慮し、配置位置を決定する。
- ②放射線管理班員は、構内保管場所に保管してある可搬式モニタリング・ポストを車両等に積載し、配置位置まで運搬・配置し、測定を開始する。緊急時対策所までデータが伝送されていることを確認し、監視を開始する。なお、可搬式モニタリング・ポストを配置する際に、あらかじめ可搬式モニタリング・ポスト本体を養生シートにより養生することで、可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策を行う。
- ③放射線管理班員は、可搬式モニタリング・ポストの記録装置（電子メモリ）に測定データを記録し、保存する。なお、記録装置の電源が切れた場合でも電子メモリ内の測定データは消失しない。

- ④放射線管理班員は、使用中に蓄電池の残量が少ない場合、予備の蓄電池と交換する。(蓄電池は連続7日以上使用可能である。なお、10台の可搬式モニタリング・ポストの蓄電池を交換した場合の想定時間は、作業開始を判断してから移動時間を含めて4時間50分以内で可能である。)

c. 操作の成立性

上記の操作は、放射線管理班員2名にて実施した場合、連続して10台配置した場合は、作業開始を判断してから6時間30分以内で可能である。なお、モニタリング・ポストの代替測定(6台)、海側の測定(3台)及び正圧化判断用の測定(1台)をそれぞれ別々に実施した場合は、作業開始を判断してから、モニタリング・ポストの代替測定は3時間50分以内、海側の測定は2時間以内、正圧化判断用の測定は1時間以内で可能である。

車両等で配置位置までの運搬ができない場合は、アクセスルート上に車両等で運搬し、配置する。

また、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(3) 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定

周辺監視区域境界付近等の空気中の放射性物質の濃度を放射能観測車により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。

放射能観測車は、通常時は構内保管場所に保管しており、重大事故等時に測定機能等が喪失していない場合は、空気中の放射性物質の濃度を測定する。

なお、放射能観測車が機能喪失した場合は、「(4) 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」を行う。

a. 手順着手の判断基準

当直副長が原災法該当事象が発生したと判断した場合、又は、原災法該当事象発生前であっても、放射線管理班長が放射線管理班員の活動状況や天候、時間帯等を考慮し、先行して実施すると判断した場合。

b. 操作手順

放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第1.17-4図に示す。

- ①放射線管理班長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班員に放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ②放射線管理班員は、放射線管理班長の指示した場所に放射能観測車を移動し、ダスト・よう素サンプルにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。

- ③放射線管理班員は、ダスト・よう素モニタによりダスト濃度及びよう素濃度を監視・測定する。
- ④放射線管理班員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、放射線管理班員 2 名にて実施した場合、一連の作業（1 箇所あたり）は、作業開始を判断してから 1 時間 30 分以内で可能である。

また、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(4) 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

重大事故等時に放射能観測車が機能喪失した場合、放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬式ダスト・よう素サンプラ、よう素モニタの代替として Na I シンチレーション・サーベイ・メータ、ダストモニタの代替として GM 汚染サーベイ・メータ）による空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行う。放射能測定装置により空気中の放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第 1.17-1 図に示す。放射能測定装置の保管場所を第 1.17-5 図に示す。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時、放射線管理班長が放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラの使用可否、よう素モニタ及びダストモニタの指示値を確認し、放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合。

b. 操作手順

放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-6 図に示す。

- ①放射線管理班長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班員に放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定の開始を指示する。
- ②放射線管理班員は、放射能測定装置（Na I シンチレーション・サーベイ・メータ及び GM 汚染サーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池と交換する。
- ③放射線管理班員は、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、Na I シンチレーション・サーベイ・メータ及び GM 汚染サーベイ・メータ）を車両等に積載し、放射線管理班長が指示した場所に運搬・移動

し、可搬式ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。

- ④放射線管理班員は、NaIシンチレーション・サーベイ・メータによりよう素濃度、GM汚染サーベイ・メータによりダスト濃度を監視・測定する。
- ⑤放射線管理班員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、放射線管理班員2名にて実施した場合、一連の作業（1箇所あたり）は、作業開始を判断してから1時間30分以内で可能である。

また、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(5) 放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

重大事故等時に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ、 α ・ β 線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）及び小型船舶により、放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。

放射能測定装置の保管場所及び海水・排水試料採取場所を第1.17-5図に示す。

a. 放射能測定装置による空气中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に発電用原子炉施設から気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合において発電所及びその周辺の空气中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射能測定装置により空气中の放射性物質の濃度の測定を行う。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時、放射線管理班長が排気筒モニタの指示値及びデータ状態を確認し、排気筒モニタの放射性物質の濃度の測定機能が喪失したと判断した場合。

又は、排気筒モニタの測定機能が喪失しておらず、指示値に有意な変動を確認する等、放射線管理班長が発電用原子炉施設から気体状の放射性物質が放出されたおそれがあると判断した場合。

(b) 操作手順

放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-7 図に示す。

- ①放射線管理班長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班員に空気中の放射性物質濃度の測定の開始を指示する。
- ②放射線管理班員は、放射能測定装置（NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ及び α ・ β 線サーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池と交換する。
- ③放射線管理班員は、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ及び α ・ β 線サーベイ・メータ）を車両等に積載し、放射線管理班長が指示した場所に運搬・移動し、可搬式ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。
- ④放射線管理班員は、必要に応じて前処理を行い、NaIシンチレーション・サーベイ・メータによりガンマ線、GM汚染サーベイ・メータによりベータ線、 α ・ β 線サーベイ・メータによりアルファ線及びベータ線を放出する放射性物質の濃度（空气中）を監視・測定する。また、自主対策設備であるGe核種分析装置、GM計数装置、ZnSシンチレーション計数装置が健全であれば、必要に応じて前処理を行い、測定する。なお、測定は、重大事故等対処設備である放射能測定装置による測定を優先する。
- ⑤放射線管理班員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、放射線管理班員 2 名にて実施した場合、一連の作業（1 箇所あたり）は、作業開始を判断してから 1 時間 40 分以内で可能である。

また、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

b. 放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に発電用原子炉施設から液体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合において発電所及びその周辺の水中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射能測定装置により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時，当直副長又は放射線管理班長が液体廃棄物処理系排水モニタの指示値及び警報表示を確認し，液体廃棄物処理系排水モニタの放射性物質の濃度の測定機能が喪失したと判断した場合。

又は，液体廃棄物処理系排水モニタの測定機能が喪失しておらず，指示値に有意な変動を確認する等，放射線管理班長が発電用原子炉施設から発電所の周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがあると判断した場合。

(b) 操作手順

放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-8 図に示す。

- ①放射線管理班長は，手順着手の判断基準に基づき，放射線管理班員に水中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ②放射線管理班員は，放射能測定装置（NaIシンチレーション・サーベイ・メータ及び α ・ β 線サーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し，少ない場合は，予備の乾電池と交換する。
- ③放射線管理班員は，放射能測定装置（NaIシンチレーション・サーベイ・メータ及び α ・ β 線サーベイ・メータ）を車両等に積載し，試料採取場所に運搬・移動し，採取用資機材を用いて海水等の試料を採取する。
- ④放射線管理班員は，必要に応じて前処理を行い，NaIシンチレーション・サーベイ・メータによりガンマ線， α ・ β 線サーベイ・メータによりアルファ線及びベータ線を放出する放射性物質の濃度（水中）を監視・測定する。また，自主対策設備であるGe核種分析装置，GM計数装置，ZnSシンチレーション計数装置が健全であれば，必要に応じて前処理を行い，測定する。なお，測定は，重大事故等対処設備である放射能測定装置による測定を優先する。
- ⑤放射線管理班員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，放射線管理班員 2 名にて実施した場合，一連の作業（1 箇所あたり）は，作業開始を判断してから 1 時間 20 分以内で可能である。

また，円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

c. 放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合、放射能測定装置により土壌中の放射性物質の濃度の測定を行う。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時、放射線管理班長が以下のいずれかにより気体状の放射性物質が放出されたと判断した場合（プルーム通過後）。

- ・「(3) 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定」
- ・「(4) 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」
- ・「a. 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定」
- ・排気筒モニタ（測定機能が喪失していない場合）

(b) 操作手順

放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-9 図に示す。

- ①放射線管理班長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班員に土壌中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ②放射線管理班員は、放射能測定装置（NaIシンチレーション・サーベイ・メータ及び α ・ β 線サーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池と交換する。
- ③放射線管理班員は、放射能測定装置（NaIシンチレーション・サーベイ・メータ及び α ・ β 線サーベイ・メータ）を車両等に積載し、放射線管理班長の指示した場所に運搬・移動し、試料を採取する。
- ④放射線管理班員は、必要に応じて前処理を行い、NaIシンチレーション・サーベイ・メータによりガンマ線、 α ・ β 線サーベイ・メータによりアルファ線及びベータ線を放出する放射性物質の濃度（土壌中）を監視・測定する。また、自主対策設備であるGe核種分析装置、GM計数装置、ZnSシンチレーション計数装置が健全であれば、必要に応じて前処理を行い、測定する。なお、測定は、重大事故等対処設備である放射能測定装置による測定を優先する。
- ⑤放射線管理班員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、放射線管理班員2名にて実施した場合、一連の作業（1箇所あたり）は、作業開始を判断してから1時間30分以内で可能である。

また、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

d. 海上モニタリング

重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所の周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合、小型船舶で周辺海域を移動し、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ、 α ・ β 線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）により空气中及び水中の放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行う。

小型船舶の保管場所及び運搬ルートを図 1.17-10 に示す。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時、放射線管理班長が以下のいずれかにより気体状又は液体状の放射性物質が放出されたと判断した場合（プルーム通過後）。

- ・「(3) 放射能観測車による空气中の放射性物質の濃度の測定」
- ・「(4) 放射能測定装置による空气中の放射性物質の濃度の代替測定」
- ・「a. 放射能測定装置による空气中の放射性物質の濃度の測定」
- ・「b. 放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定」
- ・排気筒モニタ（測定機能が喪失していない場合）
- ・液体廃棄物処理系排水モニタ（測定機能が喪失していない場合）

(b) 操作手順

海上モニタリングについての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17-11 に示す。

- ①放射線管理班長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班員に海上モニタリングの開始を指示する。
- ②放射線管理班員は、放射能測定装置（NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ、 α ・ β 線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池と交換する。
- ③放射線管理班員は、構内保管場所にある小型船舶を、車両に搭載し、荷揚場へ移動する。
- ④放射線管理班員は、放射能測定装置等を小型船舶に積載し、小型船舶にて放射線管理班長の指示した場所に運搬・移動し、電離箱サーベイ・メータにより放射線量を測定する。可搬式ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。海水は、採取用資機材を用いて採取する。
- ⑤放射線管理班員は、必要に応じて前処理を行い、NaIシンチレーション・サーベイ・メータによりガンマ線、 α ・ β 線サーベイ・メータによりアルファ線及びベータ線を放出する放射性物質の濃度（空气中及び水中）を監視・測定する。また、自主対策設備であるGe核種分

析装置，GM計数装置，ZnSシンチレーション計数装置が健全であれば，必要に応じて前処理を行い，測定する。なお，測定は，重大事故等対処設備である放射能測定装置による測定を優先する。

⑥放射線管理班員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，放射線管理班員3名にて実施した場合，一連の作業は，作業開始を判断してから5時間20分以内(資機材準備等3時間40分以内，以降の作業は1箇所あたり1時間40分以内)で可能である。

また，円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

(6) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染によりモニタリング・ポストによる放射線量の測定ができなくなることを避けるため，モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時，放射線管理班長が，モニタリング・ポストの指示値が安定している状態でモニタリング・ポスト周辺のバックグラウンドレベルとモニタリング・ポストの指示値に有意な差があることを確認し，モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策が必要と判断した場合（プルーム通過後）。

b. 操作手順

モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第1.17-12図に示す。

- ①放射線管理班長は，手順着手の判断基準に基づき，放射線管理班員にモニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策として，モニタリング・ポストの検出器保護カバーの交換を指示する。
- ②放射線管理班員は，車両等によりモニタリング・ポストに移動し，検出器保護カバーの交換作業を行う。
- ③放射線管理班員は，モニタリング・ポストの周辺汚染を確認した場合，必要に応じてモニタリング・ポストの局舎壁等の除染，除草，周辺の土壌撤去等により，周辺のバックグラウンドレベルを低減する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、放射線管理班員 2 名にて実施した場合、モニタリング・ポスト 6 台分の検出器保護カバーの交換作業は、作業開始を判断してから 7 時間 20 分以内で可能である。

また、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(7) 可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染により可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定ができなくなることを避けるため、可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時、放射線管理班長が可搬式モニタリング・ポストの指示値が安定している状態で可搬式モニタリング・ポスト周辺のバックグラウンドレベルと可搬式モニタリング・ポストの指示値に有意な差があることを確認し、可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策が必要と判断した場合（プルーム通過後）。

b. 操作手順

可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-13 図に示す。

- ①放射線管理班長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班員に可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策として、可搬式モニタリング・ポストの養生シートの交換を指示する。
- ②放射線管理班員は、車両等により可搬式モニタリング・ポストに移動し、養生シートの交換作業を行う。
- ③放射線管理班員は、可搬式モニタリング・ポストの周辺汚染を確認した場合、必要に応じて除草、周辺の土壌撤去等により、周辺のバックグラウンドレベルを低減する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、放射線管理班員 2 名にて実施した場合、可搬式モニタリング・ポスト 10 台分の養生シートの交換作業は、作業開始を判断してから 4 時間以内で可能である。

また、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(8) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染により放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドレベルが上昇し、放射能測定装置が測定不能となるおそれがある場合、放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策を行うための手順を整備する。

放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲む等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。

なお、放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲んだ場合でも放射能測定装置が測定不能となるおそれがある場合は、バックグラウンドレベルが低い場所に移動して、測定を行う。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時、放射線管理班長が放射能測定装置を使用する場所でバックグラウンドレベルの上昇により、放射能測定装置による測定ができなくなるおそれがあると判断した場合。

b. 操作手順

放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-14 図に示す。

- ①放射線管理班長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班員に放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策として、放射能測定装置により放射性物質の濃度を測定する場合は、遮蔽材で囲む等の対策をとるよう指示する。
- ②放射線管理班員は、遮蔽材で囲む等の対策をとり、放射能測定装置により放射性物質の濃度を測定する。
- ③放射線管理班員は、②の対策でも測定不能となるおそれがある場合は、バックグラウンドレベルが低い場所に移動して、測定を行う。

c. 操作の成立性

上記の操作は、放射線管理班員 2 名にて実施した場合、遮蔽材で囲む等は、作業開始を判断してから 30 分以内で可能である。

また、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(9) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国が地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従い、資機材、要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。

また、原子力災害が発生した場合に他の原子力事業者との協力体制を構築するため原子力事業者間協力協定を締結し、環境放射線モニタリング等への要員の派遣、資機材の貸与等を受けることが可能である。

1.17.2.2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等

重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、以下の手段を用いた手順を整備する。

重大事故等時における気象観測設備及び可搬式気象観測装置による風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定を行う。

(1) 気象観測設備による気象観測項目の測定

気象観測設備は、通常時から風向、風速その他の気象条件を連続測定しており、重大事故等時に測定機能等が喪失していない場合は、継続して気象観測項目を連続測定し、測定結果は記録紙に記録し、保存する。

また、気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定は、自動的な連続測定であるため、手順を要するものではない。

なお、気象観測設備が機能喪失した場合は、「(2) 可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定」を行う。

(2) 可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定

重大事故等時に気象観測設備が機能喪失した場合、可搬式気象観測装置により発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第 1.17-1 図に示す。

可搬式気象観測装置による代替測定地点については、測定データの連続性を考慮し、発電所内を代表する気象観測設備の位置に配置することを原則とする。可搬式気象観測装置の配置位置及び保管場所を第 1.17-15 図に示す。

ただし、地震・火災等で配置位置にアクセスすることができない場合は、アクセスルート上の車両等で運搬できる範囲に配置位置を変更する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時、放射線管理班長が緊急時対策所で気象観測設備の指示値を確認する等、気象観測設備による風向・風速・日射量・放射収支量・雨量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合。

b. 操作手順

可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-16 図に示す。

- ①放射線管理班長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班員に可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定の開始を指示する。その際、放射線管理班長は、アクセスルート等の被災状況を考慮し、配置位置を決定する。

- ②放射線管理班員は、構内保管場所に保管してある可搬式気象観測装置を車両等に積載し、配置位置まで運搬・設置し、測定を開始する。緊急時対策所までデータが伝送されていることを確認し、監視を開始する。
- ③放射線管理班員は、可搬式気象観測装置の記録装置（電子メモリ）に測定データを記録し、保存する。なお、記録装置の電源が切れた場合でも電子メモリ内の測定データは消失しない。
- ④放射線管理班員は、使用中に蓄電池の残量が少ない場合は、予備の蓄電池と交換する。（蓄電池は連続 24 時間以上使用可能である。なお、1 台の可搬式気象観測装置の蓄電池を交換した場合の想定時間は、作業開始を判断してから移動時間も含めて 1 時間以内で可能である。）

c. 操作の成立性

上記の操作は、放射線管理班員 2 名にて実施した場合、一連の作業は、作業開始を判断してから 3 時間 10 分以内で可能である。

車両等で配置位置までの運搬ができない場合は、アクセスルート上に車両等で運搬し、配置する。

また、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

1.17.2.3 モニタリング・ポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等
全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタリング・ポストへ給電する。

モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機は、全交流動力電源喪失時に自動起動し、約 24 時間の間モニタリング・ポストへ給電することが可能である。常設代替交流電源設備による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わり、モニタリング・ポストに給電する。

モニタリング・ポストは、電源が喪失した状態で代替交流電源設備から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。

なお、常設代替交流電源設備からによるモニタリング・ポストへの給電については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.17-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対心手段		対処設備		手順書
	放射線量の測定	放射線量の代替測定	モニタリング・ポスト 可搬式モニタリング・ポスト データ表示装置	自主対策設備 重大事故等 対処設備	
モニタリング・ポスト (放射線量の測定)		放射線量の代替測定	モニタリング・ポスト 可搬式モニタリング・ポスト データ表示装置	自主対策設備 重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定」
放射能観測車 (空気中の放射性物質の濃度の測定)		空気中の放射性物質の濃度の測定	放射能観測車 採取装置：ダスト・よう素サンブラ 測定装置：よう素モニタ ：ダストモニタ	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定」
放射能観測車 (空気中の放射性物質の濃度の測定)		空気中の放射性物質の濃度の代替測定	放射能測定装置 採取装置：可搬式ダスト・よう素サンブラ 測定装置：NaIシンチレーション・サーベイ・メータ ：GM汚染サーベイ・メータ	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」
放射能観測設備 (風向、風速その他の気象条件の測定)		気象観測項目の測定	気象観測設備 可搬式気象観測装置 データ表示装置	自主対策設備 重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定」
		放射線量の測定	可搬式モニタリング・ポスト データ表示装置 放射能測定装置 測定装置：電離箱サーベイ・メータ	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定」 「放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定」 「海上モニタリング測定」
		放射性物質の濃度 (空気中、水中、土壌中) の測定	放射能測定装置 採取装置：可搬式ダスト・よう素サンブラ 測定装置：NaIシンチレーション・サーベイ・メータ ：GM汚染サーベイ・メータ ：α・β線サーベイ・メータ 小型船舶 Ge核種分析装置 GM計数装置 ZnSシンチレーション計数装置	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定」
		海上モニタリング	小型船舶 放射能測定装置 採取装置：可搬式ダスト・よう素サンブラ 測定装置：NaIシンチレーション・サーベイ・メータ ：GM汚染サーベイ・メータ ：α・β線サーベイ・メータ ：電離箱サーベイ・メータ	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「海上モニタリング測定」
		バックグラウンドの低減対策	検出器保護カバー 養生シート 遮蔽材	資機材	原子力災害対策手順書 「モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策」 「可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策」 「放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策」
		モニタリング・ポストの代替電源	非常用ディーゼル発電機 無停電源装置 非常用発電機	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	—
非常用ディーゼル発電機		モニタリング・ポストの代替交流電源か、 らの給電	常設代替交流電源設備 代替所内電気設備	自主対策設備 重大事故等 対処設備	— ※1

※1：全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備として使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1 / 4)

対応手段		重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)	計測範囲 (単位)	
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等					
(1) モニタリング・ポストによる放射線量の測定	判断基準	—	—	—	
	操作	放射線量	モニタリング・ポスト	10~10 ⁸ (nGy/h)	
(2) 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	モニタリング・ポストの代替測定	判断基準	放射線量	モニタリング・ポスト	
		操作	放射線量	可搬式モニタリング・ポスト	
	海側及び緊急時対策所付近での測定	判断基準	—	—	—
		操作	放射線量	可搬式モニタリング・ポスト	10~10 ⁹ (nGy/h)
(3) 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	—	—	—	
	操作	放射性物質の濃度	放射能観測車 ・よう素モニタ ・ダストモニタ	0~10 ⁶ -1 (count) 0~10 ⁶ -1 (count)	
(4) 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	判断基準	放射性物質の濃度	放射能観測車 ・よう素モニタ ・ダストモニタ	0~10 ⁶ -1 (count) 0~10 ⁶ -1 (count)	
	操作	放射性物質の濃度	放射能測定装置 ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ ・GM汚染サーベイ・メータ	0~30k (s ⁻¹) 0~100k (min ⁻¹)	

監視計器一覧(2/4)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)	計測範囲 (単位)		
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等					
(5) 放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定	a. 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	排気筒モニタ $10^{-1} \sim 10^6 (s^{-1}) : SCIN$ $10^{-3} \sim 10^4 (mSv/h) : IC$	
			放射線量	モニタリング・ポスト	$10 \sim 10^8 (nGy/h)$
		操作		放射性物質の濃度	可搬式モニタリング・ポスト
			・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ ・GM汚染サーベイ・メータ ・ $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイ・メータ		0 ~ 30k (s^{-1}) 0 ~ 100k (min^{-1}) 0 ~ 100k (min^{-1})
	b. 放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	液体廃棄物処理系排水モニタ $10^{-1} \sim 10^6 (s^{-1})$	
			操作	放射性物質の濃度	・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ ・ $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイ・メータ
	c. 放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	排気筒モニタ $10^{-1} \sim 10^6 (s^{-1}) : SCIN$ $10^{-3} \sim 10^4 (mSv/h) : IC$	
			放射線量	モニタリング・ポスト	$10 \sim 10^8 (nGy/h)$
		操作		放射性物質の濃度	可搬式モニタリング・ポスト
			・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ ・ $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイ・メータ		0 ~ 30k (s^{-1}) 0 ~ 100k (min^{-1})
	d. 海上モニタリング	判断基準	モニタ値	排気筒モニタ $10^{-1} \sim 10^6 (s^{-1}) : SCIN$ $10^{-3} \sim 10^4 (mSv/h) : IC$	
			放射線量	液体廃棄物処理系排水モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 (s^{-1})$
モニタリング・ポスト				$10 \sim 10^8 (nGy/h)$	
可搬式モニタリング・ポスト		$10 \sim 10^9 (nGy/h)$			
操作		放射線量	電離箱サーベイ・メータ	0.001 ~ 300 (mSv/h)	
			放射性物質の濃度	・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ	0 ~ 30k (s^{-1})
	・GM汚染サーベイ・メータ ・ $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイ・メータ			0 ~ 100k (min^{-1}) 0 ~ 100k (min^{-1})	

監視計器一覧(3 / 4)

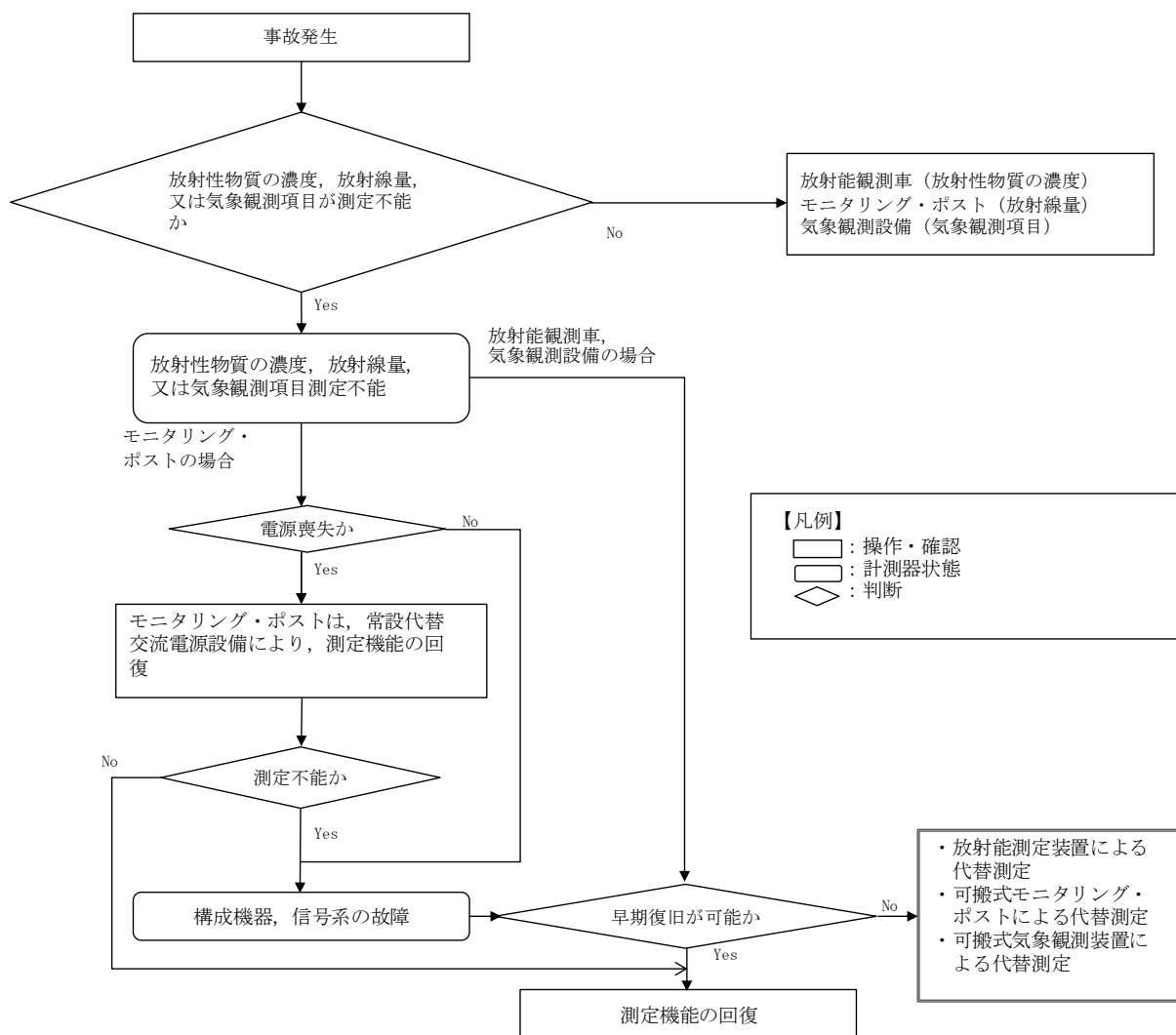
対応手段	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)	計測範囲 (単位)
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等			
(6) モニタリング・ポスト のバックグラウンド低減対 策	判断基準	放射線量 ・モニタリング・ポスト	10~10 ⁸ (nGy/h)
	操作	放射線量 ・モニタリング・ポスト	10~10 ⁸ (nGy/h)
(7) 可搬式モニタリング・ ポストのバックグラウンド 低減対策	判断基準	放射線量 ・可搬式モニタリング・ポスト	10~10 ⁸ (nGy/h)
	操作	放射線量 ・可搬式モニタリング・ポスト	10~10 ⁸ (nGy/h)
(8) 放射性物質の濃度の測 定時のバックグラウンド低 減対策	判断基準	放射性物質の濃度 ・Na I シンチレーション・サーベイ・メータ ・GM汚染サーベイ・メータ ・α・β線サーベイ・メータ	0~30k(s ⁻¹) 0~100k(min-1) 0~100k(min-1)
	操作	放射性物質の濃度 ・Na I シンチレーション・サーベイ・メータ ・GM汚染サーベイ・メータ ・α・β線サーベイ・メータ	0~30k(s ⁻¹) 0~100k(min-1) 0~100k(min-1)

監視計器一覧(4 / 4)

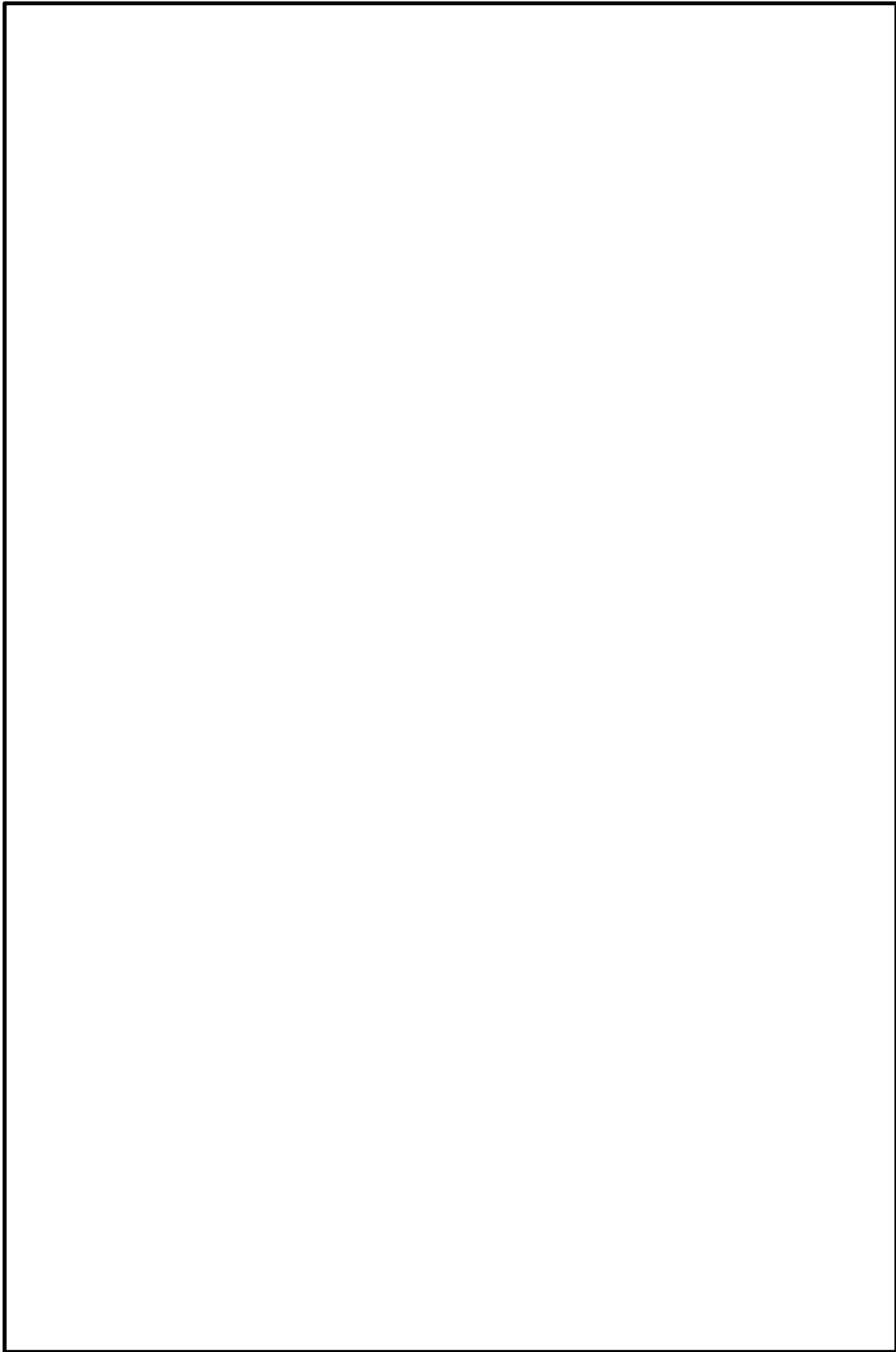
対応手段	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)	計測範囲 (単位)
1.17.2.2 風向, 風速その他の気象条件の測定の手順等			
(1) 気象観測設備による気象観測項目の測定	判断基準	—	—
	操作	風向, 風速 その他の気象条件	気象観測設備 ・風向 (地上高) ・風速 (地上高) ・日射量 ・放射収支量 ・雨量
(2) 可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定	判断基準	風向, 風速 その他の気象条件	気象観測設備 ・風向 (地上高) ・風速 (地上高) ・日射量 ・放射収支量 ・雨量
	操作	風向, 風速 その他の気象条件	可搬式気象観測装置 ・風向 (地上高) ・風速 (地上高) ・日射量 ・放射収支量 ・雨量
			16(方位) 0~30(m/s) 0~1.429(kW/m ²) -0.257~0.1(kW/m ²) 0~80(mm)
			16(方位) 0~30(m/s) 0~1.429(kW/m ²) -0.257~0.1(kW/m ²) 0~80(mm)
			16(方位) 0.4~90(m/s) 0~1.4(kW/m ²) -0.347~1.042(kW/m ²) 0~100(mm)

第 1.17-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.17】 監視測定等に関する手順等	モニタリング・ポスト	常設代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系



第 1.17-1 図 放射性物質の濃度、放射線量及び気象観測項目の測定不能時対応手順

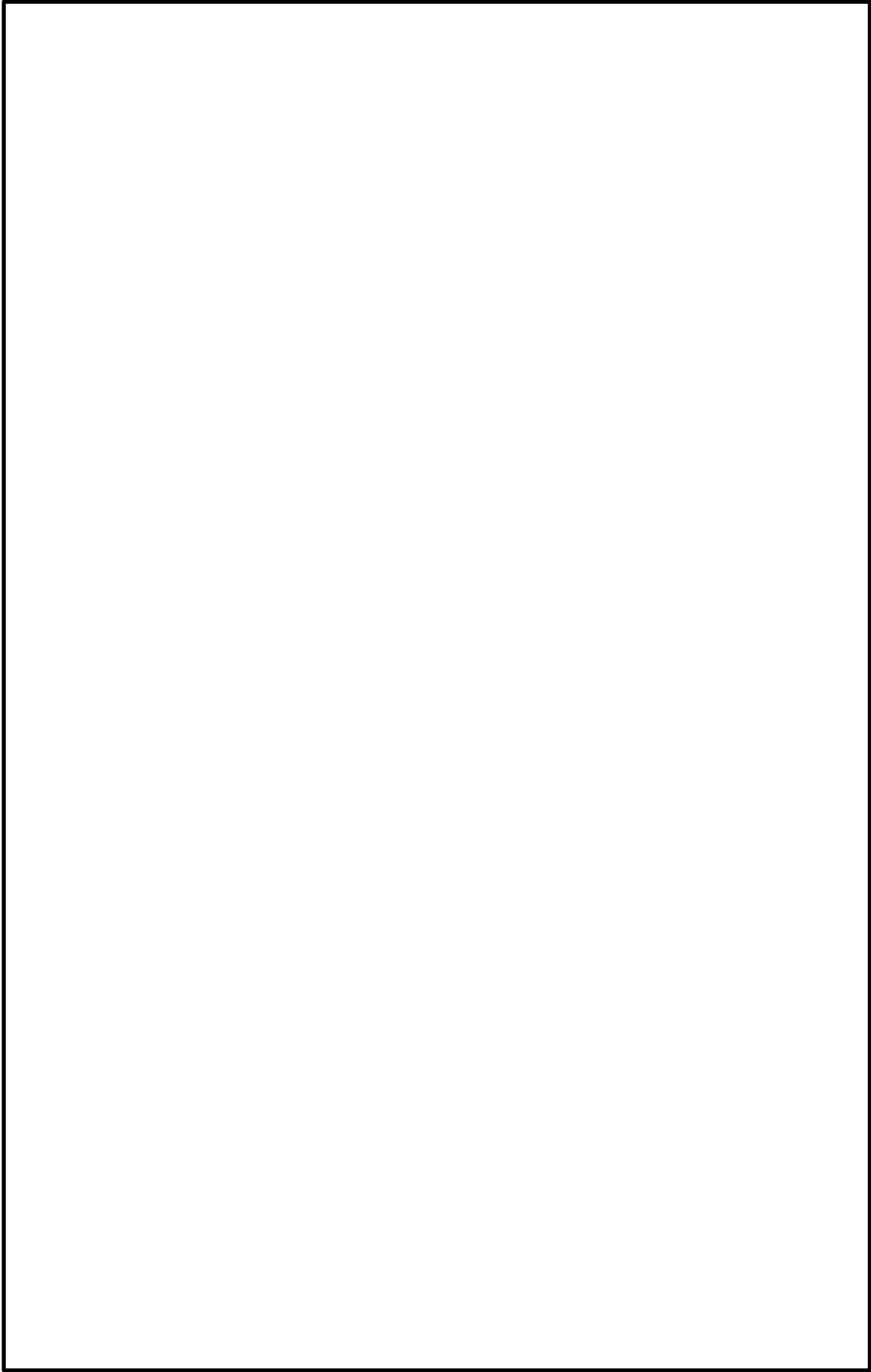


第 1.17-2 図 可搬式モニタリング・ポストの配置位置及び保管場所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考			
	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360		390	420	
手順の項目 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	要員(数) 緊急時対策要員 2	事前打ち合わせ													緊急時対策所の加圧判断に用いる緊急時対策所付近の可搬式モニタリング・ポストを優先して設置する。	
		海側 海側 海側 正圧化 3 1 2														
		算機材準備														
		移動(第1保管エリア→緊急時対策所付近)、配置、起動														
		移動(海側3→海側1)、配置、起動														
		移動(海側1→海側2)、配置、起動														
		移動(海側1→第4保管エリア)、資機材準備														
		移動(第4保管エリア→MP1)、配置、起動														
		移動(MP1→MP2)、配置、起動														
		移動(MP2→MP3)、配置、起動														
移動(MP3→MP4)、配置、起動																
移動(MP4→MP5)、配置、起動																
移動(MP5→MP6)、配置、起動																
MP：モニタリング・ポスト 正圧化：緊急時対策所正圧化制御用																

第 1.17-3 図 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定のタイムチャート



第 1.17-5 図 放射能測定装置の保管場所及び海水・排水試料採取場所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
手順の項目	1 時間30分 測定完了 ▽													
放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	要員(数)													
	緊急時対策要員	2												
		事前打ち合わせ												試験採取, 測定
			試験採取, 移動 (緊急時対策所→サンプリング地点)											

第1.17-9図 放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)	備考									
			30	60	90	120	150	180	210	240	270
手順の項目	要員(数)										
海上モニタリング	緊急時対策要員 3										
		事前打ち合わせ									
		移動(緊急時対策所-第4保管エリア)									
		資機材準備(小型船舶及び資機材積載、運搬、吊り降ろし)									
		移動(モニタリング地点)									
		試料採取・海上サーベイ									
		移動(測定場所)									
		測定									
	5時間20分 測定完了 ▽										
	3時間40分 船舶吊り降ろし完了 ▽										

第1.17-11図 海上モニタリングのタイムチャート

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360		390
手順の項目	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> MP 1 MP 2 MP 3 MP 4 MP 5 </div>												7時間20分 MP6	
モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	事前打ち合わせ 資機材準備 移動 (緊急時対策所→MP1), 検出器保護カバー交換 移動 (MP1→MP2), 検出器保護カバー交換 移動 (MP2→MP3), 検出器保護カバー交換 移動 (MP4→MP5), 検出器保護カバー交換 移動 (MP5→MP6), 検出器保護カバー交換 <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin-top: 5px;">MP: モニタリング・ポスト</div>													
	要員(数)	2												

第1.17-12図 モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策のタイムチャート

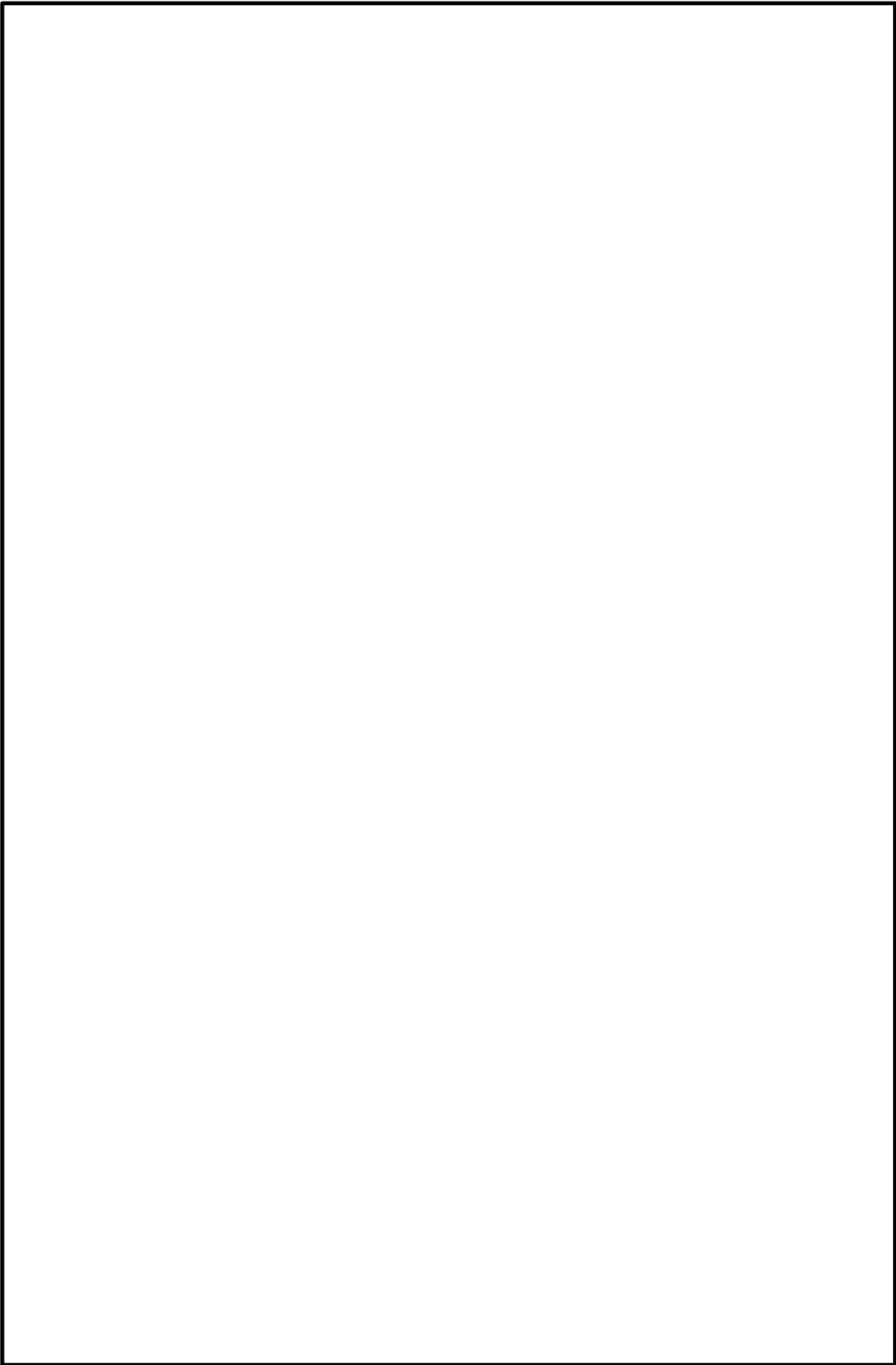
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考			
		30	60	90	120	150	180	210	240								
可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	要員(数) 緊急時対策要員 2	正圧化	▽												4 時間 MP6	▽	
		事前打ち合わせ	■														
		資機材準備	■														
		移動 (緊急時対策所→緊急時対策所付近)	■														
		養生シート交換	■														
		移動 (緊急時対策所付近→海側3)	■														
		養生シート交換	■														
		移動 (海側3→海側1)	■														
		養生シート交換	■														
		移動 (海側1→海側2)	■														
		養生シート交換	■														
		移動 (海側2→MP1)	■														
		養生シート交換	■														
		移動 (MP1→MP2)	■														
		養生シート交換	■														
		移動 (MP2→MP3)	■														
		養生シート交換	■														
		移動 (MP3→MP4)	■														
		養生シート交換	■														
		移動 (MP4→MP5)	■														
		養生シート交換	■														
		移動 (MP5→MP6)	■														
養生シート交換	■																

MP:モニタリング・ポスト
正圧化:緊急時対策所正圧化判断用

第1.17-13図 可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策のタイムチャート

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)		備考	
	10	20		30
手順の項目	30分 以後、測定可能 ▽			
放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド 低減対策	要員(数)	事前打ち合わせ		
	緊急時対策要員	2	遮蔽材等の準備	
			遮蔽材等の設置	

第1.17-14図 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策のタイムチャート



第 1.17-15 図 可搬式気象観測装置の配置位置及び保管場所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)										備考	
		30	60	90	120	150	180	210	240				
手順の項目	要員(数)	3時間10分 以後、測定可能 ▽											
可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定	緊急時対策要員 2												
		事前打ち合わせ											
					資機材準備、移動(緊急時対策所→第1保管エリア→気象観測設備近傍)								
													測定(風向、風速、日射量、放射 収支量、雨量)

第1.17-16図 可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定のタイムチャート

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 (1.17)	番号	設置許可基準規則 (60条)	技術基準規則 (75条)	番号
<p>【本文】 1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>2 発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録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>	②	<p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p>	<p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を施設しなければならない。</p>	⑧
<p>【解釈】 1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録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。</p>	—	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」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。</p>	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」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。</p>	—
<p>a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。</p>	③	<p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p>	<p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p>	⑨
<p>b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	④	<p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p>	<p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p>	⑩
<p>c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。</p>	⑤	<p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑪
<p>2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。</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

■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
放射線量の 代替測定	可搬式モニタリング・ポスト	新設	① ③ ⑦ ⑨ ⑩	放射線量の 測定	モニタリング・ポスト	常設	自動で作動	—	機能喪失してい ない場合は使用する
	データ表示装置	新設							
放射能観測車の 代替測定	可搬式ダスト・よう素サンプラ	新設	① ③ ⑦ ⑨ ⑩	空气中の放射性物 質の濃度の測定	放射能観測車	可搬	1時間30分	2名	機能喪失してい ない場合は使用する
	GM汚染サーベイ・メータ	新設							
	NaIシンチレーション・サーベ イ・メータ	新設							
気象観測項目の 代替測定	可搬式気象観測装置	新設	② ⑧	他の 風向、 風速そ の 気象条 件の 測定	気象観測設備	常設	自動で作動	—	機能喪失してい ない場合は使用する
	データ表示装置	新設							
放射線量の測定	可搬式モニタリング・ポスト	新設	① ③ ⑦ ⑨	—	—	—	—	—	—
	データ表示装置	新設			—	—	—	—	—
	電離箱サーベイ・メータ	新設			—	—	—	—	—
放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中） 及び海上モニタリング	可搬式ダスト・よう素サンプラ	新設	① ③ ⑦ ⑨	放射 性物質 の濃度 の測定	Ge核種分析装置	可搬	測定条件に よる	—	自主対策とする理 由は本文参照
	GM汚染サーベイ・メータ	新設							
	NaIシンチレーション・サーベ イ・メータ	新設							
	α・β線サーベイ・メータ	新設			ZnSシンチレーシ ョン計数装置	可搬			
	電離箱サーベイ・メータ	新設							
	小型船舶	新設							
バックグラウンド 低減対策	検出器保護カバー	—	⑥	—	—	—	—	—	—
	養生シート	—							
	遮蔽材	—							
モニタリング・ポストの代替交流 電源からの給電	非常用ディーゼル発電機※1	既設	④ ⑪	モニ タリ ング ・ポ スト の非 常 用 電 源	無停電電源装置	常設	自動で作動	—	機能喪失してい ない場合は使用する
	常設代替交流電源設備※1	新設							
	代替所内電気設備※1	新設 既設			非常用発電機	常設			
敷地外でのモニタリングにお ける他の機関との連携体制	—	—	⑤	—	—	—	—	—	設備を必要としない

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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(1.17)	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録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>重大事故が発生した場合において、可搬式モニタリング・ポスト及び放射能測定装置等により放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順を整備する。</p>
<p>2 発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録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>重大事故が発生した場合において、可搬式気象観測装置により風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順を整備する。</p>
<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録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。</p>	<p>—</p>
<p>a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>重大事故が発生した場合において、可搬式モニタリング・ポスト及び放射能測定装置等により放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順を整備する。</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(1.17)	適合方針
b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	モニタリング・ポストは、全交流動力電源喪失時に、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。	敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体及びその他関係機関と連携して策定されるモニタリング計画に従い、モニタリングに係る適切な連携体制を構築する。
2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。	事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、可搬式モニタリング・ポスト及び放射能測定装置のバックグラウンド低減対策のために必要な手順を整備する。

緊急時モニタリングの実施手順及び体制

重大事故等が発生した場合に実施する敷地内及び敷地境界のモニタリングは、以下の手順で行う。

(1) 放射線量

- ・事象進展に伴う放射線量の変化を的確に把握するため、モニタリング・ポスト6台の稼働状況を確認する。
- ・可搬式モニタリング・ポストを緊急時対策所付近に1台設置する。
- ・モニタリング・ポストが機能喪失した場合は、車両等により可搬式モニタリング・ポストをモニタリング・ポスト位置（基本配置位置）に配置し、放射線量の代替測定を行う。
- ・また、原災法該当事象が発生した場合、又は、原災法該当事象発生前であっても、放射線管理班員の活動状況や天候、時間帯等を考慮し、先行して実施すると判断した場合、海側に可搬式モニタリング・ポスト3台を配置し、放射線量の測定を行う。
- ・可搬式モニタリング・ポストについては、次のとおり配置を行う。可搬式モニタリング・ポスト及び可搬式気象観測装置の配置位置を第1図に示す。
 - ① 運搬ルートが健全である場合、車両により運搬し基本配置位置へ配置する。
 - ② 運搬ルートにおいて、車両の通行が困難であるが要員の通行が可能な場合は、人力により運搬し基本配置位置へ配置する。
 - ③ 上記により配置できない場合は、代替測定場所^{*1}へ配置位置を変更する。配置位置の変更にあたっての判断基準は以下のとおり。
- ・代替測定場所への配置位置変更の判断基準
 - 可搬式モニタリング・ポスト配置位置までの運搬ルートにおいて、地震による道路の寸断、土石流等が発生し、運搬作業の安全が確保できない場合。
 - ただし、気象庁による防災気象情報（警戒レベル相当情報）、発電所構内雨量計による計測値を参考とし配置位置変更を事前に決定する場合もある。
- ・なお、発電所構内で土石流が発生した場合において、モニタリング・ポストNo.3代替測定用の可搬式モニタリング・ポストは、アクセスルート上に設定している代替測定場所が土石流の影響により配置できないことから、土石流発生時の代替測定場所へ配置する。
- ・万一、代替測定場所への配置が困難な場合は、検知性等を考慮し、原子炉建物からの方位が変わらない場所へ配置、又は、隣接する可搬式モニタリング・ポストでの兼用による測定を行う。

(2) 放射性物質の濃度

- ・放射能観測車の使用可否を確認する。
- ・放射能観測車が使用可能な場合、放射能観測車により発電所構内の空気中の放射性物

質の濃度を測定する。

- 放射能観測車が機能喪失した場合、放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬式ダスト・よう素サンプラ，よう素モニタの代替としてNaIシンチレーション・サーベイ・メータ，ダストモニタの代替としてGM汚染サーベイ・メータ）により，空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行う。また，排気筒モニタが使用できない場合，又は気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合，放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬式ダスト・よう素サンプラ，よう素モニタの代替としてNaIシンチレーション・サーベイ・メータ，ダストモニタの代替としてGM汚染サーベイ・メータ）により，空気中の放射性物質の濃度の測定を行う。
- 液体廃棄物処理系排水モニタが使用できない場合，又は液体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合，取水口，放水口等で海水，排水の採取を行い，放射能測定装置により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。なお，海水，排水の採取は，海洋の状況等が安全上の問題がないと判断できた場合（津波注意報等が発表されていない場合等）に行う。
- プルーム通過後において，気体状の放射性物質が放出された場合，放射能測定装置により土壌中の放射性物質の濃度を測定する。
- プルーム通過後において，気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合，小型船舶及び放射能測定装置による周辺海域の放射線量及び放射性物質の濃度の測定を行う。なお，海上モニタリングは，海洋の状況等が安全上の問題がないと判断できた場合（津波注意報等が発表されていない場合等）に行う。
- 放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については，放出状況，風向，風速等を考慮し，選定する。

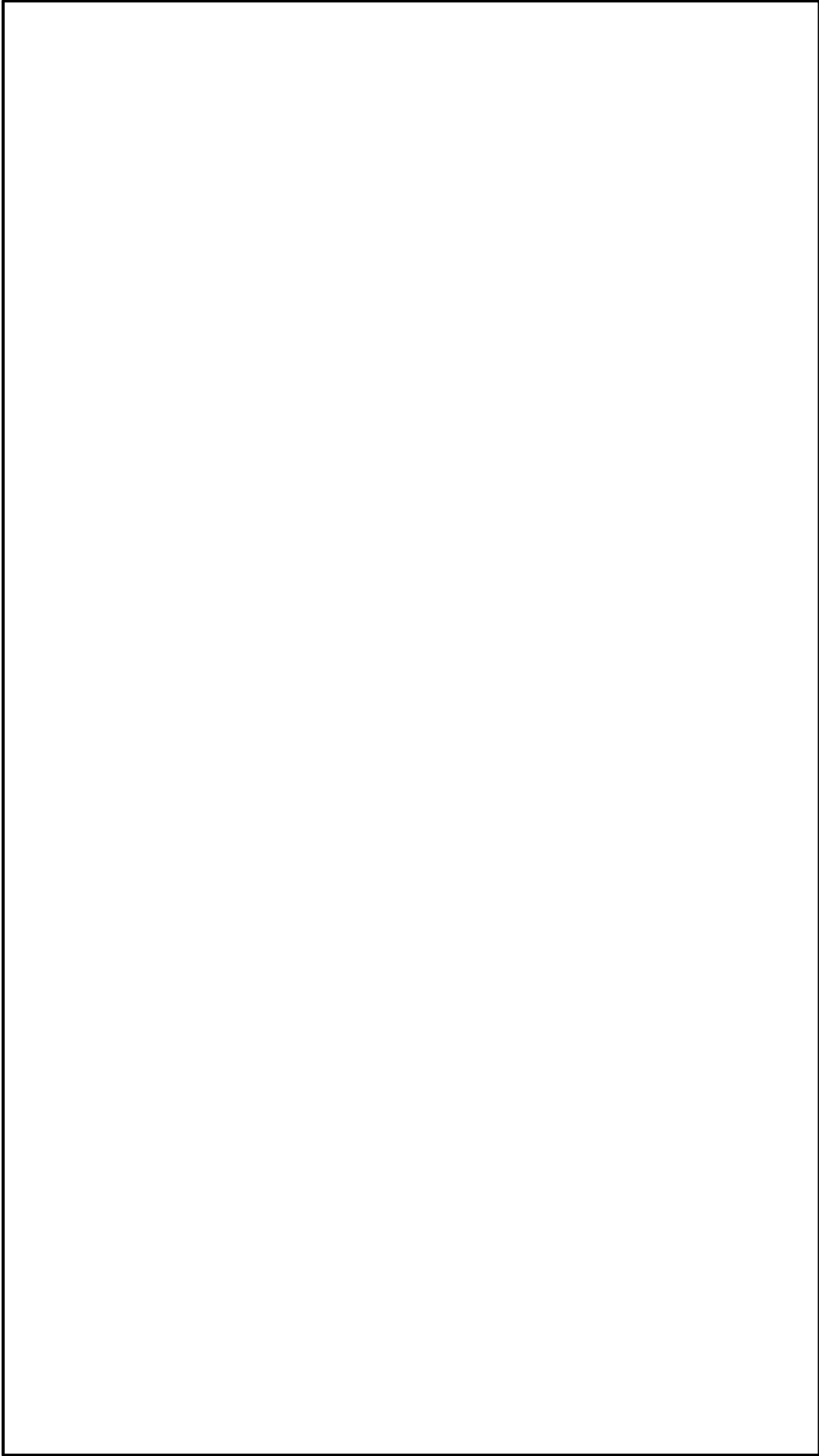
(3) 気象観測

- 事象進展に伴う気象情報を的確に把握するため，気象観測設備の稼動状況を確認する。
- 気象観測設備が機能喪失した場合，車両等により可搬式気象観測装置を気象観測設備位置に配置し，気象観測を行う。
- 可搬式気象観測装置については，次のとおり配置を行う。可搬式モニタリング・ポスト及び可搬式気象観測装置の配置位置を第1図に示す。
 - 発電所内で降雨が確認されておらず，運搬ルートが健全である場合は，車両により運搬し基本配置位置へ配置する。
 - 上記により配置できない場合は，代替測定場所^{*2}へ配置位置を変更する。配置位置の変更にあたっての判断基準は以下のとおり。
- 代替測定場所への配置位置変更の判断基準

可搬式気象観測装置配置位置までの運搬ルートにおいて，地震による道路の寸断，土石流等が発生し，運搬作業の安全が確保できない場合。

ただし，気象庁による防災気象情報（警戒レベル相当情報），発電所構内雨量計による計測値を参考とし配置位置変更を事前に決定する場合もある。
- なお，万一，代替測定場所への配置が困難な場合は，気象観測の連続性を考慮し，観測環境が変わらない場所に配置する。

- ※1：緊急時対策所付近（緊急時対策所加圧判断用）及び海側 No.1 は、基本配置位置がアクセスルート上であるため、代替測定場所を設定していない。
- ※2：「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める場所として、人工芝を敷設することによって露場を確保したうえで、近くに建造物、樹木等のない平坦な場所として第1保管エリア付近を選定している。
また、露場面積は「気象観測ガイドブック」（気象庁）に定める 30m^2 以上を確保する。なお、気象観測装置の設置箇所に人工芝を使用しても観測には影響のないことが気象庁にて確認されている。



第1図 可搬式モニタリング・ポスト及び可搬式気象観測装置の配置位置

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(4) 緊急時モニタリングの実施手順及び体制

手順	具体的実施事項	開始時期の考え方	対応要員 (必要想定人員)
可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	可搬式モニタリング・ポストの配置	【代替測定】 モニタリング・ポスト位置に配置	モニタリング・ポストが使用できない場合
		【測定】 海側及び緊急時対策所付近に配置	原災法該当事象*発生と判断した場合 又は、原災法該当事象発生前であっても、放射線管理班員の活動状況や天候、時間帯等を考慮し、先行して実施すると判断した場合
放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定及び代替測定	空気中の放射性物質の濃度の測定	【代替測定】 放射能観測車が使用できない場合	2名
		【測定】 排気筒モニタが使用できない場合、又は気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合	
可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定	可搬式気象観測装置の配置	気象観測設備が使用できない場合	
放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	海水、排水中の放射性物質の濃度の測定	液体廃棄物処理系排水モニタが使用できない場合、又は液体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合	2名
放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	土壌中の放射性物質の濃度の測定	気体状の放射性物質が放出された場合（プルーム通過後）	
海上モニタリング	海上における放射線量及び放射性物質の濃度の測定	気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合（プルーム通過後）	3名

※ 原災法該当事象とは、「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則」の第七条第一号の表中におけるイの施設に該当する事象。

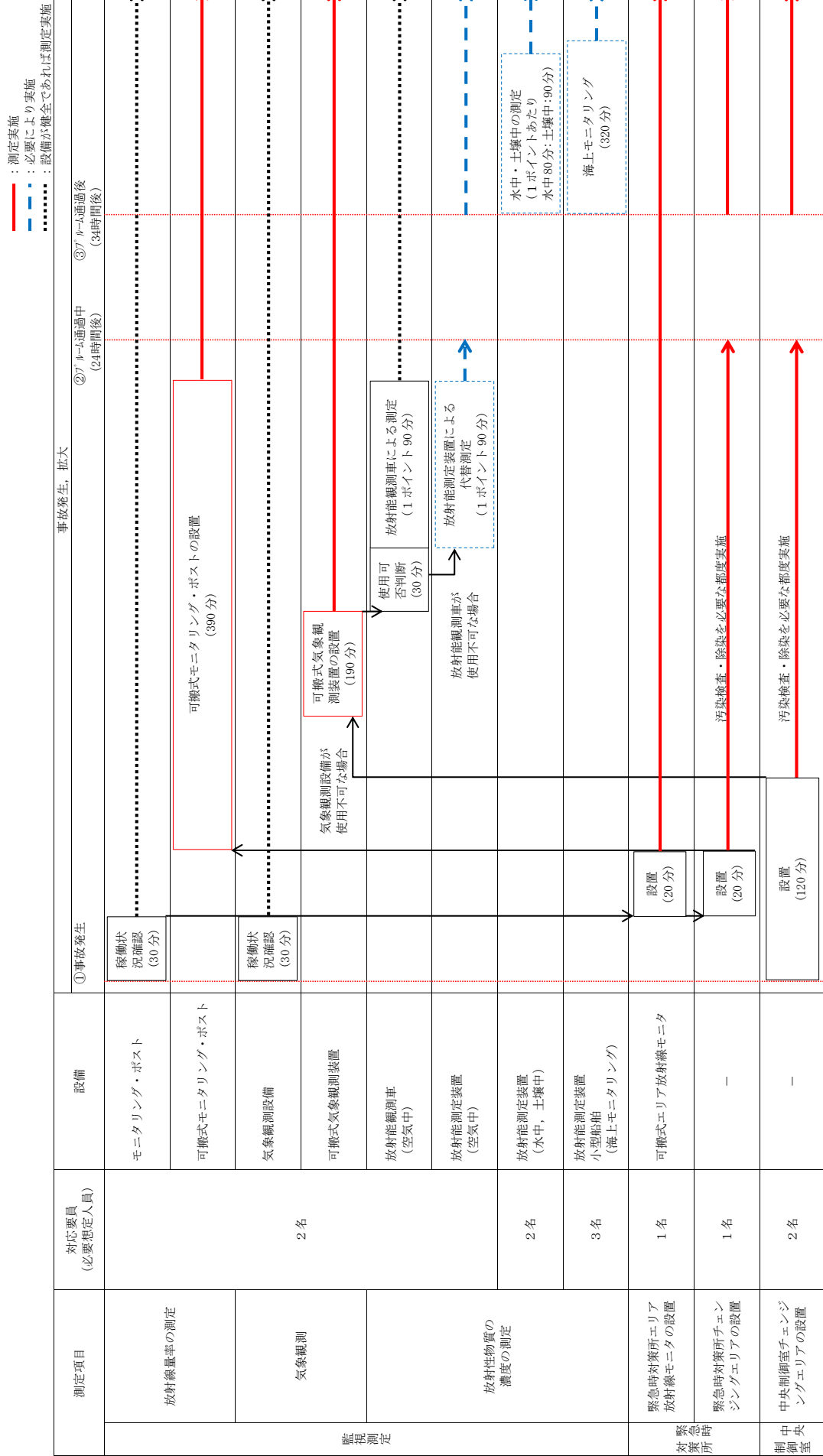
(要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。)

緊急時モニタリングに関する要員の動き

緊急時モニタリングを行う放射線管理班員は、監視測定に係る手順等に示される各作業の他にも緊急時対策所エリア放射線モニタの設置、緊急時対策所及び中央制御室チェンジングエリアの設置を行う。これら対応項目の優先順位については、放射線管理班長が状況に応じ判断するが、以下の考え方に基づき優先度を判断する。

- 緊急時対策所の居住性を確保するため、加圧判断に用いる緊急時対策所可搬式エリア放射線モニタ及び緊急時対策所付近に設置する可搬式モニタリング・ポストの設置を最優先に行う。
- 緊急時対策所及び中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、チェンジングエリアの設置を行う。
- 緊急時対策所の加圧判断の参考に用いる緊急時対策所付近へ設置した可搬式モニタリング・ポスト以外の可搬式モニタリング・ポストの設置を行う。
- 気象観測設備が機能喪失した際に代替できるよう可搬式気象観測装置を気象観測設備近傍に配置する。
- 発電所から放出された放射性物質の状況を把握するため、構内の環境モニタリング（空气中、水中、土壌中の放射性物質の濃度測定）を行う。

事故発生からプルーム通過後までの動きの例を第1図に示す。なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。



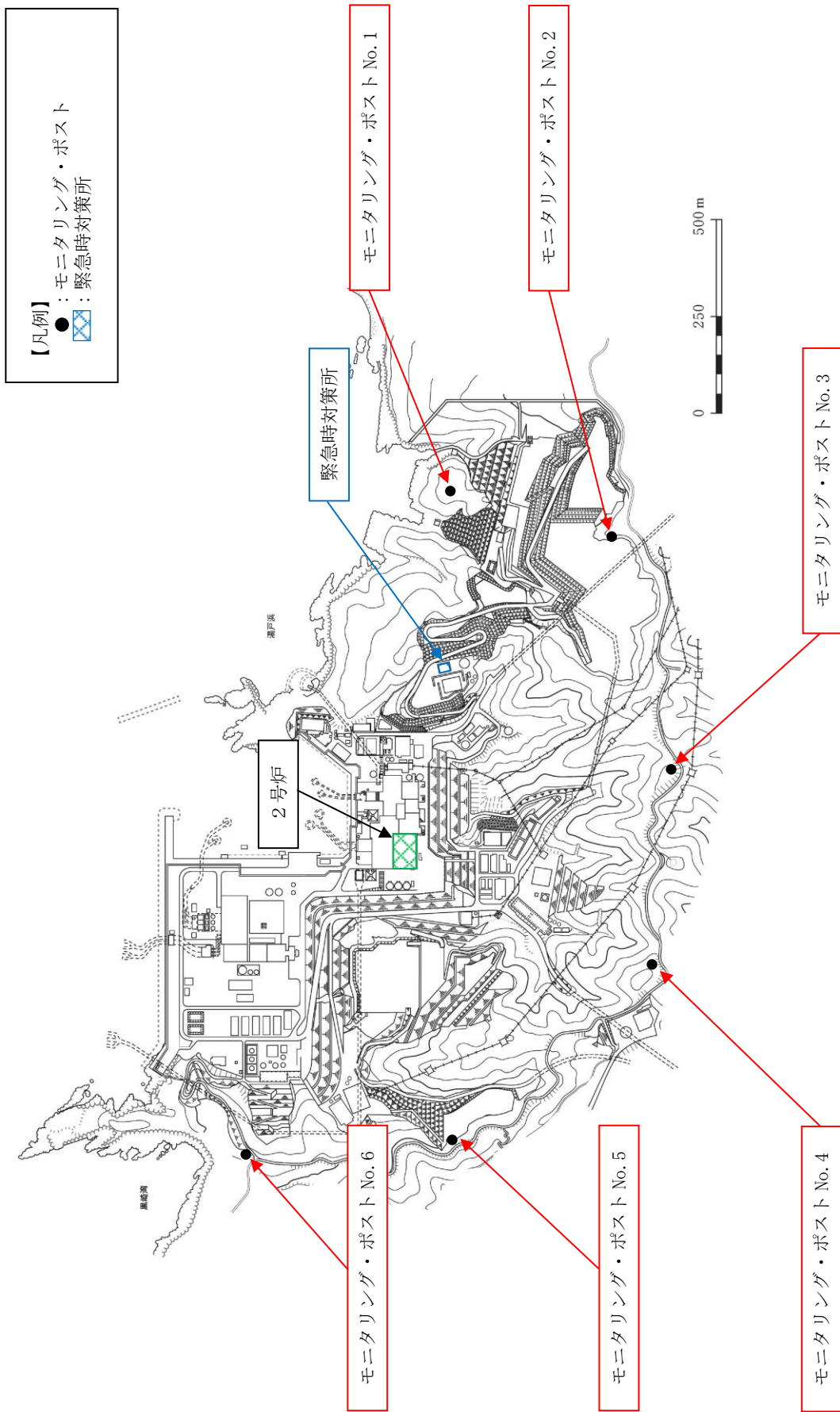
第1図 事故発生からプルーム通過後までの要員の動きの例

モニタリング・ポスト

1. モニタリング・ポストの配置及び計測範囲

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時に周辺監視区域境界付近の放射線量率を連続的に監視するために，モニタリング・ポスト6台を設けており，連続測定したデータは，中央制御室及び緊急時対策所に表示し，監視を行うことができる設計とする。また，そのデータを記録し，保存することができる設計とする。

なお，モニタリング・ポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。モニタリング・ポストの配置図を第1図，計測範囲等を第1表に示す。



第1図 モニタリング・ポストの配置図

第1表 モニタリング・ポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数	取付箇所
モニタリング・ ポスト	NaI (Tl) シンチレーション	10~10 ⁵ nGy/h	10~10 ⁵ nGy/h	各1台	周辺監視区 域境界付近 (6箇所)
	電離箱	10~10 ⁸ nGy/h	10~10 ⁸ nGy/h	各1台	



(モニタリング・ポストの写真)

可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

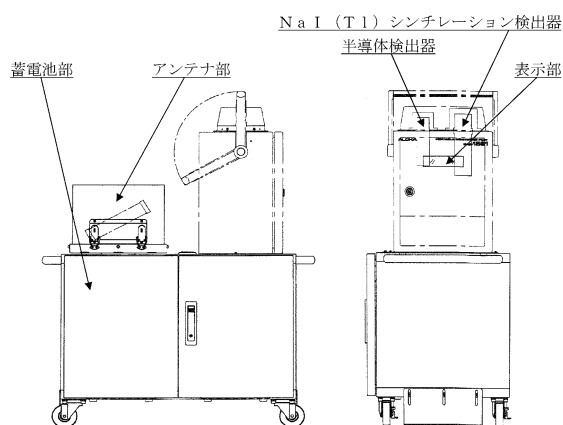
1. 操作の概要

- モニタリング・ポストが機能喪失した際に、周辺監視区域境界付近の放射線量を測定するため、可搬式モニタリング・ポストを6台配置する。可搬式モニタリング・ポストの外形図を第1図に示す。
- また、海側に可搬式モニタリング・ポストを3台配置し、放射線量の監視に万全を期す。
- さらに、緊急時対策所の正圧化判断のため、緊急時対策所付近に1台配置し、放射線量の監視に万全を期す。
- 第1保管エリア EL50m 及び第4保管エリア EL8.5m に保管している可搬式モニタリング・ポストを配置位置に運搬・配置し、測定を開始する。可搬式モニタリング・ポストの運搬（例）を第2図に示す。
- 測定値は、機器本体での表示及び電子メモリに記録する他、衛星回線によるデータ伝送機能を使用し、緊急時対策所にて監視できる。

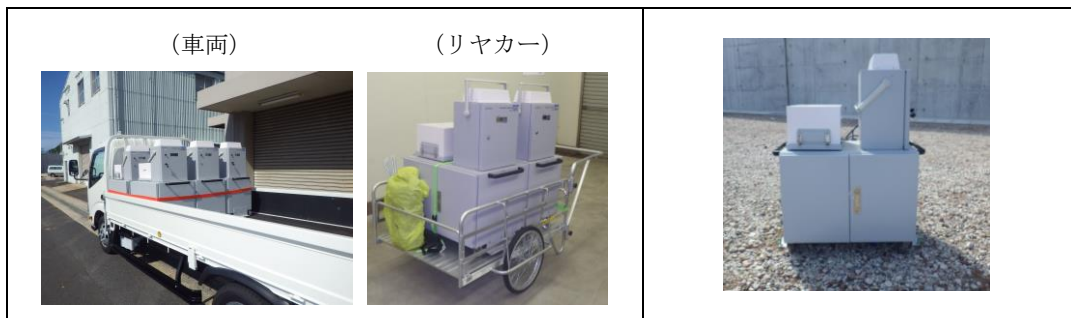
2. 必要要員数・想定操作時間

- 必要要員数：2名
- 操作時間：配置位置での操作開始から測定開始までは10分以内／台
- 想定時間：測定及び代替測定を連続して実施した場合は6時間30分以内
 - ：それぞれ実施した場合は以下のとおり
 - ・モニタリング・ポストの代替用(6台)の配置は3時間50分以内
 - ・海側3箇所への配置は2時間以内
 - ・正圧化判断用1箇所の配置は1時間以内

※想定時間は、可搬式モニタリング・ポストの運搬時間を含む。



第1図 可搬式モニタリング・ポストの外形図



①可搬式モニタリング・ポストの運搬

②可搬式モニタリング・ポストの配置

第2図 可搬式モニタリング・ポストの運搬 (例)

【配置方法等】

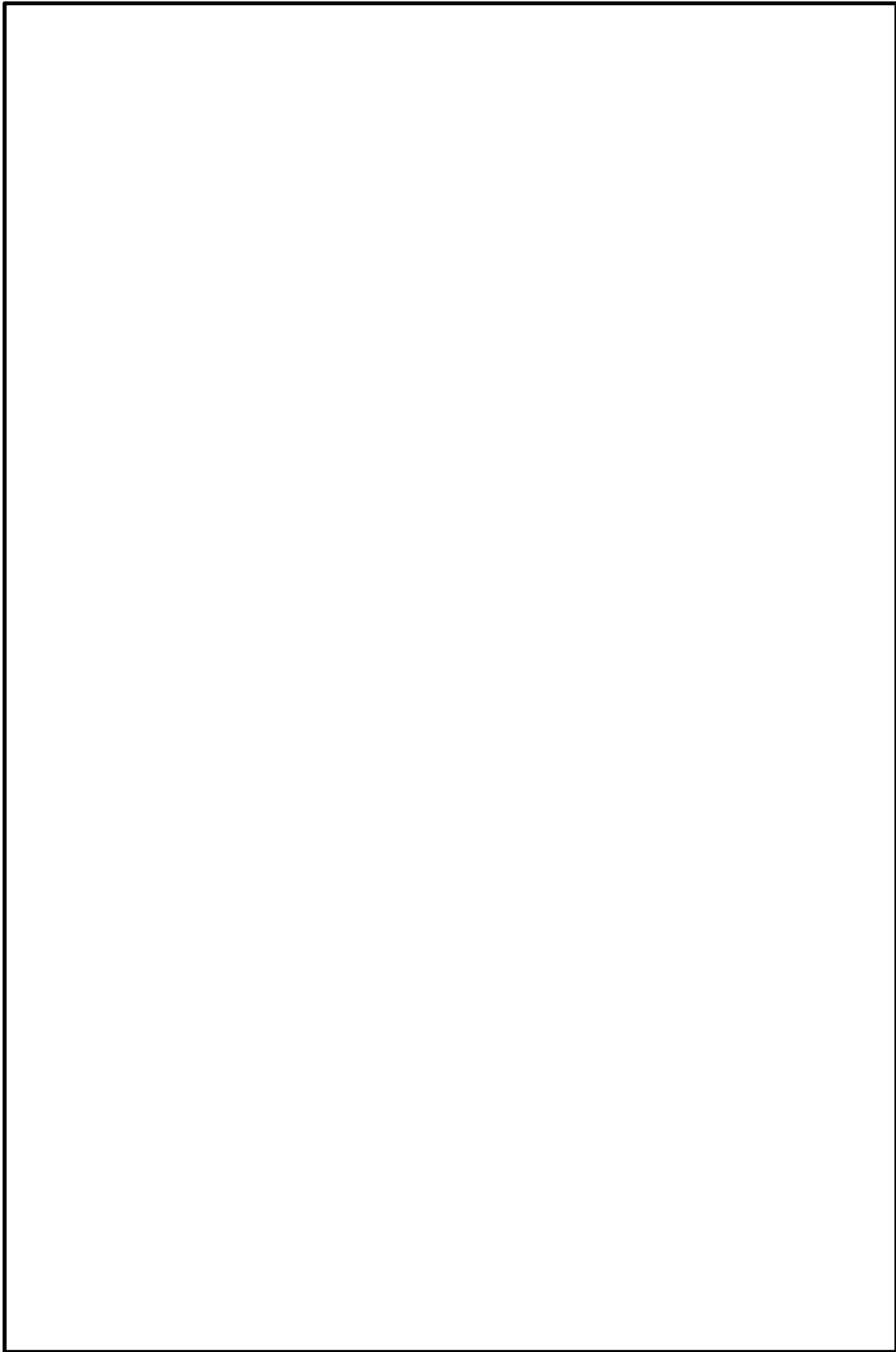
- ・可搬式モニタリング・ポスト本体を組み立てる。
- ・衛星電話のアンテナを南向きに設定する。
- ・可搬式モニタリング・ポスト本体、蓄電池部、衛星電話アンテナ部をケーブルにて接続する。

可搬式モニタリング・ポスト

重大事故等時、モニタリング・ポストが機能喪失した際に代替できるよう可搬式モニタリング・ポストをモニタリング・ポスト設置位置に6台配置する。また、原災法該当事象が発生した場合、又は、原災法該当事象発生前であっても、放射線管理班員の活動状況や天候、時間帯等を考慮し、先行して実施すると判断した場合、可搬式モニタリング・ポストをモニタリング・ポストが設置されていない海側に3台、緊急時対策所の正圧化が判断できるよう緊急時対策所付近に1台配置する。

可搬式モニタリング・ポストは、上記に加え、故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用2台を含めた合計12台を保管する。可搬式モニタリング・ポストの配置位置及び保管場所を第1図に示す。

可搬式モニタリング・ポストの電源は、蓄電池により7日間以上連続で稼働できる設計としており、蓄電池を交換することにより継続して計測できる。また、測定したデータは、可搬式モニタリング・ポストの電子メモリに記録するとともに、衛星系回線により緊急時対策所に伝送することができる設計とする。可搬式モニタリング・ポストの計測範囲等を第1表、仕様を第2表、伝送概略図を第2図に示す。



第1図 可搬式モニタリング・ポストの配置位置及び保管場所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

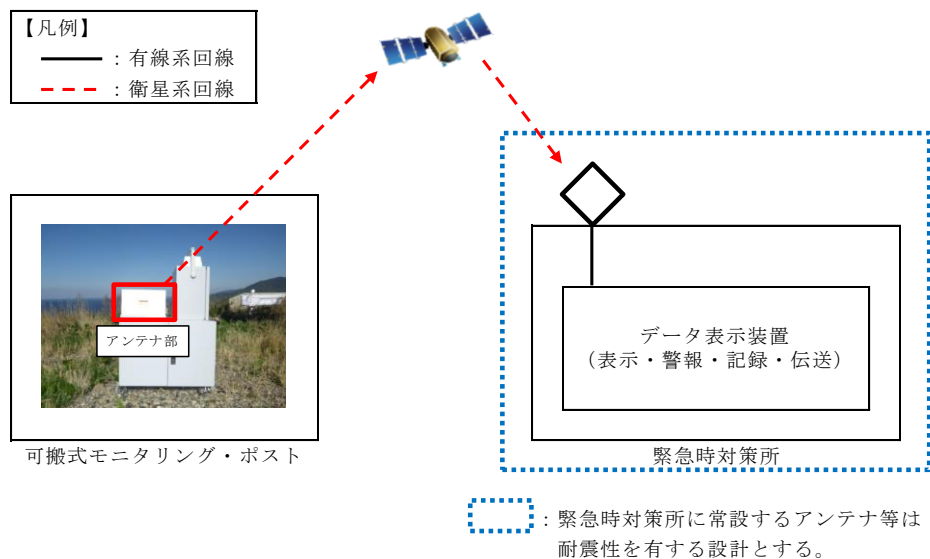
第1表 可搬式モニタリング・ポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数
可搬式モニタリング・ポスト	NaI (Tl) シンチレーション	10~10 ⁹ nGy/h [※]	計測範囲 内で可変	10台 (予備2台)
	半導体			

※ 「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値 (10⁻¹Gy/h) 等を満足する設計とする。

第2表 可搬式モニタリング・ポストの仕様

項目	内容
電源	蓄電池 (4個) により7日以上供給可能。 7日後からは、予備の蓄電池 (4個) と交換することにより継続して計測可能。蓄電池は1個あたり約6時間で充電可能。
記録	測定値は本体の電子メモリに1週間分程度記録。
伝送	衛星系回線により、緊急時対策所にてデータ監視。 なお、本体で指示値の確認が可能。
概略寸法	本体：約800(W)×約500(D)×約1000(H)mm 蓄電池：約210(W)×約180(D)×約175(H)mm
重量	合計：約60kg 本体：約40kg 蓄電池：約20kg (約5kg/個×4個)



第2図 可搬式モニタリング・ポストの伝送概略図

放射能放出率の算出

1. 環境放射線モニタリング指針に基づく算出

(1) 地上高さから放出された場合の測定について

重大事故等において、放射性物質が放出された場合に、放射性物質の放射能放出率を算出するために、可搬式モニタリング・ポスト等で得られた放射線量率のデータより、以下の算出式を用いる。

(出典：環境放射線モニタリング指針（原子力安全委員会 平成 22 年 4 月）)

a. 放射性希ガス放出率 (Q) の算出式

$$Q = 4 \times D \times U / D_0 / E \quad (\text{GBq/h})$$

Q : 実際の条件下での放射性希ガス放出率 (GBq/h)

4 : 安全係数

D : 風下の地表モニタリング地点で実測された空気カーマ率^{※1} ($\mu\text{Gy/h}$)

U : 平均風速 (m/s)

D_0 : 空気カーマ率分布図のうち地上放出高さ及び大気安定度が該当する図から読み取った地表地点における空気カーマ率 ($\mu\text{Gy/h}$)

(at 放出率: 1 GBq/h, 風速: 1 m/s, 実効エネルギー: 1 MeV/dis) ^{※2}

E : 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

b. 放射性よう素放出率 (Q) の算出式

$$Q = 4 \times \chi \times U / \chi_0 \quad (\text{GBq/h})$$

Q : 実際の条件下での放射性よう素放出率 (GBq/h)

4 : 安全係数

χ : 風下の地表モニタリング地点で実測された大気中の放射性よう素濃度^{※1} (Bq/m^3)

U : 平均風速 (m/s)

χ_0 : 地上高さ及び大気安定度が該当する地表濃度分布図より読み取った地表面における大気中放射性よう素濃度 (Bq/m^3)

(at 放出率: 1 GBq/h, 風速: 1 m/s) ^{※2}

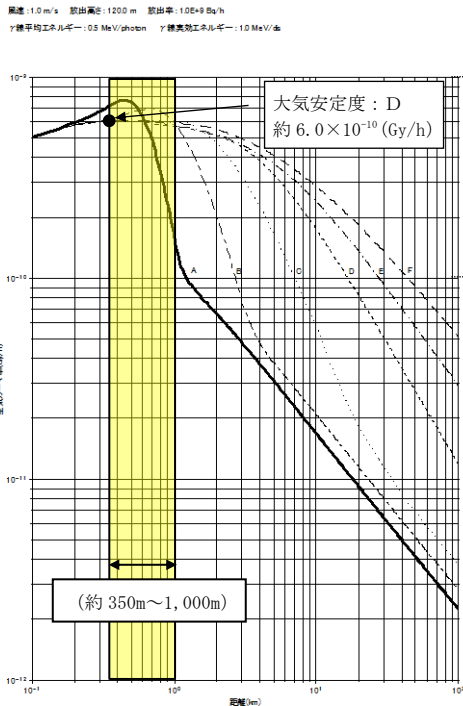
※1 : モニタリングで得られたデータを使用

※2 : 排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (Ⅲ) (日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Date/Code2004-010)

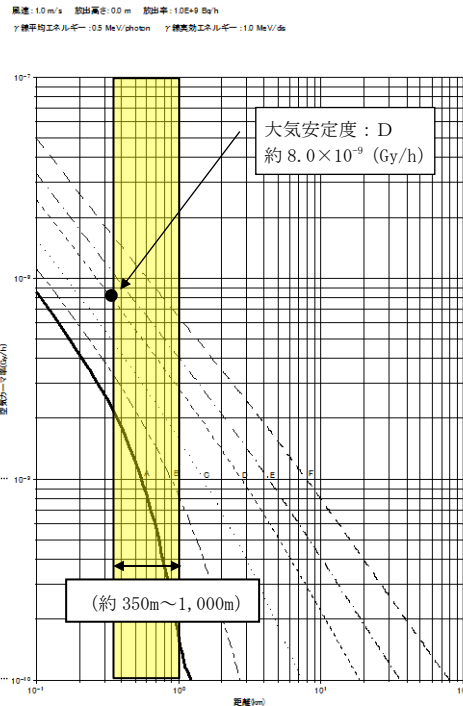
(2) 高い位置から放出された場合の測定について

可搬式モニタリング・ポストは、地表面に配置するため、プルームが高い位置から放出された場合、プルーム高さで測定した場合に比べて放射線量率としては低くなる。しかしながら、プルームが通過する上空と地表面の間に放射線を遮蔽するものがないため、地表面に配置する可搬式モニタリング・ポストで十分に測定が可能である。

【放出高さ 120m の場合】



【放出高さ 0m の場合】



- ・排気筒高さ 地上高 120m
- ・敷地グラウンドレベル EL8.5m
- ・可搬式モニタリング・ポスト配置位置
(原子炉建物から約 350m~1,000m 付近)

出典：「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図(Ⅲ)」(日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code 2004-010)

第1図 各大気安定度における地表面での放射性雲からのガンマ線による空気カーマ率分布図

(3) 放射能放出率の算出

<放射能放出率の計算例>

以下に、放射性希ガスによる放射能放出率の計算例を示す。

(風速は「1.0m/s」、大気安定度は「D」とする。)

$$\begin{aligned} \text{放射性希ガス放出率} &= 4 \times D \times U / D_0 / E \\ &= 4 \times (5 \times 10^4) \times 1.0 / (6.0 \times 10^{-4}) / 0.5 \\ &= 6.7 \times 10^8 \text{GBq/h} \\ &\quad (6.7 \times 10^{17} \text{Bq/h}) \end{aligned}$$

4 : 安全係数

D : 地表モニタリング地点(風下方向)で実測された空間放射線量率
⇒50mGy/h ($5 \times 10^4 \mu\text{Gy/h}$) 1 Sv = 1 Gy とした

U : 放出地上高さにおける平均風速 (m/s)
⇒1.0m/s

D_0 : $6.0 \times 10^{-4} \mu\text{Sv/h}$ (放出高さ 120m, 距離 350m)

E : 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー
⇒0.5MeV/dis

※放射性よう素の放射能放出率は、可搬式ダスト・よう素サンプラにより採取し、放射能測定装置により測定したデータから算出する。

2. 可搬式モニタリング・ポストの配置位置におけるプルームの検知性について

(1) 環境放射線モニタリング指針に基づく評価

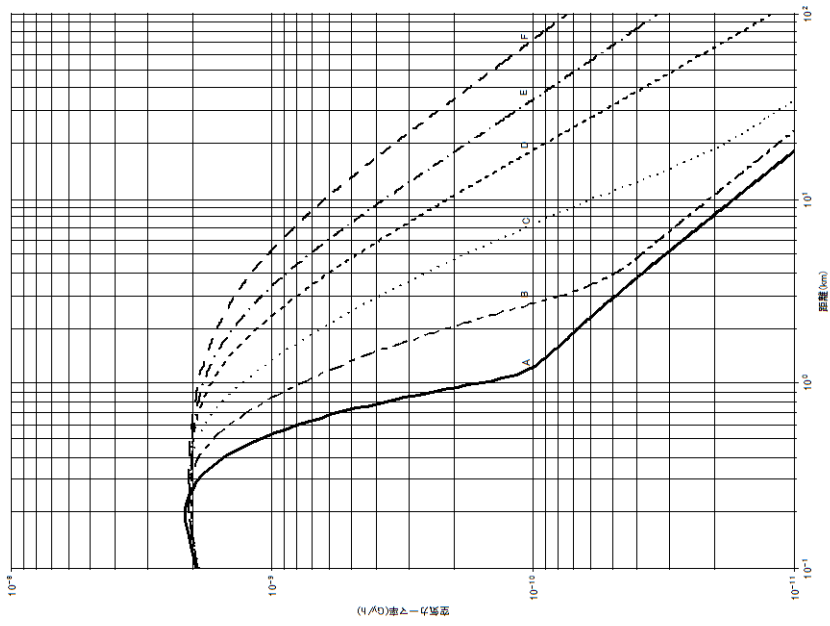
プルームが放出された場合において、プルームは必ずしも可搬式モニタリング・ポストの配置位置を通過するわけではなく、間隙を通過するケースも考えられる。そのため、第1表の条件において、放出高さ及び大気安定度が該当する空気カーマ率分布図（第2図，第3図）を用いて、配置する可搬式モニタリング・ポストの検知性を評価した。

第1表 評価条件

項目	設定内容	設定理由
風速	1.0m/s	それぞれのモニタ指示値の比には影響しないので代表値として1.0m/sを設定した。
風向	8方位	可搬式モニタリング・ポストの配置位置を考慮した。
大気安定度	D（中立）	島根原子力発電所で観測された大気安定度のうち、最も出現頻度の高い大気安定度を採用（2009年1月～2009年12月）した。
放出位置	格納容器フィルタベント系排気口 （地上高約50m，標高約65m）	格納容器フィルタベント系排気口からの放出を想定した。
評価地点	可搬式モニタリング・ポストの配置位置	当該配置場所でのプルームの検知性を確認するため。

【放出高さ50m】

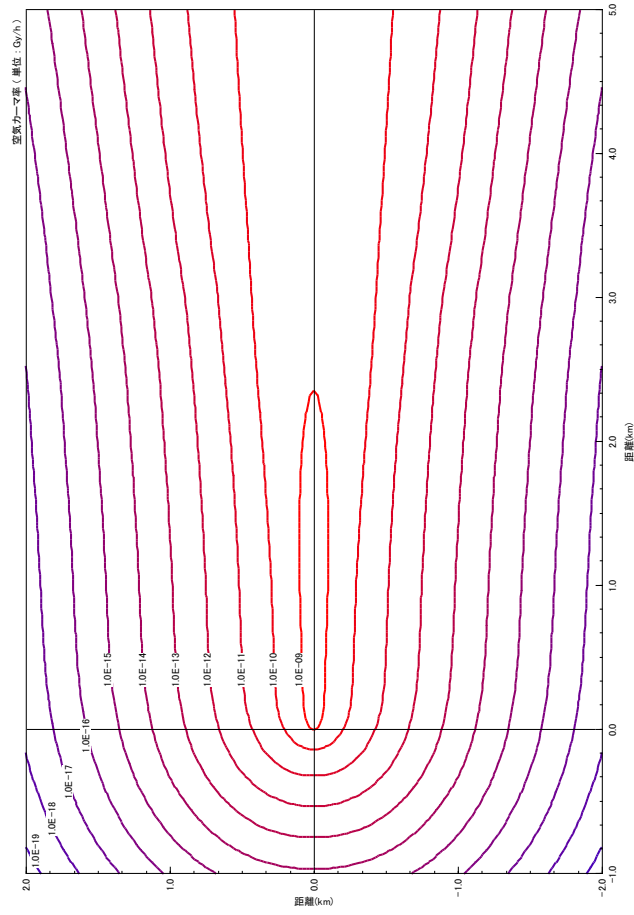
風速：1.0 m/s 放出高さ：50.0 m 放出率：1.0E+9 Bq/h
 γ線平均エネルギー：0.5 MeV/photon γ線放射エネルギー：1.0 MeV/ds



第2図 風下軸上空気カーマ率

【放出高さ50m, 大気安定度D】

風速：1.0 m/s 放出高さ：50.0 m γ線平均エネルギー：0.5 MeV/photon
 大気安定度：D 放出率：1.0E+9 Bq/h γ線放射エネルギー：1.0 MeV/ds



第3図 風下直角方向空気カーマ率

出典：排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (III)

(日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code2004-010)

(2) 評価結果

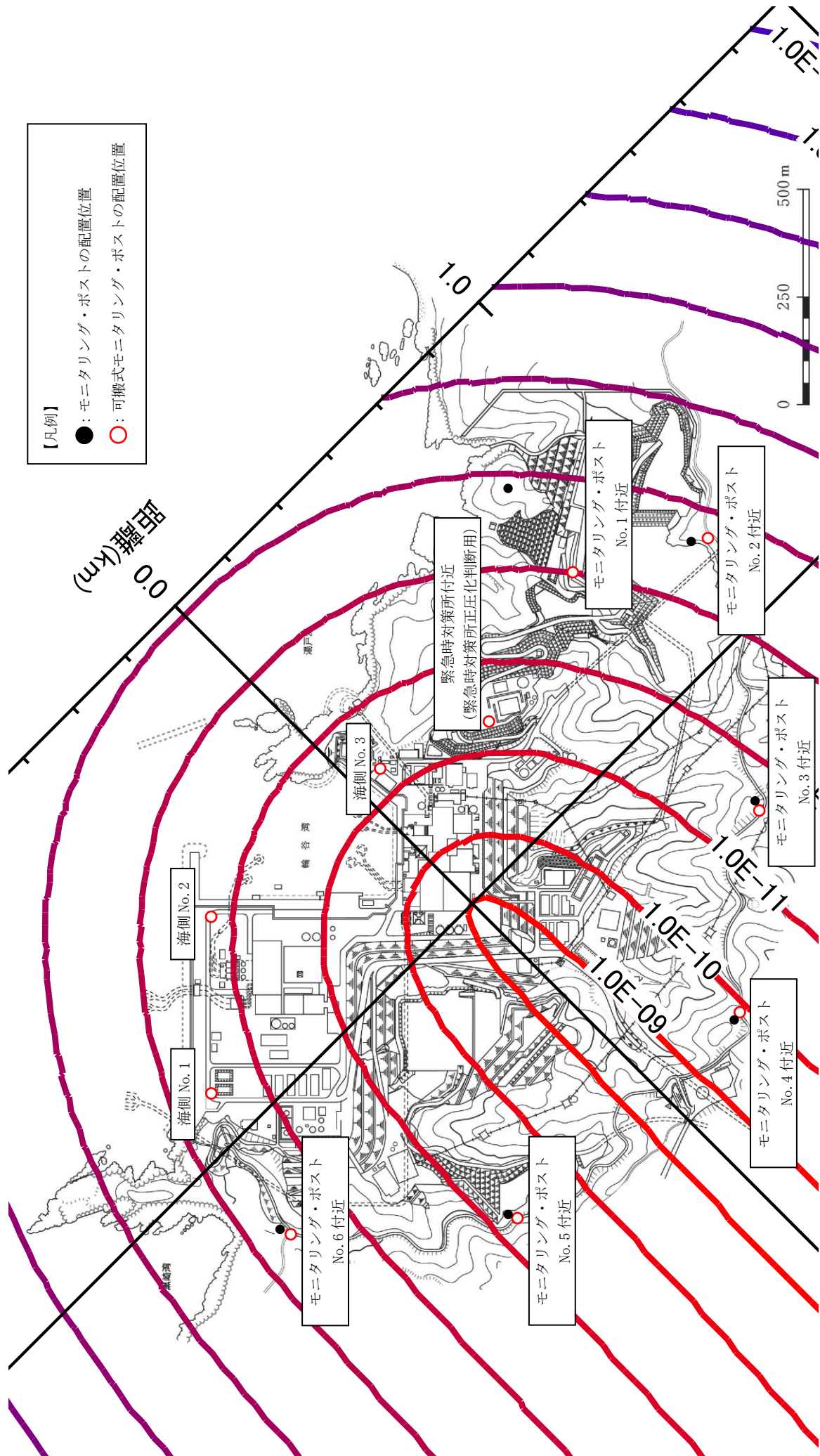
各風向における評価地点での放射線量率を読み取り（第4図），その感度を第2表に示す。ここでは風向きによる差を確認するために，風下方向の評価地点での放射線量率を1と規格化して求めた。風下方向に対して隣接する可搬式モニタリング・ポストは，風下方向の数値に対して，約2桁低くなるが，最低でも 5.0×10^{-2} 程度の感度を有しており，プルーム通過時の放射線量率の測定は可能であると評価する。

第2表 各風向による評価地点での放射線量率の感度（基本配置位置）

評価地点での放射線量率の感度 (風下方向の評価地点での放射線量率を1として規格化)								
風向 評価地点	南	南西	西	北西	北	北東	東	南東
モニタリング・ポスト No.1 付近	4.0×10^{-5}	4.0×10^{-4}	5.0×10^{-2}	1.7×10^{-2}	2.1×10^{-4}	3.0×10^{-5}	1.7×10^{-5}	2.2×10^{-5}
モニタリング・ポスト No.2 付近	1.0×10^{-5}	5.0×10^{-5}	5.0×10^{-3}	<u>1.7×10^{-1}</u>	2.1×10^{-4}	1.5×10^{-5}	5.6×10^{-6}	5.6×10^{-6}
モニタリング・ポスト No.3 付近	1.0×10^{-4}	1.5×10^{-4}	1.0×10^{-3}	3.9×10^{-2}	<u>1.1×10^{-1}</u>	1.5×10^{-3}	2.2×10^{-4}	1.1×10^{-4}
モニタリング・ポスト No.4 付近	1.5×10^{-4}	1.5×10^{-4}	2.5×10^{-4}	1.7×10^{-3}	5.3×10^{-2}	<u>5.0×10^{-2}</u>	1.7×10^{-3}	2.8×10^{-4}
モニタリング・ポスト No.5 付近	2.0×10^{-4}	1.0×10^{-4}	5.0×10^{-5}	1.1×10^{-4}	3.2×10^{-4}	1.0×10^{-2}	<u>4.4×10^{-1}</u>	2.2×10^{-3}
モニタリング・ポスト No.6 付近	3.5×10^{-4}	3.5×10^{-5}	2.0×10^{-5}	1.7×10^{-5}	2.1×10^{-5}	1.5×10^{-4}	1.7×10^{-2}	1.1×10^{-1}
海側 No.1	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-4}	5.0×10^{-5}	3.9×10^{-5}	5.3×10^{-5}	1.0×10^{-4}	1.7×10^{-3}	<u>5.0×10^{-1}</u>
海側 No.2	<u>9.5×10^{-1}</u>	5.0×10^{-3}	5.0×10^{-4}	2.8×10^{-4}	2.1×10^{-4}	2.5×10^{-4}	1.1×10^{-3}	1.1×10^{-2}
海側 No.3	3.5×10^{-2}	<u>5.0×10^{-1}</u>	<u>1.0×10^{-1}</u>	1.1×10^{-2}	4.2×10^{-3}	2.5×10^{-3}	3.3×10^{-3}	5.6×10^{-3}

: 風下方向の評価地点を示す。

 : 風下方向中のうち，最も高い値となるもの。



現場の状況により、配置位置を変更する。

第4図 可搬式モニタリング・ポストの配置位置及び放射線量率 (風向: 北東)

また、可搬式モニタリング・ポストの配置位置にアクセスできない場合の代替測定場所（第5図）での放射線量率の感度について同様に評価した。その感度を第3表に示す。また、土石流発生に備えた代替測定場所に配置した場合の感度を第4表に示す。この結果、風下方向に対して隣接する可搬式モニタリング・ポストは、風下方向の数値に対して、約1桁低くなるが、最低でも 1.5×10^{-1} 程度の感度を有しており、プルーム通過時の放射線量率の測定は可能であると評価する。

第3表 各風向による評価地点での放射線量率の感度(代替測定場所)

評価地点での放射線量率の感度 (風下方向の評価地点での放射線量率を1として規格化)								
風向 評価地点	南	南西	西	北西	北	北東	東	南東
モニタリング・ポスト No.1 代替位置	1.0×10^{-3}	5.0×10^{-3}	2.5×10^{-1}	2.0×10^{-2}	1.0×10^{-3}	3.0×10^{-4}	1.5×10^{-4}	2.6×10^{-4}
モニタリング・ポスト No.2 代替位置	3.0×10^{-3}	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-1}	1.5×10^{-1}	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-3}	1.0×10^{-3}	1.1×10^{-3}
モニタリング・ポスト No.3 代替位置	4.0×10^{-3}	5.0×10^{-3}	2.0×10^{-2}	<u>2.0×10^{-1}</u>	<u>4.0×10^{-1}</u>	3.0×10^{-2}	1.0×10^{-2}	4.7×10^{-3}
モニタリング・ポスト No.4 代替位置	2.0×10^{-2}	1.5×10^{-2}	2.5×10^{-2}	5.0×10^{-2}	2.0×10^{-1}	<u>1.0×10^0</u>	1.5×10^{-1}	3.7×10^{-2}
モニタリング・ポスト No.5 代替位置	1.5×10^{-1}	5.0×10^{-2}	3.5×10^{-2}	4.0×10^{-2}	5.0×10^{-2}	2.0×10^{-1}	<u>5.0×10^{-1}</u>	5.3×10^{-1}
モニタリング・ポスト No.6 代替位置	5.0×10^{-3}	1.0×10^{-3}	4.0×10^{-4}	3.5×10^{-4}	5.0×10^{-4}	2.0×10^{-3}	4.0×10^{-2}	3.7×10^{-1}
海側 No.1	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-4}	5.0×10^{-5}	3.0×10^{-5}	4.5×10^{-5}	1.0×10^{-4}	1.5×10^{-3}	<u>4.2×10^{-1}</u>
海側 No.2 代替位置	<u>7.5×10^{-1}</u>	<u>1.5×10^{-1}</u>	3.5×10^{-2}	2.5×10^{-2}	2.0×10^{-2}	2.5×10^{-2}	5.0×10^{-2}	2.6×10^{-1}
海側 No.3 代替位置	1.0×10^{-2}	5.0×10^{-2}	<u>7.5×10^{-1}</u>	4.0×10^{-2}	5.0×10^{-3}	3.5×10^{-3}	2.5×10^{-3}	4.2×10^{-3}

■ : 風下方向の評価地点を示す。

— : 風下方向中のうち、最も高い値となるもの。

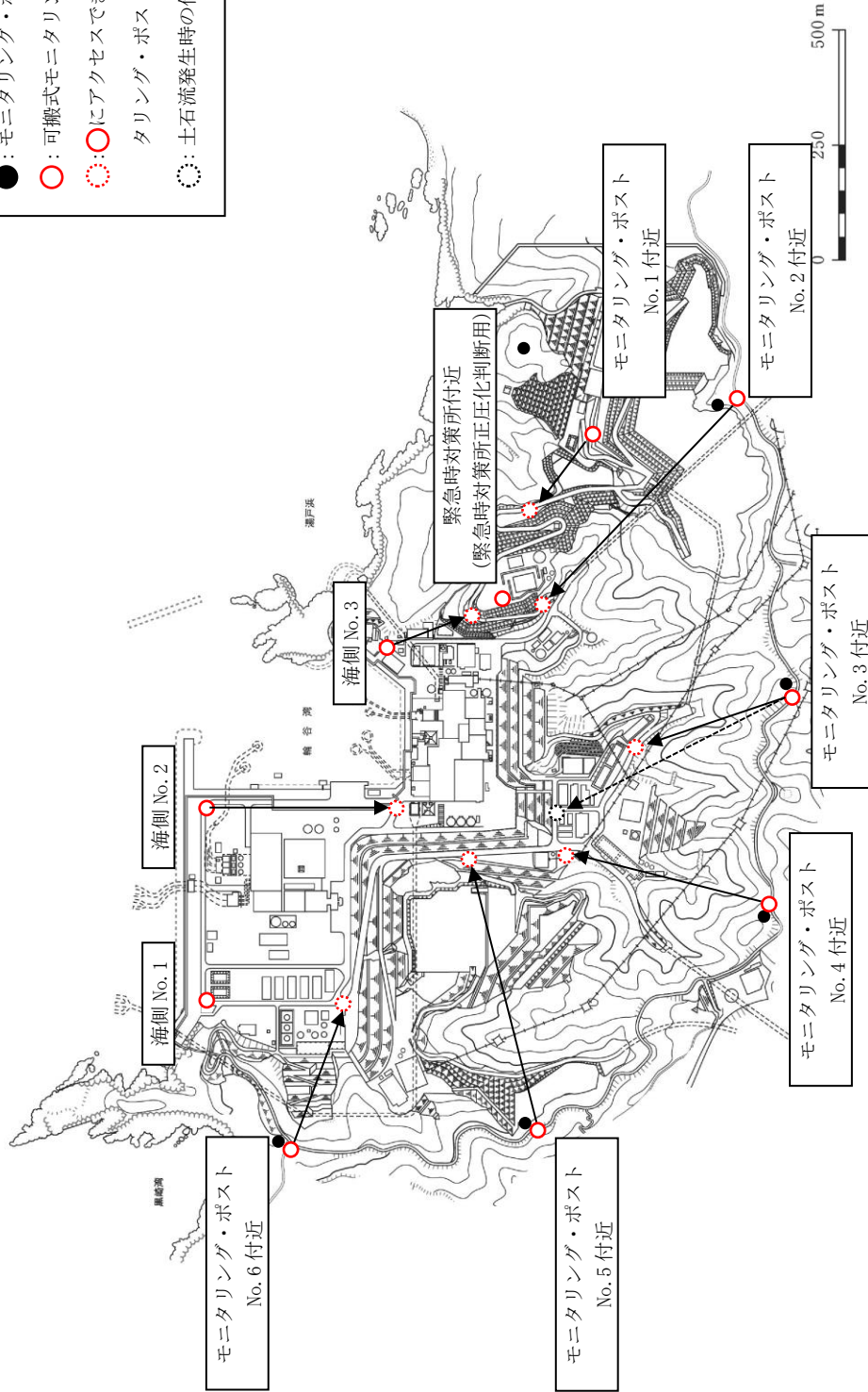
第4表 各風向による評価地点での放射線量率の感度
(土石流発生に備えた代替測定場所)

評価地点での放射線量率の感度 (風下方向の評価地点での放射線量率を1として規格化)								
風向 評価地点	南	南西	西	北西	北	北東	東	南東
モニタリング・ポスト No.1 代替位置	1.0×10^{-3}	5.0×10^{-3}	2.5×10^{-1}	2.0×10^{-2}	1.0×10^{-3}	3.0×10^{-4}	1.5×10^{-4}	2.6×10^{-4}
モニタリング・ポスト No.2 代替位置	3.0×10^{-3}	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-1}	<u>1.5×10^{-1}</u>	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-3}	1.0×10^{-3}	1.1×10^{-3}
モニタリング・ポスト No.3 代替位置(土石流)	3.5×10^{-2}	4.0×10^{-2}	5.0×10^{-2}	<u>1.5×10^{-1}</u>	<u>5.0×10^{-1}</u>	4.5×10^{-1}	1.5×10^{-1}	5.3×10^{-2}
モニタリング・ポスト No.4 代替位置	2.0×10^{-2}	1.5×10^{-2}	2.5×10^{-2}	5.0×10^{-2}	2.0×10^{-1}	<u>1.0×10^0</u>	1.5×10^{-1}	3.7×10^{-2}
モニタリング・ポスト No.5 代替位置	1.5×10^{-1}	5.0×10^{-2}	3.5×10^{-2}	4.0×10^{-2}	5.0×10^{-2}	2.0×10^{-1}	<u>5.0×10^{-1}</u>	5.3×10^{-1}
モニタリング・ポスト No.6 代替位置	5.0×10^{-3}	1.0×10^{-3}	4.0×10^{-4}	3.5×10^{-4}	5.0×10^{-4}	2.0×10^{-3}	4.0×10^{-2}	3.7×10^{-1}
海側 No.1	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-4}	5.0×10^{-5}	3.0×10^{-5}	4.5×10^{-5}	1.0×10^{-4}	1.5×10^{-3}	<u>4.2×10^{-1}</u>
海側 No.2 代替位置	<u>7.5×10^{-1}</u>	<u>1.5×10^{-1}</u>	3.5×10^{-2}	2.5×10^{-2}	2.0×10^{-2}	2.5×10^{-2}	5.0×10^{-2}	2.6×10^{-1}
海側 No.3 代替位置	1.0×10^{-2}	5.0×10^{-2}	<u>7.5×10^{-1}</u>	4.0×10^{-2}	5.0×10^{-3}	3.5×10^{-3}	2.5×10^{-3}	4.2×10^{-3}

: 風下方向の評価地点を示す。

_____ : 風下方向中のうち、最も高い値となるもの。

- 【凡例】
- : モニタリング・ポストの配置位置
 - : 可搬式モニタリング・ポストの配置位置
 - (点線) : アクセスできない場合の可搬式モニタリング・ポストの配置位置
 - (点線) : 土石流発生時の代替測定場所



現場の状況により、配置位置を変更する。

第5図 可搬式モニタリング・ポストの配置位置にアクセスできない場合の代替測定場所

3. 可搬式モニタリング・ポストの計測範囲

(1) 重大事故等時における空間放射線量率測定に必要な最大測定レンジ

重大事故等時において、放出放射エネルギーを推定するために、敷地境界で放射線量率を測定する場合の最大測定レンジは、福島第一原子力発電所の測定データを踏まえて11～24mSv/h程度（炉心との距離が最も短い（2号炉とモニタリング・ポストNo. 4）約700m程度の場合）が必要と考えられる。また、敷地内で放射線量率を測定する場合の最大測定レンジは、海側に設置する可搬式モニタリング・ポストと炉心との距離が約350m程度であるため、同様に12～88mSv/h程度である。

このため、1,000mSv/hの測定レンジがあれば十分測定可能である。

なお、測定レンジを超えたとしても、近隣の可搬式モニタリング・ポスト等の測定値より推定することが可能である。また、瓦礫等の影響でバックグラウンドが高くなる場合は、配置位置を変更する等の対応を実施する。

(2) 福島第一原子力発電所の測定データに基づく放射線量率の評価

福島第一原子力発電所敷地周辺の最大放射線量率は、原子炉建物から約900mの距離にある正門付近で約11mSv/hであった（2011. 3. 15 9:00）。これをもとに炉心から約350m及び約700mを計算すると、放射線量率はそれぞれ約12～88mSv/h及び約11～24mSv/hとなる。

（距離と放射線量率の関係）

炉心からの距離 (m)	放射線量率 (mSv/h)
海側 約 350	約 12～88 ^{※1}
モニタリング・ ポスト代替 約 700	約 11～24 ^{※1}
約 900	約 11 ^{※2}

※1：風速 1m/s, 放出高さ 30m, 大気安定度 A～F「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）」（日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code 2004-010）を用いて算出

※2：福島第一原子力発電所の原子炉建物より約 900m の距離にある正門付近

(3) 重大事故等時における初期対応段階での空間放射線量率の測定について

可搬式モニタリング・ポストによる放射線量率の測定は、放射性物質の放出開始前から必要に応じ測定を行うため、原災法該当事象に該当する敷地境界付近の放射線量率である5μSv/h（5,000nGy/h）を可搬式モニタリング・ポストによっても検知できる必要がある。

可搬式モニタリング・ポストの計測範囲は10nGy/h～10⁹nGy/hであり、

「3.3.2(2) 評価結果」に示す可搬式モニタリング・ポストの検知性で確認し

た結果から、1 / 20 程度の放射線量率 (250nGy/h) を想定した場合においても、測定することが可能である。

放射能観測車


周辺監視区域境界付近の放射線量率及び空気中の放射性物質の濃度を迅速に測定するために、放射線量率を監視、測定、記録する装置、空気中の放射性物質（粒子状物質、よう素）を採取、測定する装置等を搭載した放射能観測車を1台配備する。

また、原子力事業者間協力協定に基づき、放射能観測車11台の融通を受けることが可能である。

放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等及び放射能観測車の写真を第1表に示す。

第1表 放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	記録方法	個数	
放射能観測車	線量率 モニタ	NaI (Tl) シンチレーション	10~10 ⁵ nGy/h	サンプリング記録	1台
	ダスト モニタ	GM管	0~10 ⁶ -1count	サンプリング記録	1台
	よう素 モニタ	NaI (Tl) シンチレーション	0~10 ⁶ -1count	サンプリング記録	1台

<p>(その他主な搭載機器) 個数：各1台</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ダスト・よう素サンプラ ・PHS端末 ・衛星電話設備（携帯型） ・風向風速計 	
--	--

(放射能観測車の写真)

放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

1. 操作の概要

- 重大事故等時，放射能観測車が機能喪失した際に，空気中の放射性物質の濃度を代替測定し監視するため，可搬式ダスト・よう素サンプラを配置し，試料を採取する。また，重大事故等時，排気筒モニタが機能喪失した場合，又は気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合，空気中の放射性物質の濃度を測定し監視するため，可搬式ダスト・よう素サンプラを配置し，試料を採取する。
- 緊急時対策所 EL50m に保管している放射能測定装置を車両等で，採取場所に運搬し，採取する。
- 採取したダストろ紙及びよう素用カートリッジを放射能測定装置で放射性物質の濃度を測定し，記録する。

2. 必要要員数・想定操作時間

- 必要要員数：2名
- 操作時間：採取場所での可搬式ダスト・よう素サンプラ起動から試料採取・測定終了まで 25分以内／箇所
- 想定時間：移動を含め1箇所の測定は，1時間30分以内
※試料採取場所により，想定時間に変動がある。

		
ダスト・よう素の採取	ダストの測定	よう素の測定

3. 放射性物質の濃度の算出

空気中の放射性物質の濃度の算出は、可搬式ダスト・よう素サンプラで採取した試料を放射能測定装置にて測定し、以下の算出式から求める。

(1) 空気中ダストの放射性物質の濃度の算出式

$$\begin{aligned} & \text{空気中ダストの放射性物質の濃度 (Bq/cm}^3\text{)} \\ & = \text{換算係数 (Bq/min}^{-1}\text{)} \times \text{試料の NET 値 (min}^{-1}\text{)} / \text{サンプリング量 (L)} \\ & \quad \times 1000 \text{ (cm}^3\text{/L)} \end{aligned}$$

(2) 空気中よう素の放射性物質の濃度の算出式

$$\begin{aligned} & \text{空気中よう素の放射性物質の濃度 (Bq/cm}^3\text{)} \\ & = \text{換算係数 (Bq/}\mu\text{Gy/h)} \times \text{試料の NET 値 (}\mu\text{Gy/h)} / \text{サンプリング量 (L)} \\ & \quad \times 1000 \text{ (cm}^3\text{/L)} \end{aligned}$$

空気中の放射性物質の濃度の測定上限値については、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針(昭和56年7月23日 原子力安全委員会決定, 平成18年9月19日 一部改訂)」に $3.7 \times 10^1 \text{Bq/cm}^3$ と定められており、サンプリング量を適切に設定することにより、放射能測定装置の計測範囲内で計測することができる。



(空気中の放射性物質の濃度の測定の写真)

放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定

1. 操作の概要

- 重大事故等時，液体廃棄物処理系排水モニタが機能喪失した場合，又は発電所の周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがある場合，取水口及び放水口付近から，採取用資機材を用いて海水，排水を採取する。
- 緊急時対策所 EL50m に保管している採取用資機材を採取場所に運搬し，海水，排水を採取する。
海水の採取深度は，表層（海面～1m 程度）とする。（参考参照）
- 採取した海水，排水を測定用のポリ容器に移し，放射能測定装置で放射性物質の濃度を測定し，記録する。なお，海水，排水の採取は，海洋の状況等が安全上の問題がないと判断できた場合（津波注意報等が発表されていない場合等）に行う。

2. 必要要員数・想定操作時間

- 必要要員数：2名
- 想定時間：移動を含め1箇所の測定は，1時間20分以内



(採取用資機材の写真)



(海水・排水採取の写真)

【測定方法】

- ・採取用資機材にて，海水，排水を採取する。
- ・採取した海水，排水をポリ容器に移す。
- ・採取した海水，排水の放射性物質の濃度を放射能測定装置で測定し，記録する。

3. 放射性物質の濃度の算出

海水、排水の放射性物質の濃度の算出は、ポリ容器に採取した試料を放射能測定装置にて測定し、以下の算出式から求める。

(1) 海水、排水の放射性物質の濃度の算出式

海水、排水の放射性物質の濃度 (Bq/cm³)

= 換算係数(Bq/μ Gy/h) × 試料の NET 値 (μ Gy/h) / サンプル量 (cm³)

海水の採取深度について

「環境試料採取法（昭和 58 年文部科学省）」を踏まえ、表面から深さ 1 m 程度までの表面海水を測定試料とする。

第 17 章 海 水

海水中の人工放射性核種の測定に要する海水の量は 1 ℓ から 100 ℓ を超えるものまで核種によってかなりの幅があるが、ここではバケツによる方法と、比較的短時間に大量の海水を採取できるポンプによる方法を示した。環境放射線モニタリングでは主として表面海水について調査が行われるので、表面海水の採取方法を示し、さらに深さ 100 m 程度までの海水を採取する方法も併せて示した。

採取方法にはポイント採取法とライン採取法がある。ライン採取法は一定線上から連続的に採取する方法で、試料採取時間及び測定試料数を減らすことができる有効な方法である。ここでは船舶に乗船し採取することに主眼を置いたが、桟橋などの海上構造物上からの採取もこれに準じて行うことができる。なお大型採水器による 100 m 以深の海水採取方法については巻末参考 6 に記した。

1 7.1 試料採取対象

通常は表面海水^{注(1)}（表面から深さ 1 m 程度まで）

1 7.2 試料採取量

調査目的、対象核種によって異なるので、それぞれの分析法マニュアルに従って決める。

1 7.3 採取用具及び容器

(1) 試料容器

a) 放射能測定用

ポリエチレン製容器（キュービテナーなど）で容量 20 ℓ 程度のものを必要個数用意する。

容器はあらかじめ塩酸（1 + 1）あるいは硝酸（1 + 1）で洗浄後、純水で十分に洗浄し蓋をしておく。

b) 塩分測定用

容量 200 ml の褐色ガラス瓶にゴム栓で密栓する形式、またはポリエチレン製瓶のものを使用する。容器は、あらかじめ塩酸（1 + 1）あるいは硝酸（1 + 1）で洗浄後、水で十分に洗浄しておく。

(2) 塩酸（1 + 1）あるいは硝酸（1 + 1）：あらかじめ試料の量に応じた必要量（試料 1 ℓ につき 2 ml）を試料容器ごとに別々の小さなポリエチレン製瓶な

注(1) 大雨の後では河川の水量が増大して河川水の影響が広い海域にわたることがあり、採取した試料が調査目的に適さない場合があるので注意する必要がある。

各種モニタリング設備等

「設置許可基準規則」第六十条（監視測定設備）及び「技術基準規則」第七十五条（監視測定設備）の対応のモニタリング設備は以下とする。

可搬式モニタリング・ポストは、モニタリング・ポストが機能喪失しても代替し得る十分な個数として6台、モニタリング・ポストが設置されていない海側に3台、緊急時対策所の正圧化が判断できるよう1台、故障時及び保守点検時のバックアップ用（予備）として2台を加えた合計12台を保管する。

放射能観測車は、周辺監視区域境界付近の放射線量率及び空気中の放射性物質の濃度を迅速に測定するために、1台を配備する。

また、原子力事業者間協力協定に基づき、放射能観測車11台の融通を受けることが可能である。

放射能測定装置のうち可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータは、放射能観測車の代替測定並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な個数として各2台、故障時及び保守点検時のバックアップ用（予備）として各1台を加えた合計各3台を保管する。放射能測定装置のうち α ・ β 線サーベイ・メータは、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な個数として1台、故障時及び保守点検時のバックアップ用（予備）として1台を加えた合計2台を保管する。

上記モニタリング設備の他に、サーベイ車、放射能測定装置、自主対策設備、小型船舶等を組み合わせることで、状況に応じて、発電所内外のモニタリングを総合的に行う。

(1) サーベイメータ等を搭載したモニタリング可能な車両（サーベイ車）

サーベイメータ等を搭載し、任意の場所のモニタリングを行うサーベイ車を1台配備している。

なお、放射能観測車の保守点検時は、サーベイ車を使用可能な状態で待機させる。

a. 個数：1台

b. 主な搭載機器（台数：以下の各1台をサーベイ車に搭載）

- ・電離箱サーベイ・メータ
- ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ
- ・GM汚染サーベイ・メータ
- ・可搬式ダスト・よう素サンプラ

- ・ P H S 端末
- ・ 衛星電話設備（携帯型）
- ・ 可搬式風向風速計



(サーベイ車の写真)

(2) 放射能測定装置

放射能測定装置は，放射能観測車，サーベイ車に搭載する。状況に応じて，モニタリングに使用する。

a. 放射線量の測定

電離箱サーベイ・メータにより現場の放射線量率を測定する。

- ・ 電離箱サーベイ・メータ（2台（予備1台））



(電離箱サーベイ・メータの写真)

b. 放射性物質の採取

可搬式ダスト・よう素サンプラにより空気中の放射性物質（ダスト，よう素）を採取する。

- ・ 可搬式ダスト・よう素サンプラ（2台（予備1台））



(可搬式ダスト・よう素サンプラの写真)

c. 放射性物質の濃度の測定

- ・ Na I シンチレーション・サーベイ・メータ (2台 (予備1台))
- ・ GM汚染サーベイ・メータ (2台 (予備1台))
- ・ α ・ β 線サーベイ・メータ (1台 (予備1台))

各種サーベイメータの写真を以下に示す。

		
<p>(Na I シンチレーション・サーベイ・メータの写真)</p>	<p>(GM汚染サーベイ・メータの写真)</p>	<p>(α・β線サーベイ・メータの写真)</p>

(3) 自主対策設備 (放射性物質の濃度の測定)

重大事故等時に機能維持を担保できないが、機能喪失していない場合には、事故対応に有効であるため使用する。

なお、使用にあたっては、必要に応じ試料に前処理を行い、測定する。

- ・ Ge 核種分析装置
- ・ GM計数装置
- ・ Zn S シンチレーション計数装置

		
<p>(Ge 核種分析装置の写真)</p>	<p>(GM計数装置の写真)</p>	<p>(Zn S シンチレーション計数装置の写真)</p>

(4) 小型船舶による海上モニタリング

重大事故等時，発電所の周辺海域へ気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合，小型船舶により，周辺海域の放射線量率を電離箱サーベイ・メータで測定し，その結果を記録するとともに，空気中の放射性物質及び海水のサンプリングを行う。サンプリングした試料については，Na I シンチレーション・サーベイ・メータ，GM汚染サーベイ・メータ及び α ・ β 線サーベイ・メータで測定し，その結果を記録する。なお，海洋の状況等が安全上問題ないと判断できた場合（津波注意報等が発表されていない場合等）に海上モニタリングを行う。

- a. 個数：1台（予備1台）
- b. 定員：5名
- c. 最大積載重量：500kg
- d. 動力源：軽油
- e. モニタリング時に持ち込む資機材
 - ・電離箱サーベイ・メータ : 1台
 - ・可搬式ダスト・よう素サンプラ : 1台
 - ・採取用資機材（容器等） : 1式
- f. 保管場所
 - ・第1保管エリア：1台（EL50m）
 - ・第4保管エリア：1台（EL8.5m）
- g. 運搬方法
クレーン付トラックにて荷揚場まで運搬する。




小型船舶の保管場所及びアクセスルート

(5) 土壌モニタリング

重大事故等時，気体状の放射性物質が放出された場合，発電所敷地内の土壌を採取し， α ・ β 線サーベイ・メータによりアルファ線，ベータ線を放出する放射性物質の濃度を測定する。また，必要に応じてNaIシンチレーション・サーベイ・メータによりガンマ線を測定する。

なお，測定試料は，地表面から深さ5 cmまでの表層土壌を対象とする。（参考参照）

○ α ・ β 線サーベイ・メータによる測定

α ・ β 線サーベイ・メータ	
測定の様子 	実施事項： 採取した試料を容器に入れて， α ・ β 線サーベイ・メータにより放射性物質の濃度を測定する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

土壌の採取深度について

「緊急時におけるガンマ線スペクトロメトリーのための試料前処理法（平成4年文部科学省）」を踏まえ、地表面から深さ5cmまでの表層土壌を測定試料とする。

第 11 章 土 壌

地表面から深さ5cmまでの表層土壌を測定試料に調製する前処理方法および保存方法について示す。室内の汚染を防止するため、乾燥処理は行わず、湿土のまま測定試料とする。測定容器として小型容器を用いるときの方法を示す。なお、本法は河底土、湖底土、海底土にも適用できる。

11.1 必要な機器、用具等

- ① ガンマ線用シンチレーションサーベイメータ
- ② 小型容器（容積100ml程度）
- ③ 測定容器を封入するポリエチレン袋

11.2 試料搬入時の注意点

- ① 試料の採取地および採取日を確認する。
- ② 200g以上の表層土壌を用意する。
- ③ 採取した試料については、サーベイメータで放射能レベルを確認し、その結果を基に、分析者の被ばく防止、前処理を行う際の汚染防止および供試量の決定等について適切な措置をする。

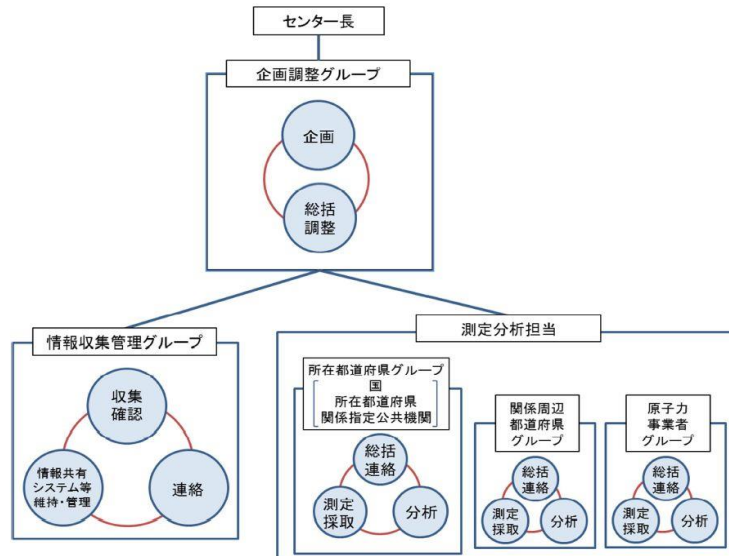
11.3 試料の前処理方法

- ① 混入している大きな草木、根、石礫等は取り除く。
- ② 小型容器の風袋重量を測る。
- ③ 湿土のまま、約100gを小型容器に入れる。残り約100gは、乾土率を測定するため、そのまま保存する。
- ③ 試料の上面を軽く圧縮して、円柱形とし、測定試料とする。
- ④ 蓋をして、試料の厚さをはかり、測定試料とする。
- ⑤ 重量をはかり、先の風袋重量を差引き、測定試料重量を求める。

出典：「緊急時におけるガンマ線スペクトロメトリーのための試料前処理法（平成4年文部科学省）」

発電所敷地外の緊急時モニタリング体制

(1) 原子力災害対策指針（原子力規制委員会 令和2年2月5日一部改正）に従い、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、第1図及び第1表のとおり国、地方公共団体と連携を図りながら、敷地外のモニタリングを実施する。



第1図 緊急時モニタリングセンターの体制図

第1表 緊急時モニタリングセンター組織の機能と人員構成

	機能	人員構成
企画調整グループ	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時モニタリングセンター内の総括 緊急時モニタリングの実施内容の検討、指示等 	<ul style="list-style-type: none"> 上席放射線防災専門官を企画調整グループ長、所在都道府県センター長等を企画調整グループ長補佐として配置 国、所在都道府県、関係周辺都道府県、原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
情報収集管理グループ	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時モニタリングセンター内における情報の収集及び管理 緊急時モニタリングの結果の共有、緊急時モニタリングに係る関連情報の収集等 情報共有システムの維持・異常対応等 	<ul style="list-style-type: none"> 国の職員（原子力規制庁監視情報課）を情報収集管理グループ長とし、国、所在都道府県、関係周辺都道府県、原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
測定分析担当	<ul style="list-style-type: none"> 企画調整グループで作成された指示書に基づき、必要に応じて安定ヨウ素剤を服用したのち測定対象範囲の測定 	<ul style="list-style-type: none"> 所在都道府県、関係周辺都道府県、原子力事業者のグループで構成し、それぞれに全体を統括するグループ長を配置

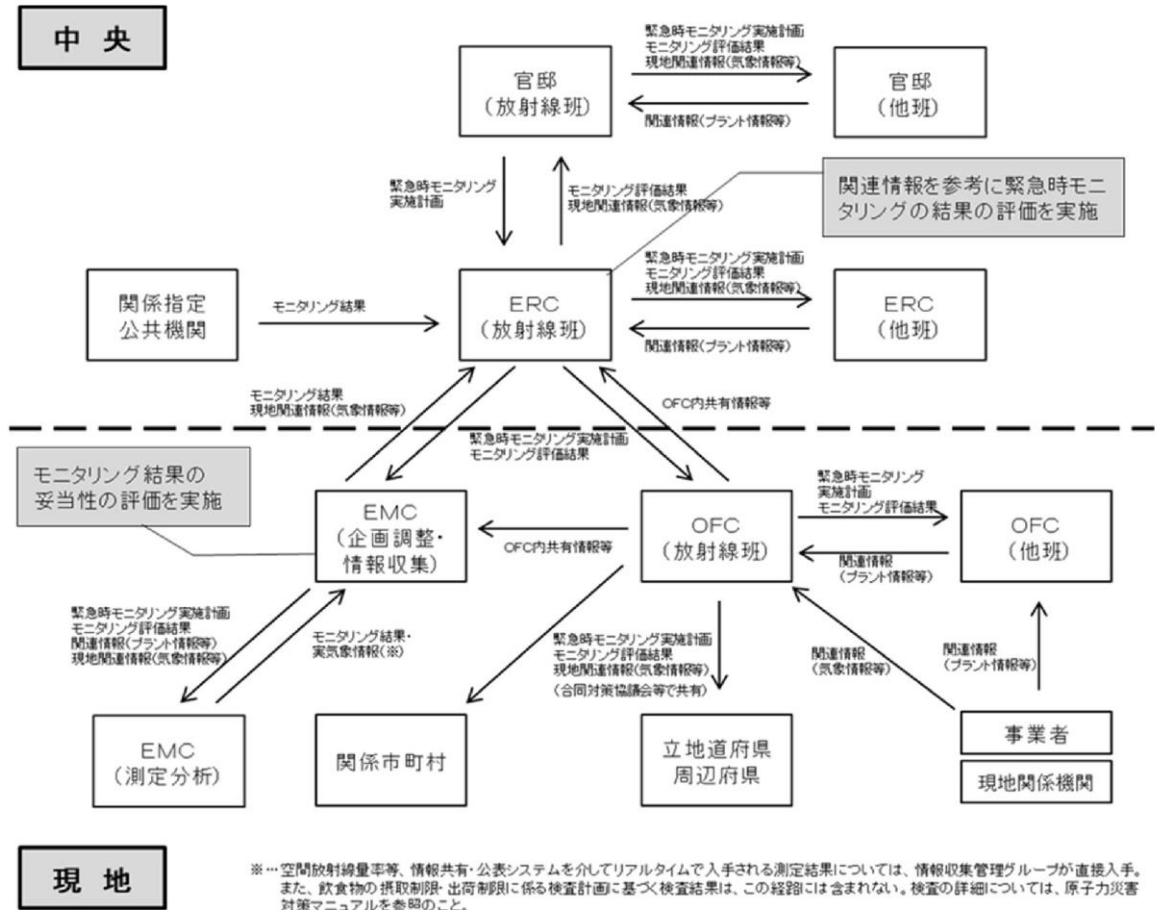
出典：緊急時モニタリングセンター設置要領 第3版（令和元年6月25日）

- (2) 原子力事業者防災業務計画において、以下の状況を把握し、オフサイトセンターに所定の様式で情報連絡を行うこととしている。

【オフサイトセンターへ情報連絡する事項】

- ①事故の発生時刻及び場所
- ②事故原因、状況及び事故の拡大防止措置
- ③被ばく及び傷害等人身災害に係る状況
- ④発電所敷地周辺における放射線及び放射能の測定結果
- ⑤放出放射性物質の種類、量、放出場所及び放出状況の推移等の状況
- ⑥気象状況
- ⑦事故収束の見通し
- ⑧その他必要と認める事項

(3) オフサイトセンターから緊急時モニタリングセンターへの情報のやり取りは、第2図のとおりである。事業者はオフサイトセンターへ情報連絡する事項（放出源情報）を連絡し、オフサイトセンターは、その情報を緊急時モニタリングセンターに提供することとなる。



第2図 緊急時モニタリング関連の情報のやり取り

出典：緊急時モニタリングについて（原子力災害対策指針補足参考資料）第6版（令和元年7月5日）

他の原子力事業者との協力体制（原子力事業者間協力協定）

原子力災害が発生した場合、他の原子力事業者との協力体制を構築するため、原子力事業者間協力協定を締結している。

(1) 原子力事業者間協力協定締結の背景

平成 11 年 9 月の JCO 事故の際に、各原子力事業者が周辺環境のモニタリングや住民の方々のサーベイなどの応援活動を実施した。

この経験を踏まえ、平成 12 年 6 月に施行された原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）の内容とも整合性をとりながら、原子力事業者間協力協定を締結した。

(2) 原子力事業者間協力協定（内容）

（目的）

原災法第十四条*の精神に基づき、国内原子力事業所において原子力災害が発生した場合、協力事業者が発災事業者に対し、協力要員の派遣、資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力を円滑に実施し、原子力災害の拡大防止及び復旧対策に努め、原子力事業者として責務を全うすることを目的としている。

*原災法第十四条（他の原子力事業所への協力）

原子力事業者は、他の原子力事業者の原子力事業所に係る緊急事態応急対策が必要である場合には、原子力防災要員の派遣、原子力防災資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力をするよう努めなければならない。

（事業者）

電力 9 社（北海道，東北，東京，中部，北陸，関西，中国，四国，九州），
日本原子力発電，電源開発，日本原燃

（協力の内容）

発災事業者からの協力要請に基づき、緊急事態応急対策および原子力災害事後対策が的確かつ円滑に行われるようにするため、緊急時モニタリング、避難退域時検査および除染その他の住民避難に対する支援に関する事項について協力要員の派遣、資機材の貸与その他の措置を講ずる。

モニタリング・ポスト及び可搬式モニタリング・ポストの
バックグラウンド低減対策手段

事故後の周辺汚染により、モニタリング・ポスト及び可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定ができなくなることを避けるため、以下のとおり、バックグラウンドを低減する手段を整備する。

(1) モニタリング・ポスト

・汚染予防対策

事故後の周辺汚染により、放射性物質で検出器保護カバーが汚染される場合を想定し、交換用の検出器保護カバーを備える。

・汚染除去対策

重大事故等により、放射性物質の放出後、モニタリング・ポスト及びその周辺が汚染された場合、汚染の除去を行う。

- ①サーベイメータ等により汚染レベルを確認する。
- ②モニタリング・ポストの検出器保護カバーの交換を行う。
- ③モニタリング・ポスト局舎壁等の拭き取り等を行う。
- ④モニタリング・ポスト周辺の除草，土壤の除去等を行う。
- ⑤サーベイメータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

(2) 可搬式モニタリング・ポスト

・汚染予防対策

事故後の周辺汚染により、放射性物質で可搬式モニタリング・ポストが汚染される場合を想定し、可搬式モニタリング・ポストの配置を行う際、あらかじめ養生を行う。

・汚染除去対策

重大事故等により、放射性物質の放出後、可搬式モニタリング・ポスト及びその周辺が汚染された場合、汚染の除去を行う。

- ①サーベイメータ等により汚染レベルを確認する。
- ②あらかじめ養生を行っていた養生シートを取り除く。
- ③可搬式モニタリング・ポスト周辺の除草，土壤の除去等を行う。
- ④サーベイメータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

(3) バックグラウンド低減の目安について

放射性物質により汚染した場合のバックグラウンド低減の目安については、以下のとおり。

- ・モニタリング・ポスト及び可搬式モニタリング・ポストの通常時の放射線量率レベル（通常値）
- ・ただし、汚染の状況によっては、通常値まで低減することが困難な場合があるため、検出器の周囲にコンクリートの遮蔽壁を設置するなど可能な限りバックグラウンドの低減を図る。

気象観測設備

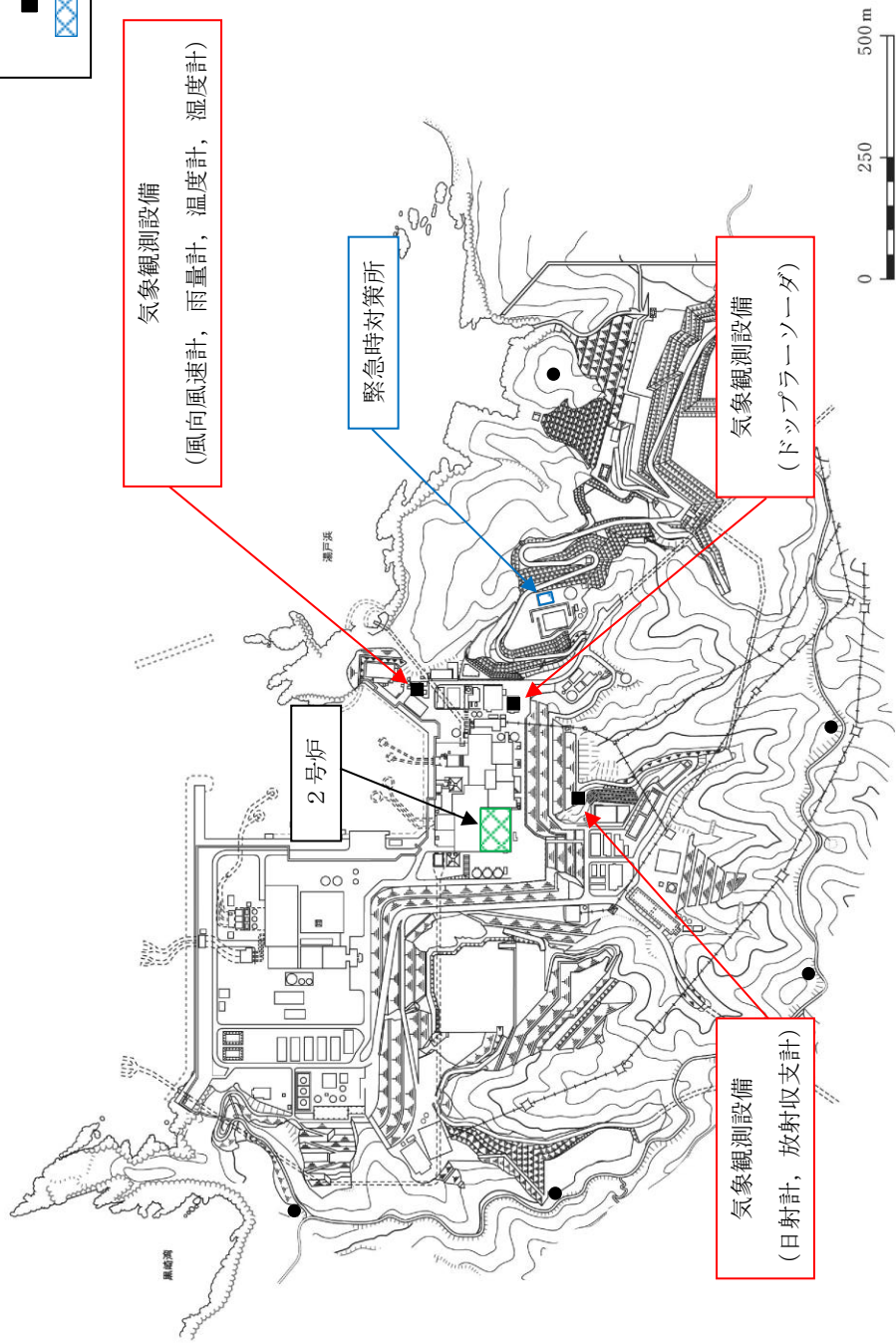
気象観測設備は、放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のために、風向、風速、日射量、放射収支量、雨量、温度等を測定し、連続測定したデータは、中央制御室及び緊急時対策所に表示し、監視を行うことができる設計とする。また、そのデータを記録し、保存することができる設計とする。

なお、気象観測設備の各測定器は周囲の建造物の影響のない位置※に配置する設計とする。

気象観測設備の配置図を第1図、測定項目等を第1表に示す。

※ 「露場から建物までの距離は建物の高さから 1.5m を引いた値の 3 倍以上、または露場から 10m 以上。」「露場中央部における地上 1.5m の高さから周囲の建物に対する平均仰角は 18 度以下。」(地上気象観測指針 (2002 気象庁))

【凡例】
 ■ : 気象観測設備
 □ : 緊急時対策所



第1図 気象観測設備の配置図

第1表 気象観測設備の測定項目等

気象観測設備	
 <p>風向風速計 (地上高 20m)</p>	 <p>ドップラーソーダ (音波型風向風速計) (標高 65m, 130m)</p>
 <p>日射計, 放射収支計</p>	 <p>雨量計, 温度計, 湿度計</p>
(気象観測設備の写真)	
個数：各1台 (測定項目) 風向 [*] , 風速 [*] , 日射量 [*] , 放射収支量 [*] , 雨量, 温度等	(記録) 有線系回線及び無線系回線により中央制御室 及び緊急時対策所に表示し, 監視する。また, そのデータを記録し, 保存する。

※「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づく測定項目

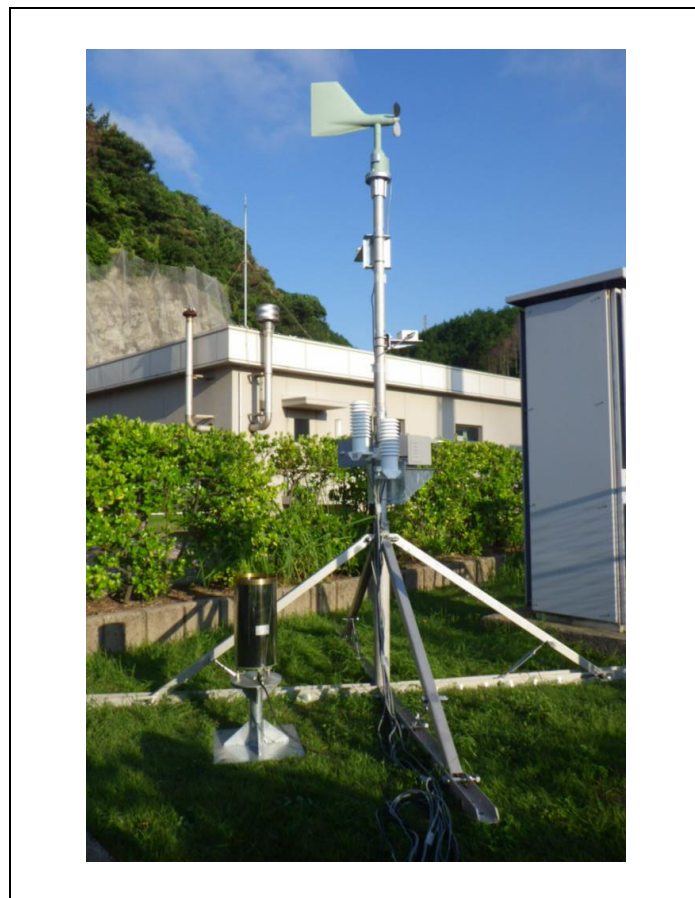
可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定

1. 操作の概要

- 気象観測設備（風向，風速，日射量，放射収支量，雨量）が機能喪失した際に，可搬式気象観測装置を1台配置する。
- 第1保管エリア EL50m 及び第4保管エリア EL8.5m に保管している可搬式気象観測装置（各1台）を気象観測設備近傍に運搬・配置し，測定を開始する。
- 測定値は，機器本体の電子メモリにて記録する他，衛星系回線によるデータ伝送機能を使用し，緊急時対策所にて監視する。

2. 必要要員数・想定操作時間

- 必要要員数：2名
- 想定時間：可搬式気象観測装置（1台）の配置：3時間10分以内
※想定時間は，可搬式気象観測装置の運搬時間を含む。



(可搬式気象観測装置の写真)

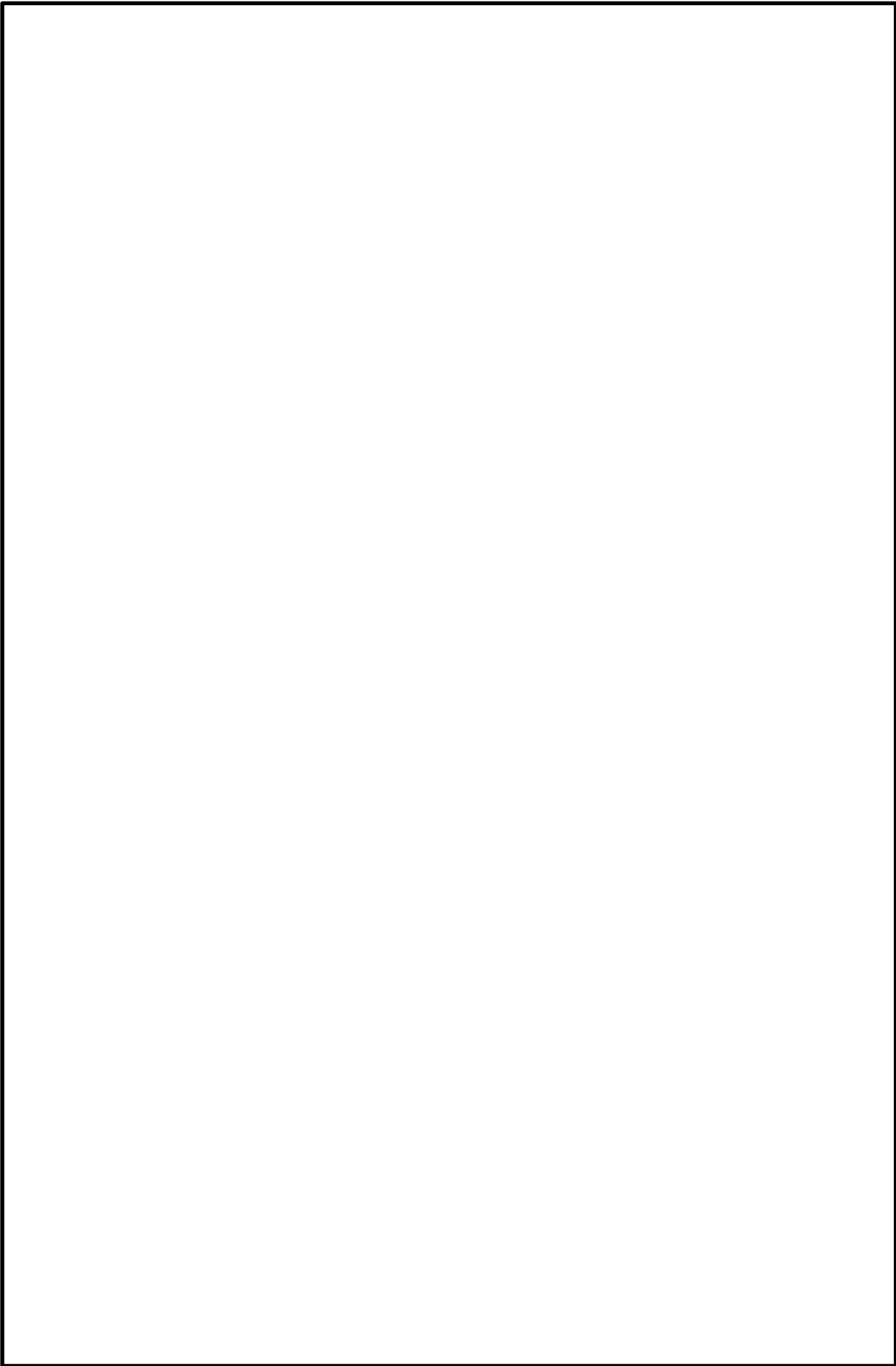
可搬式気象観測装置

重大事故等時、気象観測設備が機能喪失した際に代替できるよう可搬式気象観測装置を配置して、風向、風速、日射量、放射収支量及び雨量を測定、記録する。配置場所は、以下の理由により、恒設の気象観測設備近傍とする。

- ① グラントレベルが恒設の気象観測設備と同じ。
- ② 配置場所周辺の建物や樹木の影響が少ない。
- ③ 事故時に放射性物質が放出された際に敷地を代表する付近の風向、風速を把握できる。

可搬式気象観測装置の配置位置及び保管場所を第1図、測定項目等を第1表に示す。

なお、放射能観測車に搭載している風向風速計にて、風向、風速を測定することも可能である。



第1図 可搬式気象観測装置の配置位置及び保管場所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第1表 可搬式気象観測装置の測定項目等

可搬式気象観測装置



(可搬式気象観測装置の写真)

個数：1台（予備1台）

(測定項目)

風向[※]，風速[※]，日射量[※]，放射収支量[※]，雨量

(電源)

蓄電池（8個）により24時間以上供給可能。

24時間後からは、蓄電池（8個）と交換することにより継続して計測可能。

蓄電池は1個あたり約12時間で充電可能。

(記録)

本体の電子メモリに1週間以上記録。

(伝送)

衛星系回線により、緊急時対策所へ伝送。

(重量)

合計：約555kg

本体：約155kg

蓄電池：約400kg（約50kg/個×8個）

※「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づく測定項目

可搬式気象観測装置の気象観測項目について

重大事故等時、放射性物質が放出された場合、放出放射エネルギー評価や大気中における放射性物質拡散状態の推定を行うために、気象観測設備が機能喪失した場合は、可搬式気象観測装置で以下の項目について気象観測を行う。

(1) 観測項目

風向，風速，日射量，放射収支量及び雨量

風向，風速，日射量及び放射収支量については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和57年1月原子力安全委員会決定，平成13年3月29日一部改訂）」に基づく観測項目

(2) 各観測項目の必要性

放出放射エネルギー，大気安定度及び放射性物質の降雨による地表への沈着の推定には，それぞれ以下の観測項目が必要となる。

a. 放出放射エネルギー

風向，風速，大気安定度

b. 大気安定度

風速，日射量，放射収支量

c. 放射性物質の降雨による地表への沈着の推定
雨量

モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機

モニタリング・ポストは、非常用所内電源に接続しており、電源復旧までの期間、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機からの給電が可能な設計とする。さらに、モニタリング・ポストは、専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し、停電時に電源を供給できる設計とする。

また、モニタリング・ポストは、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）からの給電が可能な設計とする。

無停電電源装置及び非常用発電機の設備仕様を第1表に、モニタリング・ポストの電源構成概略図等を第1図に示す。

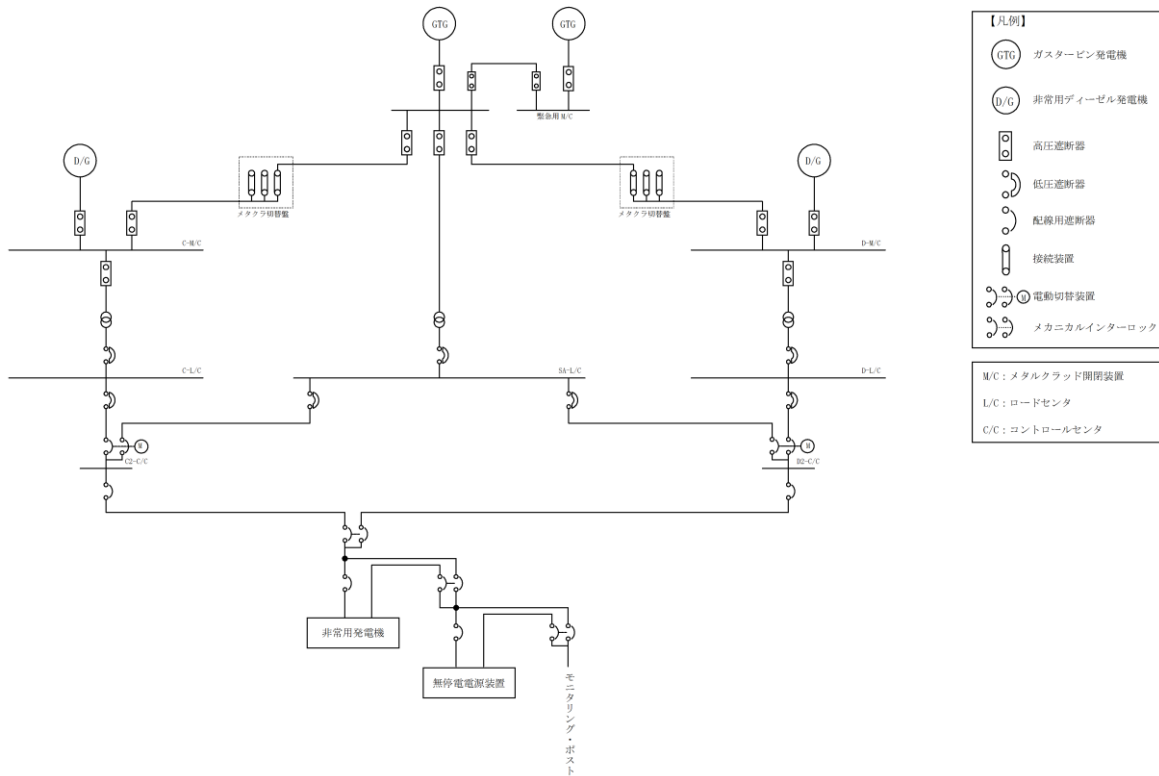
第1表 無停電電源装置及び非常用発電機の設備仕様

名称	個数	出力	発電方式	バックアップ時間※	燃料	備考
無停電電源装置	局舎毎に1台 計6台	1.2kVA以上	蓄電池	約10分	—	停電時に電源を供給できる
非常用発電機	局舎毎に1台 計6台	5.2kVA	ディーゼルエンジン	約24時間	軽油	停電時に電源を供給できる

※バックアップ時間は、各モニタリング・ポストの実負荷より算出。

○電源構成概略

(モニタリング・ポスト No. 1～No. 6 について同様)



第1図 モニタリング・ポストの電源構成概略図等(1 / 2)

○外観写真



(無停電電源装置の写真)



(非常用発電機の写真)



(常設代替交流電源設備の写真)

第1図 モニタリング・ポストの電源構成概略図等(2 / 2)

手順のリンク先について

監視測定等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。

1.17.2.3 モニタリング・ポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等

<リンク先>1.14.2.1 (1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及び
M/C D系受電

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

< 目 次 >

1.18.1 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. 重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段及び設備
 - b. 手順等

1.18.2 重大事故等時の手順等

1.18.2.1 居住性を確保するための手順等

- (1) 緊急時対策所立ち上げの手順
 - a. 緊急時対策所空気浄化送風機運転手順
 - b. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順
- (2) 「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象発生時の手順
 - a. 可搬式エリア放射線モニタの設置手順
 - b. 緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による空気供給準備手順
 - c. その他の手順項目にて考慮する手順
- (3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等
 - a. 緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員について
 - b. 緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順
 - c. 緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順

1.18.2.2 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等

- (1) 安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視手順
- (2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備
- (3) 通信連絡に関する手順等

1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等

- (1) 放射線管理
 - a. 放射線管理用資機材の維持管理等
 - b. チェンジングエリアの設置及び運用手順
 - c. 緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順
- (2) 飲料水，食料等の維持管理

1.18.2.4 代替交流電源設備からの給電手順

- (1) 緊急時対策所用発電機による給電
 - a. 緊急時対策所用発電機準備手順
 - b. 緊急時対策所用発電機起動手順
 - c. 緊急時対策所用発電機の切替え手順
 - d. 緊急時対策所用発電機への燃料給油手順
 - e. 緊急時対策所用発電機（予備）の切替え手順

添付資料 1.18.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.18.2 居住性を確保するための手順等の説明について

添付資料 1.18.3 必要な情報を把握するための手順等の説明について

添付資料 1.18.4 必要な数の要員の収容に係る手順等の説明について

添付資料 1.18.5 代替交流電源設備からの給電を確保するための手順等の説明について

添付資料 1.18.6 手順のリンク先について

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持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 「現地対策本部としての機能を維持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。
 - a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。
 - b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。
 - c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。
 - d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。
 - e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。
- 2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。

緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な設備及び資機材を整備する。ここでは、緊急時対策所の設備及び資機材を活用した手順等について説明する。

なお、手順等については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。

1.18.1 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

重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等がとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために緊急時対策所を設置し必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な対応手段及び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自主対策設備^{※1}及び資機材^{※2}を用いた対応手段を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべ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。

※2 資機材：「対策の検討に必要な資料」、「放射線管理用資機材」及び「飲料水、食料等」については、資機材であるため重大事故等対処設備としない。

また、緊急時対策所の電源は、通常、2号炉の非常用低圧母線より給電されている。

この発電所からの給電が喪失した場合は、その機能を代替するための機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.18-1図）

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、「設置許可基準規則」第六十一条及び「技術基準規則」第七十六条（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1.18.1）

(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、並びに、審査基準及び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、自主対策設備及び資機材を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備、自主対策設備及び資機材と整備する手順についての関係を第1.18-1表に示す。

- a. 重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段

及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護するため、緊急時対策所の居住性を確保する手段がある。

緊急時対策所の居住性を確保するための設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所
- ・緊急時対策所遮蔽
- ・緊急時対策所空気浄化送風機
- ・緊急時対策所空気浄化フィルタユニット
- ・緊急時対策所正圧化装置（配管・弁）
- ・緊急時対策所正圧化装置可搬型配管・弁
- ・緊急時対策所空気浄化装置（配管・弁）
- ・緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト
- ・緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）
- ・可搬式エリア放射線モニタ
- ・可搬式モニタリング・ポスト
- ・酸素濃度計
- ・二酸化炭素濃度計
- ・差圧計

緊急時対策所から重大事故等に対処するために必要な指示を行うために必要な情報を把握し、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡するための手段がある。

緊急時対策所の必要な情報を把握するための設備、通信連絡を行うための設備及び資機材は以下のとおり。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）※³
- ・衛星電話設備（携帯型）
- ・衛星電話設備（固定型）
- ・無線通信設備（携帯型）
- ・無線通信設備（固定型）
- ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP-電話機及びIP-FAX）
- ・無線通信設備（屋外アンテナ）
- ・衛星通信装置
- ・衛星電話設備（屋外アンテナ）
- ・無線通信装置
- ・有線（建物内）（無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの）
- ・有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（SPDS）に係るもの）

の)

- ・有線（建物内）（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備に係るもの）
- ・対策の検討に必要な資料

※3 安全パラメータ表示システム（SPDS）は，SPDSデータ収集サーバ，SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置により構成される。

重大事故等に対処するために必要な数の要員を緊急時対策所内で収容するための手段がある。

必要な数の要員を収容するために必要な資機材は以下のとおり。

- ・放射線管理用資機材
- ・飲料水，食料等

緊急時対策所の電源として，代替交流電源設備からの給電を確保するための手段がある。

緊急時対策所の代替交流電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所用発電機
- ・可搬ケーブル
- ・緊急時対策所 発電機接続プラグ盤
- ・緊急時対策所 低圧母線盤
- ・緊急時対策所用燃料地下タンク
- ・タンクローリ
- ・ホース
- ・緊急時対策所用発電機～緊急時対策所 低圧母線盤[電路]

(b) 重大事故等対処設備，自主対策設備及び資機材

審査基準及び基準規則に要求される緊急時対策所，緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所空気浄化送風機，緊急時対策所空気浄化フィルタユニット，緊急時対策所空気浄化装置（配管・弁），緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト，緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ），緊急時対策所正圧化装置（配管・弁），緊急時対策所正圧化装置可搬型配管・弁，酸素濃度計，差圧計，可搬式エリア放射線モニタ，可搬式モニタリング・ポスト，安全パラメータ表示システム（SPDS），無線通信設備（携帯型），無線通信設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），衛星電話設備（固定型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP-電話機及びIP-FAX），無線通信設備（屋外アンテナ），衛星電話設備（屋外アンテナ），無線通信装置，衛星通信装置，有線（建物内）（無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの），有線（建物内）（安全パラメータ表示シス

テム（SPDS）に係るもの）、有線（建物内）（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備に係るもの）は、重大事故等対処設備として位置付ける。

二酸化炭素濃度は、酸素濃度同様、居住性に関する重要な制限要素であることから、二酸化炭素濃度計は重大事故等対処設備として位置付ける。

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、緊急時対策所の代替交流電源設備からの給電を確保するための手段に使用する設備のうち、緊急時対策所用発電機、可搬ケーブル、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤、緊急時対策所 低圧母線盤、緊急時対策所用燃料地下タンク、タンクローリ、ホース及び緊急時対策所用発電機～緊急時対策所 低圧母線盤[電路]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すべて網羅されている。

以上の重大事故等対処設備において、発電所外（社内外）との通信連絡を行うことが可能であることから、以下の設備は自主対策設備として位置付ける。併せて、その理由を示す。

- ・ 所内通信連絡設備（警報装置を含む。）
- ・ 電力保安通信用電話設備
- ・ 衛星電話設備（社内向）
- ・ テレビ会議システム
- ・ 専用電話設備
- ・ 局線加入電話設備

上記の設備は、基準地震動 S_s による地震力に対して十分な耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、発電所内外の通信連絡を行うための手段として有効である。

対策の検討に必要な資料、放射線管理用資機材、飲料水、食料等については、資機材であるため重大事故等対処設備としない。

b. 手順等

上記の a. 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、本部長^{*4}、復旧班^{*5}、放射線管理班^{*6}及び支援班^{*7}の対応として、「原子力災害対策手順書」等に定める。（第1.18-1表）

また、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。（第1.18-2表、第1.18-3表）

通信連絡設備において給電が必要となる設備は、「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

本部長が持っている権限のうち、その一部をあらかじめ復旧統括^{*8}、技術統括^{*9}、支援統括^{*10}に委譲している。

また、通常時における、原子力災害対策活動に必要な資料、放射線管理用資機材、飲料水、食料等の管理、運用については、技術部課長（技術）、廃止措置・環境管理部課長（放射線管理）及び総務課長^{※11}にて実施する。

- ※4 本部長：重大事故等発生時の原子力防災管理者（発電所長）又は代行者をいう。本部長にはそれを補佐する本部員を置く。
- ※5 復旧班：緊急時対策要員のうち復旧班の班員をいう。
- ※6 放射線管理班：緊急時対策要員のうち放射線管理班の班員をいう。
- ※7 支援班：緊急時対策要員のうち支援班の班員をいう。
- ※8 復旧統括：緊急時対策要員のうち復旧班の業務を統括する者をいう。
- ※9 技術統括：緊急時対策要員のうち技術班，放射線管理班の業務を統括する者をいう。
- ※10 支援統括：緊急時対策要員のうち支援班，警備班の業務を統括する者をいう。
- ※11 技術部課長（技術），廃止措置・環境管理部課長（放射線管理）及び総務課長：通常時の発電所組織における各課の長をいう。

（添付資料 1.18.4 添付 4-1）

1. 18. 2 重大事故等時の手順等

1. 18. 2. 1 居住性を確保するための手順等

重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするために必要な対応手段として、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所用発電機、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計により、緊急時対策所にとどまるために必要な居住性を確保する。

環境に放射性物質等が放出された場合、屋外に設置する可搬式モニタリング・ポストにより、緊急時対策所に向かって放出される放射性物質による放射線量を測定及び監視し、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）により希ガス等の放射性物質の侵入を防止することで、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護する。

また、万が一、希ガス等の放射性物質が緊急時対策所内に侵入した場合においても、可搬式エリア放射線モニタにて測定及び監視し、対策をとることにより、緊急時対策所への放射性物質の侵入を低減する。

緊急時対策所内が事故対策のための活動に支障がない酸素濃度及び二酸化炭素濃度の範囲にあることを把握する。

これらを踏まえ事故状況の進展に応じた手順とする。

(1) 緊急時対策所立ち上げの手順

重大事故等が発生するおそれがある場合等^{※12}、緊急時対策所を使用し、緊急時対策本部を設置するための準備として、緊急時対策所を立ち上げるための手順を整備する。

※12 緊急時体制が発令され、緊急時対策本部が設置される場合として、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故も含める。

a. 緊急時対策所空気浄化送風機運転手順

緊急時体制が発令された場合、緊急時対策要員は、緊急時対策所を拠点として活動を開始する。緊急時対策所で活動する緊急時対策要員の必要な換気量の確保及び被ばくの低減のため、緊急時対策所空気浄化送風機を起動する。

全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備からの給電により、緊急時対策所空気浄化送風機を起動する。

緊急時対策所空気浄化送風機を接続、起動し、必要な換気を確保するとともに、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを通気することにより放射性物質の侵入を低減するための手順を整備する。

(添付資料1. 18. 2 添付2-2)

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所を立ち上げた場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所立ち上げ時の緊急時対策所空気浄化送風機の運転手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所換気空調設備系統概要図（プルーム通過前及び通過後：緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化）を第1.18-2図に、緊急時対策所空気浄化送風機運転手順のタイムチャートを第1.18-3図に、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）の設置場所を第1.18-4図に示す。

- ① 復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所空気浄化送風機の起動を指示する。
- ② 復旧班は、使用側の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト及び電源を接続する。
- ③ 復旧班は、緊急時対策所常用換気空調系給気隔離ダンパを閉止し、使用側の緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパを調整開とする。
- ④ 復旧班は、緊急時対策所内に設置する空気浄化装置操作盤にて使用側の緊急時対策所空気浄化送風機を起動する。
- ⑤ 復旧班は、緊急時対策所空気浄化送風機からの流量指示値を確認し、必要により使用側の緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパにて流量を調整する。
- ⑥ 復旧班は、緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ及び緊急時対策所排気隔離ダンパを調整開とし、緊急時対策本部圧力を大気圧から正圧100Pa以上、緊急時対策所チェンジングエリア圧力を微正圧に調整する。
- ⑦ 復旧班は、待機側の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト及び電源を接続し、待機側を待機させる。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所付近において、復旧班2名で行い、作業開始を判断してから緊急時対策所空気浄化送風機起動完了まで45分以内、一連の作業完了まで1時間30分以内で可能である。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

b. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

緊急時対策所の使用を開始した場合、緊急時対策所の居住性確保の観点から、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順を整備する。

(添付資料1.18.2 添付2-3)

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所の使用を開始した場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順の概要は以下のとおり。測定箇所を第1.18-5図に示す。

- ① 復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。
- ② 復旧班は、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所内において、復旧班1名で行う。室内での測定のみであるため、速やかに対応が可能である。

(2) 「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象発生時の手順

a. 可搬式エリア放射線モニタの設置手順

原子炉格納容器から希ガス等の放射性物質が放出された場合に、緊急時対策所の居住性の確認（線量率の測定）を行うため、緊急時対策所内に可搬式エリア放射線モニタを設置する手順を整備する。

さらに、緊急時対策所に設置した可搬式エリア放射線モニタは、緊急時対策所内への放射性物質等の侵入量を微量のうちに検知し、正圧化の判断を行うために使用する。

なお、可搬式モニタリング・ポスト等についても、緊急時対策所を加圧するための判断の一助とする。

(a) 手順着手の判断基準

当直副長が、「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象（以下「原災法該当事象」という。）が発生したと判断した場合。

(b) 操作手順

可搬式エリア放射線モニタを設置する手順の概要は以下のとおり。可搬式エリア放射線モニタ設置手順のタイムチャートを第1.18-6図に示す。

- ① 技術統括は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班長に緊急時対策所内への可搬式エリア放射線モニタの設置を指示する。
- ② 放射線管理班は、可搬式エリア放射線モニタを設置し、起動する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班1名で行い、作業開始を判断してから一連の作業完了まで20分以内で可能である。

b. 緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による空気供給準備手順

緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による緊急時対策所内の加圧に必要な系統構成を行い、漏えい等がないことを確認し、切替えの準備を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

当直副長が、原災法該当事象が発生したと判断した場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による空気供給準備の手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所換気空調設備系統概要図（プルーム通過前及び通過後：緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化）を第1.18-2図に、緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による空気供給準備手順のタイムチャートを第1.18-7図に示す。

- ① 復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による緊急時対策所内の加圧に必要な系統構成（緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から出口止め弁まで）を指示する。
- ② 復旧班は、緊急時対策所正圧化装置可搬型配管を接続する。
- ③ 復旧班は、緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による緊急時対策所内の加圧に必要な系統構成（緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から出口止め弁まで）を行い、各部の漏えい等がないことを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所付近において、復旧班2名で行い、作業開始を判断してから緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による緊急時対策所内の加圧に必要な系統構成完了まで2時間以内で可能である。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

また、ヘッドライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

c. その他の手順項目にて考慮する手順

可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定手順は、「1.17 監視測定等に関する手順等」で整備する。

(3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等

重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護し、居住性を確保するための手順を整備する。

a. 緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員について

ブルーム通過中においても、緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員は、休憩及び仮眠をとるための交替要員を考慮して、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員46名と、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員23名の合計69名と想定している。

ブルーム放出のおそれがある場合、本部長は、この要員数を目安とし、最大収容可能人数（約150名）の範囲で緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

(添付資料1.18.4 添付4-2)

b. 緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順

格納容器ベントを実施する場合に備え、緊急時対策所空気浄化送風機から緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）に切り替えることにより、緊急時対策所への外気の流入を遮断する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による正圧化判断のフローチャートは第1.18-8図に示すとおりであり、以下の①、②のいずれかの場合。

① 以下の【条件1-1】及び【条件1-2】が満たされた場合

【条件1-1】：2号炉の炉心損傷^{*13}及び格納容器破損の評価に必要なパラメータの監視不可

【条件1-2】：可搬式モニタリング・ポストの指示値が上昇し30mGy/hとなった場合^{*14}又は可搬式エリア放射線モニタの指示値が上昇し0.1mSv/hとなった場合

- ② 以下の【条件2-1-1】又は【条件2-1-2】，及び【条件2-2-1】又は【条件2-2-2】が満たされた場合

【条件2-1-1】：2号炉にて炉心損傷^{※13}後にサプレッション・プール水位が通常水位＋約1.2mに到達した場合

【条件2-1-2】：2号炉にて炉心損傷^{※13}後に格納容器破損徴候が発生した場合

【条件2-2-1】：格納容器ベント実施判断基準であるサプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3m到達の約20分前

【条件2-2-2】：可搬式モニタリング・ポストの指示値が上昇し30mGy/h^{※14}となった場合又は可搬式エリア放射線モニタの指示値が上昇し0.1mSv/hとなった場合

※13 格納容器雰囲気放射線モニタで格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に，原子炉圧力容器表面温度で300℃以上を確認した場合。

(添付資料1.18.2 添付2-1)

※14 格納容器破損防止の有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（残留熱代替除去系を使用しない場合）において想定するプルーム通過時の敷地内の線量率よりも十分に低い値として30mGy/hを設定。

(b) 操作手順

緊急時対策所にとどまる必要のない要員が発電所外へ一時退避し，緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による加圧開始，緊急時対策所空気浄化送風機を停止する手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所換気空調設備系統概要図（プルーム通過中：緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による正圧化）を第1.18-9-1図に，緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による加圧手順のタイムチャートを第1.18-10図に示す。また，緊急時対策所の見取り図を第1.18-11図に示す。

- ① 本部長は，技術班が実施する事象進展予測等から，格納容器ベントに備え，緊急時対策所にとどまる現場要員の移動及びとどまる必要のない要員の発電所からの一時退避に関する判断を行う^{※15}。

※15 ・技術班が実施する事象進展予測から，炉心損傷^{※13}後の格納容器ベントの実施予測時刻が5時間後以内になると判明した場合。

・技術班が実施する事象進展予測から，炉心損傷^{※13}後の格納容器ベントより先に格納容器内の水素濃度・酸素濃度が可燃限界に近づき，水素ガス・酸素ガスの放出の実施予測時刻が5時間後以内になると判明した場合で，放出される放

放射性物質、風向き等から本部長が退避を必要と判断した場合。

- ・ 事象進展の予測ができず、炉心損傷^{※13}後の格納容器ベントに備え、本部長が退避を必要と判断した場合。
- ・ 不測の事態が発生し、放射性物質の放出に備え、本部長が退避を必要と判断した場合。

※13 格納容器雰囲気放射線モニタで格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に、原子炉圧力容器表面温度で300℃以上を確認した場合。

(添付資料1.18.2 添付2-1)

- ② 本部長は、プルーム放出中に緊急時対策所にとどまる要員と、発電所から一時退避する要員とを明確にする。
- ③ 本部長は、発電所から一時退避する要員の退避に係る体制、連絡手段、移動手段を確保させ、緊急時対策所への現場要員の移動に併せて、放射性物質による影響の少ないと想定される場所（原子力事業所災害対策支援拠点等）への退避を指示する。
- ④ 本部長は、手順着手の判断基準に基づき、復旧統括へ緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による加圧開始及び緊急時対策所空気浄化送風機の停止を指示する。
- ⑤ 本部長は、格納容器ベント実施の前には、緊急時対策所にとどまる要員がすべて緊急時対策所に戻って来ていることの確認を行う。
- ⑥ 復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による緊急時対策所内の加圧を指示する。
- ⑦ 復旧班は、緊急時対策所内に設置されている緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）の2次圧力調節弁入口弁を開とし、流量調節弁にて流量を調整する。
- ⑧ 復旧班は、緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパを緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による加圧時の開度まで閉（調整開）とするとともに緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパを閉とする。
- ⑨ 復旧班は、緊急時対策所内に設置する空気浄化装置操作盤にて緊急時対策所空気浄化送風機を停止する。
- ⑩ 復旧班は、緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ及び緊急時対策所排気隔離ダンパを調整開とし、緊急時対策本部圧力を大気圧から正圧100Pa以上、緊急時対策所チェンジングエリア圧力を微正圧に調整する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所において、復旧班5名で行い、作業開始を判断してから一連の作業完了まで5分以内で可能である。

c. 緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順

周辺環境中の放射性物質が十分減少した場合にプルーム通過後の緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

可搬式モニタリング・ポスト又は可搬式エリア放射線モニタの線量率の指示が上昇した後に、減少に転じ、更に線量率が安定な状態になり、周辺環境中の放射性物質が十分減少し、可搬式モニタリング・ポストの値が 0.5mGy/h^{*16} を下回った場合。

※16 保守的に 0.5mGy/h を 0.5mSv/h として換算し、仮に7日間被ばくし続けたとした場合の被ばく線量は 84mSv ($0.5\text{mSv/h} \times 168\text{h}$)となる。これは、 100mSv に対して余裕があり、また、緊急時対策所の居住性評価における 1.7mSv に加えた場合でも 100mSv を超えることのない値として設定。

(b) 操作手順

緊急時対策所の正圧化について、緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による給気から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所換気空調設備系統概要図（プルーム通過前及び通過後：緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化）を第1.18-2図に、緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順のタイムチャートを第1.18-12図に示す。

- ① 復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替えを指示する。
- ② 復旧班は、緊急時対策所空気浄化送風機を起動する。
- ③ 復旧班は、緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパを調整開とし、流量を調整する。
- ④ 復旧班は、緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ及び緊急時対策所排気隔離ダンパを調整開とし、緊急時対策本部圧力を大気圧から正圧 100Pa 以上、緊急時対策所チェンジングエリア圧力を微正圧に調整する。
- ⑤ 復旧班は、緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）の2次圧力調節

弁入口弁を閉とする。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所において、復旧班5名で行い、作業開始を判断してから一連の作業完了まで5分以内で可能である。

1.18.2.2 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等

重大事故等が発生した場合において、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。

また、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急時対策所に整備する。

重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備からの給電により、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備を使用する。

(1) 安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視手順

重大事故等が発生した場合、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置により重大事故等に対処するために必要なプラントパラメータ等を監視する手順を整備する。

(添付資料1.18.3 添付3-1)

a. 手順着手の判断基準

緊急時対策所を立ち上げた場合。

b. 操作手順

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置によりプラントパラメータを監視する手順の概要は以下のとおり。必要な情報を把握できる設備及び通信連絡設備系統概要図を第1.18-13図に示す。

なお、SPDS伝送サーバについては、常時伝送が行われており、操作は必要ない。

① プラント監視班は、手順着手の判断基準に基づき、SPDSデータ表示装置の接続を確認する。

- ② プラント監視班は、SPDSデータ表示装置にて、各パラメータを監視する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所内においてプラント監視班1名で行う。室内でのSPDSデータ表示装置の接続確認等のみであるため、短時間での対応が可能である。

(2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備

重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所に配備し、資料が更新された場合には資料の差替えを行い、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。

(添付資料1.18.3 添付3-2)

(3) 通信連絡に関する手順等

重大事故等時において、緊急時対策所の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、本社、国、自治体、その他関係機関等の発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順を整備する。

重大事故等対処に係る通信連絡設備一覧を第1.18-4表に、必要な情報を把握できる設備及び通信連絡設備系統概要図を第1.18-13図に示す。

発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備の使用方法等、必要な手順の詳細は、「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等

緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員として、92名を収容する。

なお、プルーム通過中において、緊急時対策所にとどまる要員は69名である。

要員の収容にあたっては、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員との輻輳を避けるレイアウトとなるように考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようにトイレや休憩スペース等を整備するとともに、収容する要員に必要な放射線管理を行うための資機材、飲料水、食料等を整備し、維持、管理する。

(1) 放射線管理

a. 放射線管理用資機材の維持管理等

緊急時対策所には、7日間外部からの支援がなくとも緊急時対策要員が

使用する十分な数量の装備（汚染防護服、個人線量計、全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材を配備するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等時には、防護具等の使用及び管理を適切に運用し、十分な放射線管理を行う。

放射線管理班長は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の被ばく線量管理を行うため、個人線量計を常時装着させるとともに線量評価を行う。また、作業に必要な放射線管理用資機材を用いて作業現場の線量率測定等を行う。

（添付資料1.18.4 添付4-4）

b. チェンジングエリアの設置及び運用手順

緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順を整備する。

チェンジングエリアには、防護具を脱衣する脱衣エリア、放射性物質による要員や物品の汚染を確認するためのサーベイエリア、汚染が確認された際に除染を行う除染エリアを設け、放射線管理班が汚染検査及び除染を行うとともに、チェンジングエリアの汚染管理を行う。

除染エリアは、サーベイエリアに隣接して設置されており、除染はウェットティッシュでの拭き取りを基本とするが、拭き取りにて除染ができない場合は、簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。

チェンジングエリアは、速やかな設置作業を可能とするよう、平常時から養生シートによりあらかじめ養生しておくとともに運用に必要となる資機材を配備しておく。

(a) 手順着手の判断基準

当直副長が、原災法該当事象が発生したと判断した後、技術統括が、事象進展の状況（炉心損傷^{※13}を判断した場合等）、参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリアの設営を行うと判断した場合。

※13 格納容器雰囲気放射線モニタで格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に、原子炉圧力容器表面温度で300℃以上を確認した場合。

（添付資料1.18.2 添付2-1）

(b) 操作手順

チェンジングエリアを設営するための手順の概要は以下のとおり。チェンジングエリア設営のタイムチャートを第1.18-14図に示す。

- ① 技術統括は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班長にチェンジングエリアの設営を指示する。
- ② 放射線管理班は、チェンジングエリア用資機材の設置状態、床・壁の養生状態を確認し、必要に応じて補修する。
- ③ 放射線管理班は、粘着マットの保護シートの剥離及び装備回収箱へポリ袋の取り付けを行う。
- ④ 放射線管理班は、GM汚染サーベイ・メータを設置する。

(添付資料1.18.4 添付4-5)

(c) 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班1名で行い、作業開始を判断してから一連の作業完了まで20分以内で可能である。

c. 緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、7日間は交換なしで連続使用できる設計であるが、故障する等、緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替えが必要となった場合に、待機側を起動し、切替えを実施する手順を整備する。

緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、緊急時対策所に2系統設置しており、故障等を考慮しても、切替え等を行うことにより、数ヶ月間使用可能とする。

なお、使用済緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの線量が高い場合は、フィルタ交換による被ばくを避けるため、放射線量が減衰して下がるまで、適切な遮蔽が設置されているその場所で一時保管する。

(a) 手順着手の判断基準

運転中の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットが故障する等、切替えが必要となった場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを待機側に切り替える手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所換気空調設備系統概要図（緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの待機側への切替え）を第1.18-9-2図に、緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニッ

トの切替え手順のタイムチャートを第1.18-15図に示す。

- ① 復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替えを指示する。
- ② 復旧班は、緊急時対策所内に設置する空気浄化装置操作盤にて待機側の緊急時対策所空気浄化送風機を起動する。
- ③ 復旧班は、待機側の緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパを調整開とし、流量を調整する。
- ④ 復旧班は、使用側の緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパを閉とする。
- ⑤ 復旧班は、緊急時対策所内に設置する空気浄化装置操作盤にて使用側の緊急時対策所空気浄化送風機を停止する。
- ⑥ 復旧班は、緊急時対策所チェン징エリア排気隔離ダンパ及び緊急時対策所排気隔離ダンパを調整開とし、緊急時対策本部圧力を大気圧から正圧100Pa以上、緊急時対策所チェン징エリア圧力を微正圧に調整する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所内において、復旧班3名で行い、作業開始を判断してから一連の作業完了まで6分以内で可能である。

円滑に作業ができるように、アクセスルートを確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(2) 飲料水、食料等の維持管理

重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が重大事故等の発生後、少なくとも外部からの支援なしに7日間、活動するために必要な飲料水、食料等を備蓄するとともに、通常時から維持、管理する。

(添付資料1.18.4 添付4-6)

支援班長は、重大事故等が発生した場合には、飲料水、食料等の支給を適切に運用する。

放射線管理班長は、緊急時対策所内での飲食等の管理として、適切な頻度で緊急時対策所内の空気中放射性物質濃度の測定を行い、飲食しても問題ない環境であることを確認する。

ただし、緊急時対策所内の空気中放射性物質濃度が目安 ($1 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ 未満) よりも高くなった場合であっても、本部長の判断により、必要に応じて飲食を行う。

また、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所内の室温・湿度が維持できるように予備のエアコン等を保管し、管理を適切に行う。

1.18.2.4 代替交流電源設備からの給電手順

(1) 緊急時対策所用発電機による給電

a. 緊急時対策所用発電機準備手順

緊急時対策所用発電機を起動するための準備として、可搬ケーブルの接続を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所を立ち上げた場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所と緊急時対策所用発電機を可搬ケーブルにて接続する手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所給電系統概要図を第1.18-16図に、緊急時対策所用発電機準備手順のタイムチャートを第1.18-17図に示す。

- ① 復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所用発電機の準備を指示する。
- ② 復旧班は、緊急時対策所用発電機と緊急時対策所 発電機接続プラグ盤間に可搬ケーブルを敷設し、可搬ケーブル接続を行い、絶縁抵抗測定により電路の健全性を確認する。これらは2台共に実施する。可搬ケーブル接続後、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤の遮断器を「入」操作する。
- ③ 復旧班は、給電する電路に異常がないことを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、復旧班3名で行い、作業開始を判断してから一連の作業完了まで40分以内で可能である。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

また、ヘッドライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

b. 緊急時対策所用発電機起動手順

緊急時体制が発令された場合、緊急時対策要員は、緊急時対策本部を拠点として活動を開始する。

緊急時対策所の必要な負荷は、2号炉の非常用低圧母線より受電されるが、同母線より受電できない場合は、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機から給電する。

緊急時対策所で、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機による給電手順を整備する。

(添付資料1.18.5 添付5-1)

(a) 手順着手の判断基準

2号炉の非常用低圧母線より受電できない場合で、早期の電源回復が不能の場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所用発電機により電源を給電する手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所給電系統概要図を第1.18-16図に、緊急時対策所用発電機起動手順のタイムチャートを第1.18-18図に示す。

- ① 復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所用発電機の起動を指示する。
- ② 復旧班は、緊急時対策所用発電機の配備場所まで移動し、燃料油量を確認した上で、緊急時対策所用発電機を起動する。
- ③ 復旧班は、緊急時対策所 低圧母線盤まで移動し、緊急時対策所 低圧母線盤のすべての遮断器を「切」にし、緊急時対策所用発電機からの受電遮断器を「入」にする。
- ④ 復旧班は、給電した緊急時対策所低圧母線の電圧確認を行う。
- ⑤ 復旧班は、緊急時対策所 低圧母線盤の必要な負荷への遮断器を「入」とし、給電を開始する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、復旧班3名で行い、作業開始を判断してから一連の作業完了まで20分以内で可能である。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

c. 緊急時対策所用発電機の切替え手順

2号炉の非常用低圧母線より受電できない場合において、早期の電源回復が不能の場合で、緊急時対策所用発電機を運転した際は、燃料給油のため緊急時対策所用発電機を切り替える必要があり、その手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

燃料給油等のため、運転中の緊急時対策所用発電機の停止が必要となった場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所用発電機の切替え手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所用発電機の切替え手順のタイムチャートを第1.18-19図に示す。

- ① 復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所用発電機の切替えを指示する。
- ② 復旧班は、緊急時対策所（通信・電気室）又は緊急時対策所用発電機の設置場所へ移動し、待機側の緊急時対策所用発電機を起動する。
- ③ 復旧班は、緊急時対策所（通信・電気室）又は緊急時対策所用発電機の設置場所で使用側の緊急時対策所用発電機を停止する。
- ④ 復旧班は、待機側の緊急時対策所用発電機の起動確認を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、復旧班2名で行い、作業開始を判断してから一連の作業完了まで20分以内で可能である。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

d. 緊急時対策所用発電機への燃料給油手順

2号炉の非常用低圧母線より受電できない場合において、早期の電源回復が不能の場合で、緊急時対策所用発電機を運転した際は、燃料給油が必要となる。

緊急時対策所用発電機には、緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリへ燃料を補給し、緊急時対策所用発電機に給油する。

緊急時対策所用発電機へ給油する手順を整備する。

また、重大事故等時7日間運転を継続するために必要な燃料の備蓄量として、緊急時対策所用燃料地下タンク（45m³）を管理する。

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所用発電機を運転した場合において、緊急時対策所用発電機の燃料油量を確認した上で運転開始後、負荷運転時における燃料給油手順着手時間^{※17}に達した場合。

※17 緊急時対策所の必要な負荷運転時における燃料給油作業着手時間及び給油間隔の目安は以下のとおり。

- ・運転開始後18時間（その後約36時間ごとに給油）

(b) 操作手順

緊急時対策所用発電機への燃料給油手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所用発電機への燃料給油概要図を第1.18-20図に、緊急時対策所用発電機への燃料給油手順のタイムチャートを第1.18-21図に示す。

- ① 復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリによる緊急時対策所用発電機への燃料給油を指示する。
- ② 復旧班は、緊急時対策所用燃料地下タンクから緊急時対策所用発電機への燃料給油作業の準備を行う。
- ③ 復旧班は、タンクローリを保管エリアから緊急時対策所用燃料地下タンク近傍に移動させ、燃料の補給を行う。
- ④ 復旧班は、タンクローリを緊急時対策所用発電機の近傍に移動させ、緊急時対策所用発電機への燃料給油を実施する。
- ⑤ 復旧班は、緊急時対策所用発電機の燃料油量を確認し、負荷運転時の燃料給油間隔を目安に、以降③、④を繰り返し燃料の給油を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、復旧班2名で行い、作業開始を判断してから1回の燃料給油に係る一連の作業完了まで2時間50分以内で可能である。なお、タンクローリに残油がある場合には、30分以内で可能である。

緊急時対策所用発電機の燃料消費率は、実負荷にて起動から燃料の枯渇までの時間を42時間以上と想定しており、枯渇までに燃料給油を実施する。

(添付資料1.18.5 添付5-1)

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

e. 緊急時対策所用発電機（予備）の切替え手順

緊急時対策所用発電機を運転した場合で、緊急時対策所用発電機が2台損傷した際は、緊急時対策所用発電機（予備）との切替えが必要となる。緊急時対策所用発電機が2台損傷した場合の緊急時対策所用発電機（予備）の切替え手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所用発電機を運転した場合で、緊急時対策所用発電機2台の損傷のため緊急時対策所用発電機（予備）への切替えが必要となった場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所用発電機を予備に切り替える手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所用発電機（予備）の切替え手順のタイムチャートを第1.18-22図に示す。

- ① 復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所用発電機（予備）への切替えを指示する。
- ② 復旧班は、使用中の緊急時対策所用発電機設置場所へ移動し、当該電源設備が起動不可であることを確認する。
- ③ 復旧班は、緊急時対策所用発電機（予備）の保管場所へ移動し、緊急時対策所用発電機（予備）の外観点検を実施する。
- ④ 復旧班は、緊急時対策所用発電機（予備）を緊急時対策所北側へ移動する。
- ⑤ 復旧班は、緊急時対策所用発電機（予備）と緊急時対策所 発電機接続プラグ盤間に可搬ケーブルを敷設し、可搬ケーブル接続を行う。
- ⑥ 復旧班は、絶縁抵抗測定により電路の健全性を確認し、遮断器の「入」操作を実施する。
- ⑦ 復旧統括は、「1.18.2.4(1) c. 緊急時対策所用発電機の切替え手順」の手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策所用発電機（予備）からの給電を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、復旧班3名で行い、作業開始を判断してから一連の作業完了まで3時間15分以内で可能である。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

第1.18-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
—	—	居住性の確保	緊急時対策所 緊急時対策所遮蔽 緊急時対策所空気浄化送風機 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット 緊急時対策所正圧化装置（配管・弁） 緊急時対策所正圧化装置可搬型配管・弁 緊急時対策所空気浄化装置（配管・弁） 緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト 緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ） 可搬式エリア放射線モニタ 可搬式モニタリング・ポスト ^{*1} 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 差圧計	重大事故等対処設備 原子力災害対策手順書 「緊急時対策所空気浄化装置運転」 「緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定」 「緊急時対策所内部可搬式エリア放射線モニタ設置手順」 「緊急時対策所空気ボンベ加圧設備による空気供給準備」 「緊急時対策所空気浄化装置から緊急時対策所空気ボンベ加圧設備への切替」 「緊急時対策所空気ボンベ加圧設備から緊急時対策所空気浄化装置への切替」 緊急時対策所運用手順書
			安全パラメータ表示システム（SPDS） 衛星電話設備（携帯型） ^{*2} 衛星電話設備（固定型） ^{*2} 無線通信設備（携帯型） ^{*2} 無線通信設備（固定型） ^{*2} 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 ^{*2} 無線通信設備（屋外アンテナ） ^{*2} 衛星通信装置 ^{*2} 衛星電話設備（屋外アンテナ） ^{*2} 無線通信装置 ^{*2} 有線（建物内）（無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの） ^{*2} 有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（SPDS）に係るもの） 有線（建物内）（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備に係るもの） ^{*2}	重大事故等対処設備 原子力災害対策手順書 「安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視」 「重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備」
			所内通信連絡設備（警報装置を含む。） ^{*2} 電力保安通信用電話設備 ^{*2} 衛星電話設備（社内向） ^{*2} テレビ会議システム ^{*2} 専用電話設備 ^{*2} 局線加入電話設備 ^{*2}	自主対策設備
			対策の検討に必要な資料 ^{*3}	資機材
—	—	必要な数の要員の収容	放射線管理用資機材 ^{*3} 飲料水，食料等 ^{*3}	資機材 原子力災害対策手順書 「放射線管理用資機材の維持管理等」 「緊急時対策所チェンジングエリアの運用手順」 「緊急時対策所空気浄化装置の待機側への切替」 緊急時対策所運用手順書
			緊急時対策所全交流動力電源	代替交流電源設備からの給電 緊急時対策所用発電機 可搬ケーブル 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤 緊急時対策所 低圧母線盤 緊急時対策所用燃料地下タンク タンクローリ ホース 緊急時対策所用発電機～緊急時対策所 低圧母線盤[電路]

*1：手順は「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

*2：手順は「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

*3：「対策の検討に必要な資料」，「放射線管理用資機材」及び「飲料水，食料等」については資機材であるため，重大事故等対処設備としない。

第1.18-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1/2)

対応手段	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ (計器)
1.18.2.1 居住性を確保するための手順等			
(1)緊急時対策所立ち上げの手順 a. 緊急時対策所空気浄化送風機運転手順	判断基準	—	—
	操作	緊急時対策所空気浄化送風機運転	空気浄化設備系空気浄化設備給気風量 差圧計
(1)緊急時対策所立ち上げの手順 b. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	判断基準	—	—
	操作	緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計
(2)「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象発生時の手順 a. 可搬式エリア放射線モニタの設置手順	判断基準	—	—
	操作	緊急時対策所内の空間線量率	可搬式エリア放射線モニタ
(3)重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 b. 緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順	判断基準	緊急時対策所内の空間線量率	可搬式エリア放射線モニタ
		緊急時対策所周辺の空間線量率	可搬式モニタリング・ポスト
		サブプレッション・プール水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉格納容器内のガンマ線線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器表面温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
	操作	緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンペ) による加圧	緊急時対策所換気空調系空気ポンペ加圧設備空気供給流量 差圧計
		緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計
(3)重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 c. 緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンペ) から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順	判断基準	緊急時対策所内の空間線量率	可搬式エリア放射線モニタ
		緊急時対策所周辺の空間線量率	可搬式モニタリング・ポスト
	操作	緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンペ) から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え	空気浄化設備系空気浄化設備給気風量 差圧計
		緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計

第1.18-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(2/2)

対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等			
(1)放射線管理 c. 緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順	判断基準	—	—
	操作	緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え	空気浄化設備系空気浄化設備給気風量 差圧計
		緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計
1.18.2.4 代替交流電源設備からの給電手順			
(1)緊急時対策所用発電機による給電 b. 緊急時対策所用発電機起動手順	判断基準	緊急時対策所電源	緊急時対策所母線電圧
	操作	緊急時対策所用発電機の起動	緊急時対策所用発電機燃料油量 緊急時対策所用発電機電圧 緊急時対策所用発電機電流 緊急時対策所用発電機周波数
		緊急時対策所電源	緊急時対策所母線電圧
(1)緊急時対策所用発電機による給電 c. 緊急時対策所用発電機の切替え手順	判断基準	—	—
	操作	緊急時対策所用発電機の切替え	緊急時対策所用発電機電圧 緊急時対策所用発電機電流 緊急時対策所用発電機周波数
		緊急時対策所電源	緊急時対策所母線電圧
(1)緊急時対策所用発電機による給電 d. 緊急時対策所用発電機への燃料給油手順	判断基準	緊急時対策所用発電機の燃料残量	緊急時対策所用発電機燃料油量
	操作	緊急時対策所用発電機への燃料給油	緊急時対策所用発電機燃料油量

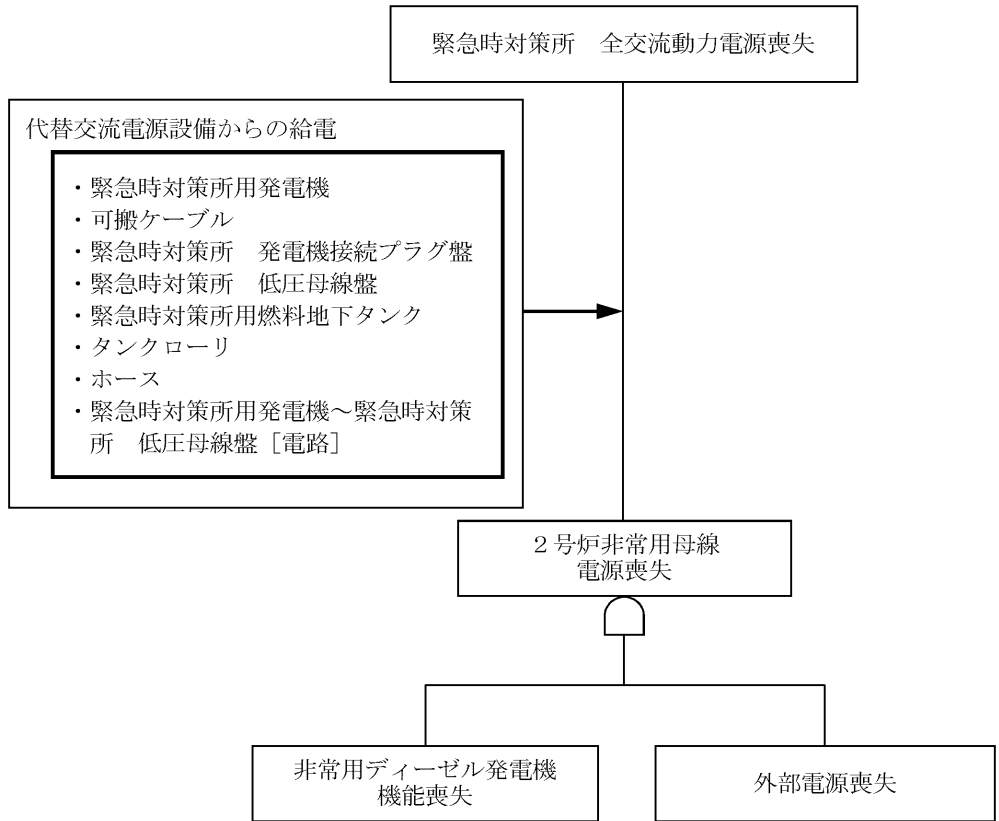
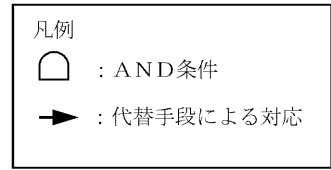
第1.18-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備*	給電元 給電母線
<p>【1.18】</p> <p>緊急時対策所の居住性等に関する手順等</p>	緊急時対策所空気浄化送風機	<p>緊急時対策所用代替交流電源設備</p> <p>緊急時対策所低圧母線</p>
	衛星電話設備（固定型）	<p>緊急時対策所用代替交流電源設備</p> <p>緊急時対策所低圧母線</p>
	無線通信設備（固定型）	<p>緊急時対策所用代替交流電源設備</p> <p>緊急時対策所低圧母線</p>
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	<p>緊急時対策所用代替交流電源設備</p> <p>緊急時対策所低圧母線</p>
	SPDS 伝送サーバ	<p>緊急時対策所用代替交流電源設備</p> <p>緊急時対策所低圧母線</p>
	SPDS データ表示装置	<p>緊急時対策所用代替交流電源設備</p> <p>緊急時対策所低圧母線</p>

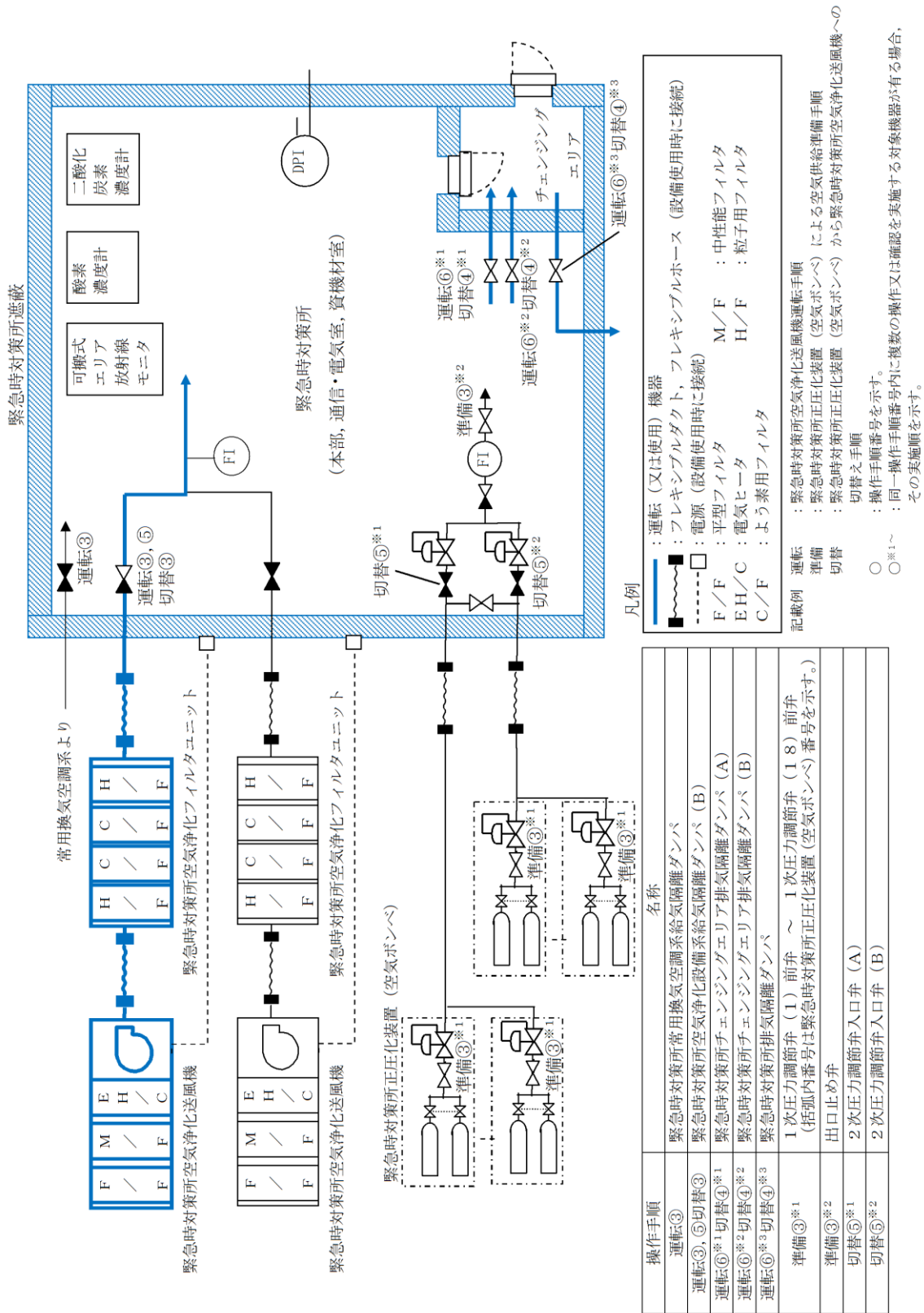
※ 通信連絡設備における給電対象設備は「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

第1.18-4表 重大事故等対処に係る通信連絡設備一覧

対応設備	
無線通信設備	無線通信設備（携帯型）
	無線通信設備（固定型）
衛星電話設備	衛星電話設備（携帯型）
	衛星電話設備（固定型）
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム
	I P - 電話機
	I P - F A X



第1.18-1図 機能喪失原因対策分析



第1.18-2図 緊急時対策所換気空調設備 系統概要図

(ブルーム通過前及び通過後：緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化)

操作手順	名称
運転③	緊急時対策所常用換気空調系供給気隔離ダンパ (B)
運転③、⑤切替③	緊急時対策所空気浄化設備供給気隔離ダンパ (B)
運転⑥ ^{*1} 切替④ ^{*1}	緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ (A)
運転⑥ ^{*2} 切替④ ^{*2}	緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ (B)
運転⑥ ^{*3} 切替④ ^{*3}	緊急時対策所排気隔離ダンパ
準備③ ^{*1}	1 次圧力調節弁 (1) 前弁 (18) 前弁 (括弧内番号は緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンプ) 番号を示す。)
準備③ ^{*2}	出口止め弁
切替③ ^{*1}	2 次圧力調節弁入口弁 (A)
切替③ ^{*2}	2 次圧力調節弁入口弁 (B)

凡例

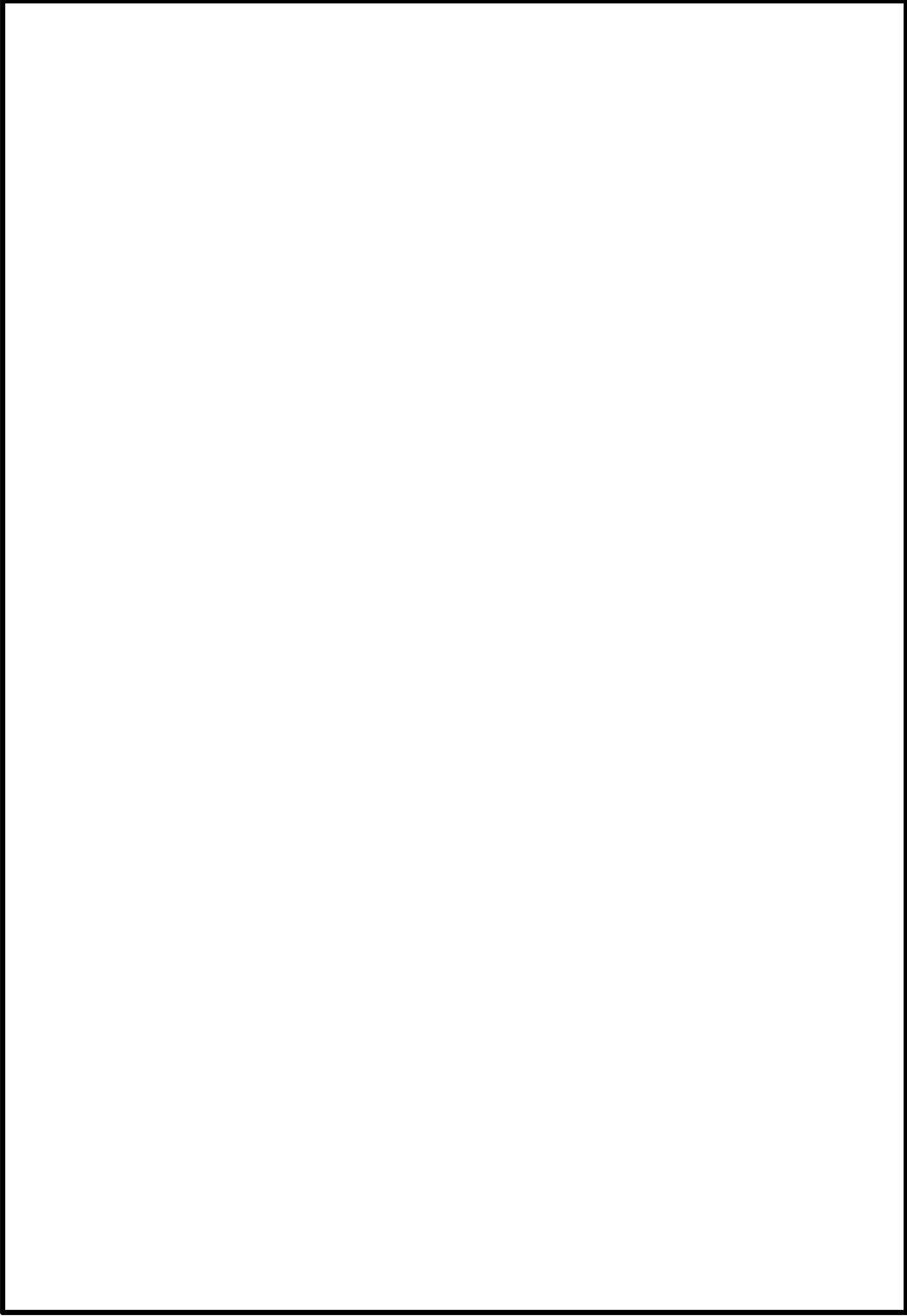
- : 運転 (又は使用) 機器
- : フレキシブルダクト, フレキシブルホース (設備使用時に接続)
- : 電源 (設備使用時に接続)
- F/F : 平型フィルタ M/F : 中性能フィルタ
- E/H/C : 電気ヒーター H/F : 粒子用フィルタ
- C/F : よう素用フィルタ

記載例

- 運転 : 緊急時対策所空気浄化送風機運転手順
- 準備 : 緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンプ) による空気供給準備手順
- 切替 : 緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンプ) から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順
- : 操作手順番号を示す。
- ^{*1}~○^{*3} : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象機器がある場合、その実施順を示す。

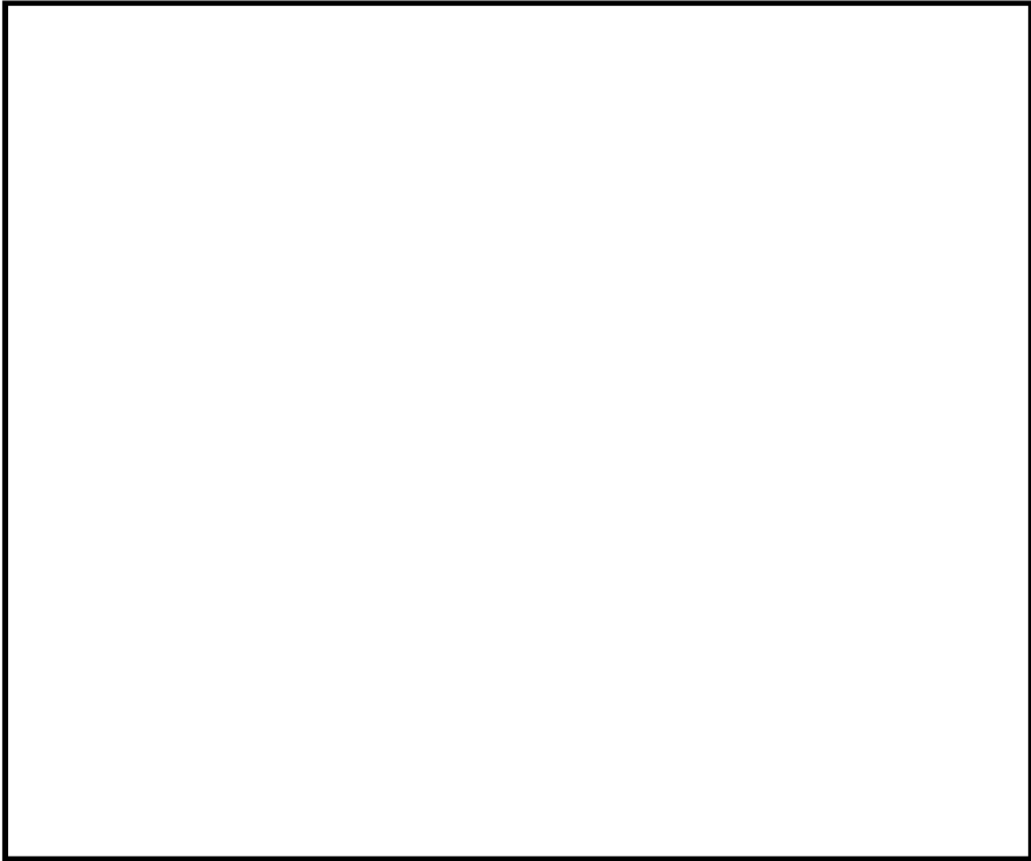
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考	
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
緊急時対策所空気浄化送風機運転	2	使用側空気浄化送風機起動完了 45分													
		待機側接続完了 1時間30分													
		使用側甲操型ダクト・電源接続													
		給風機ダンパ操作													
空気浄化送風機起動, 給気流量調整, 本部・チェンジングエリア圧力調整															
待機側可搬ダクト運搬接続・電源接続															

第1.18-3図 緊急時対策所空気浄化送風機運転 タイムチャート



第1.18-4図 緊急時対策所空気浄化送風機，緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び
緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）設置場所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



【凡例】

- : 酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計 保管場所
- : 可搬式エア放射線モニタ 保管場所
- : 酸素濃度, 二酸化炭素濃度 測定箇所
- : 可搬式エア放射線モニタ 測定箇所
- : 差圧計 設置箇所

緊急時対策所平面図

第1.18-5図 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定点

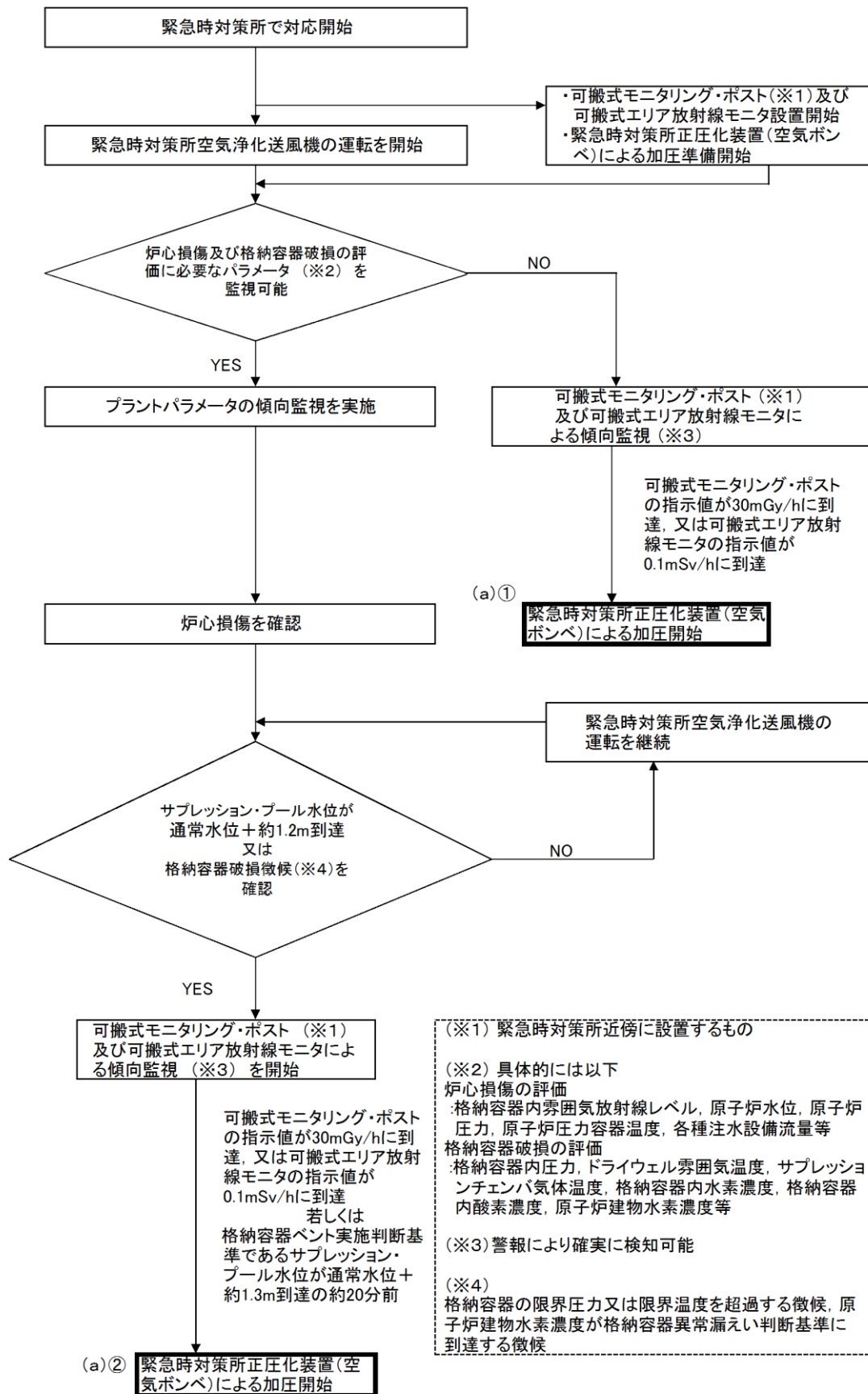
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)											備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		120		
手順の項目	要員(数)	モニタ設置完了 20分														
可搬式エリア放射線モニタ設置	緊急時対策要員	1	<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="width: 100px; height: 15px; background-color: #0070C0; margin-right: 5px;"></div> モニタ設置 (移動含む) </div> <div style="display: flex; align-items: center; margin-top: 5px;"> <div style="width: 100px; height: 15px; background-color: #0070C0; margin-right: 5px;"></div> モニタ起動 </div>													

第1.18-6図 可搬式エリア放射線モニタ設置 タイムチャート

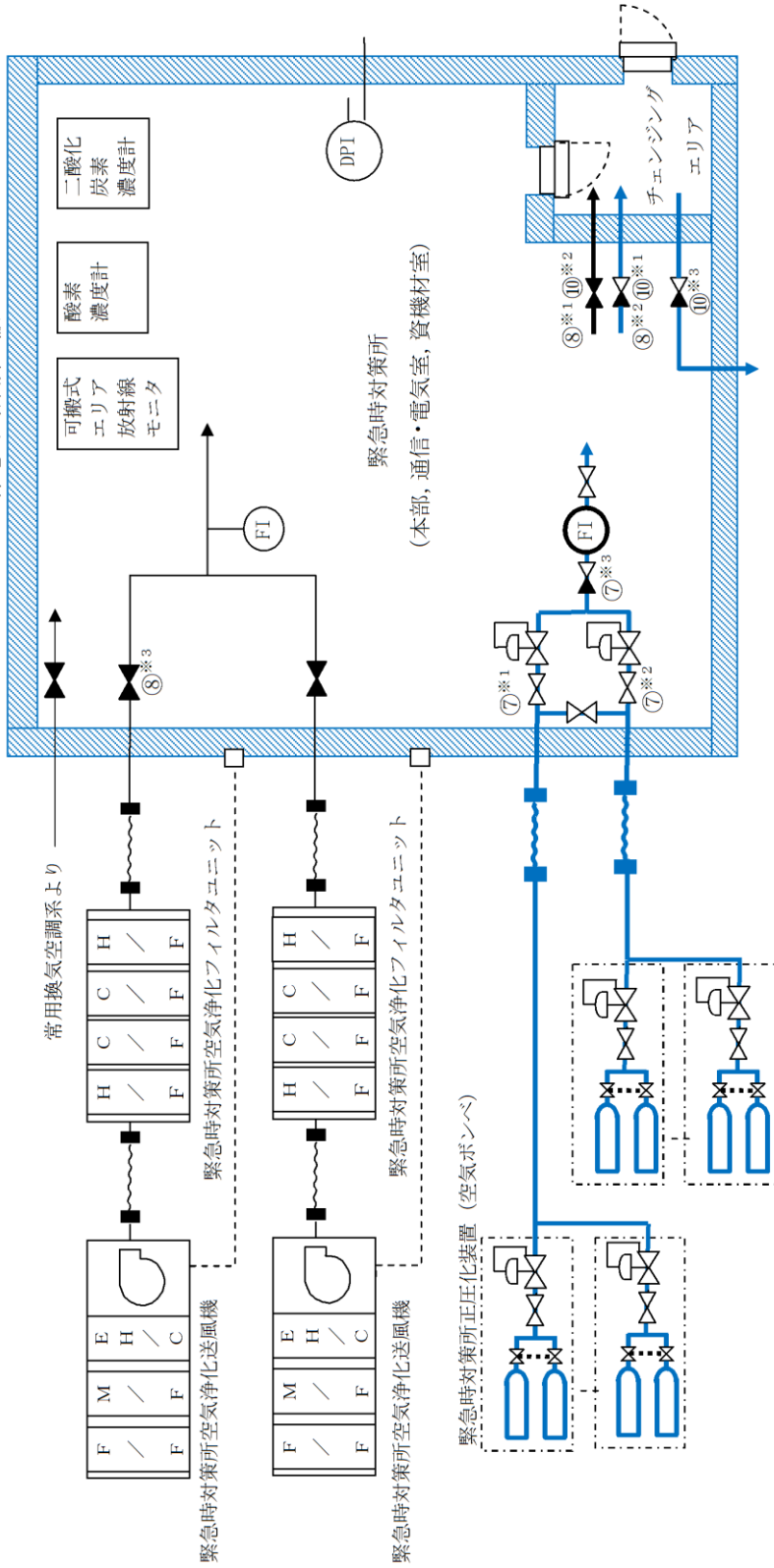
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
緊急時対策所正圧化装置(空気ポンプ)による空気供給準備	緊急時対策要員 2													空気供給準備完了
									弁系統構成					▽
									可搬配管接続					
														↑

第1.18-7図 緊急時対策所正圧化装置(空気ポンプ)による空気供給準備 タイムチャート



第1.18-8図 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）による
正圧化判断のフローチャート

緊急時対策所遮蔽



操作手順	名称
⑦*1	2次圧力調節弁入口弁 (A)
⑦*2	2次圧力調節弁入口弁 (B)
⑦*3	流量調節弁
⑧*1⑩*2	緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ (A)
⑧*2⑩*1	緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ (B)
⑧*3	緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパ (B)
⑩*3	緊急時対策所排気隔離ダンパ

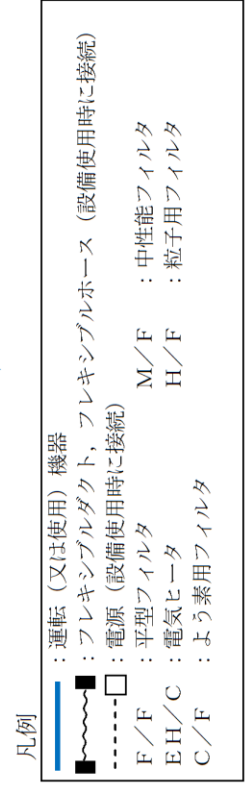
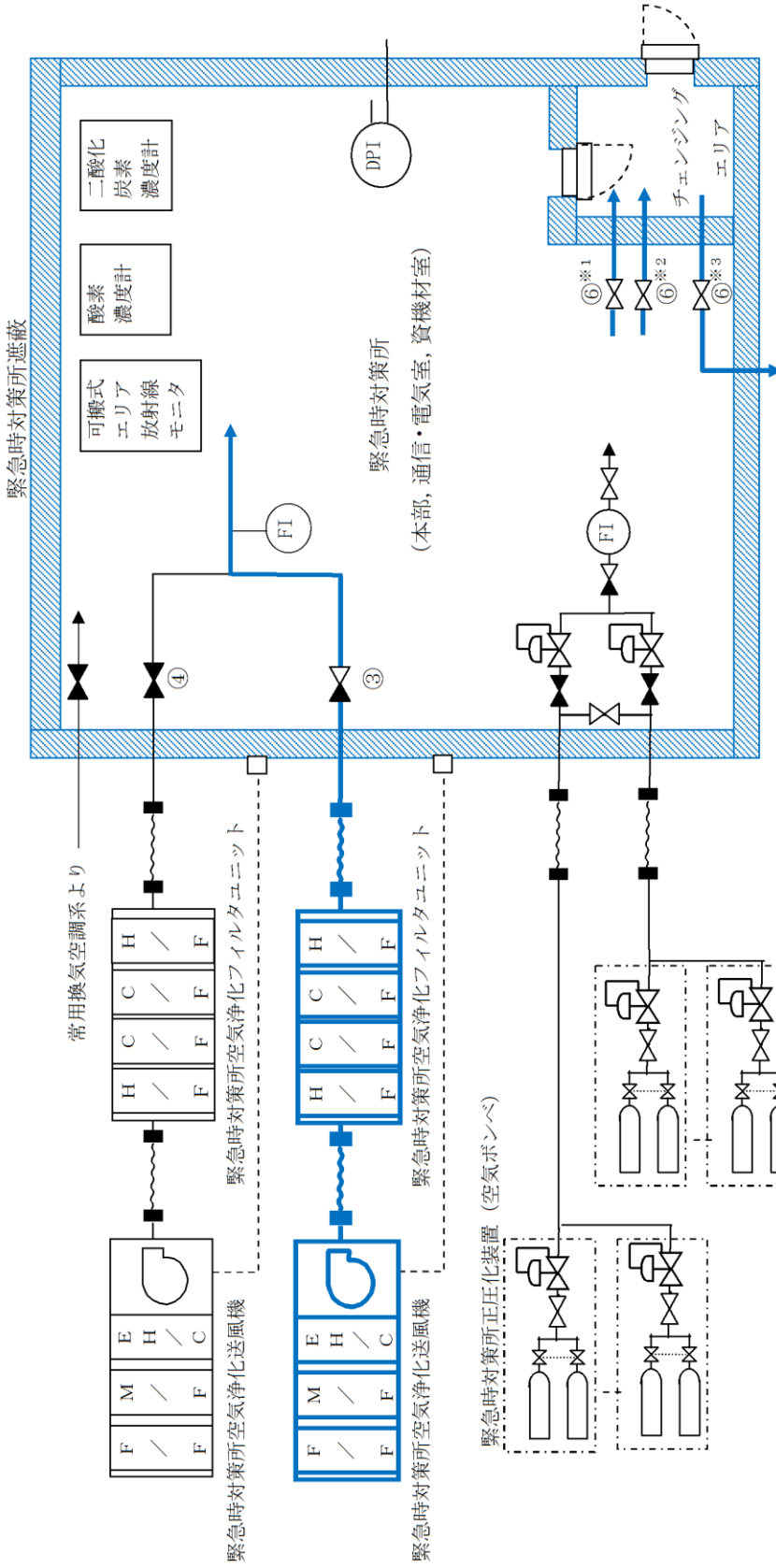
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認が有る場合、その実施順を示す。

凡例

- : 運転 (又は使用) 機器
- : フレキシブルダクト, フレキシブルホース (設備使用時に接続)
- - - : 電源 (設備使用時に接続)
- F/F : 平型フィルタ
- E/H/C : 電気ヒータ
- C/F : よう素用フィルタ
- M/F : 中性能フィルタ
- H/F : 粒子用フィルタ

第 1.18-9-1 図 緊急時対策所換気空調設備 系統概要図

(プルーフ通過中 : 緊急時対策所正圧化装置 (空気ボンベ) による正圧化)



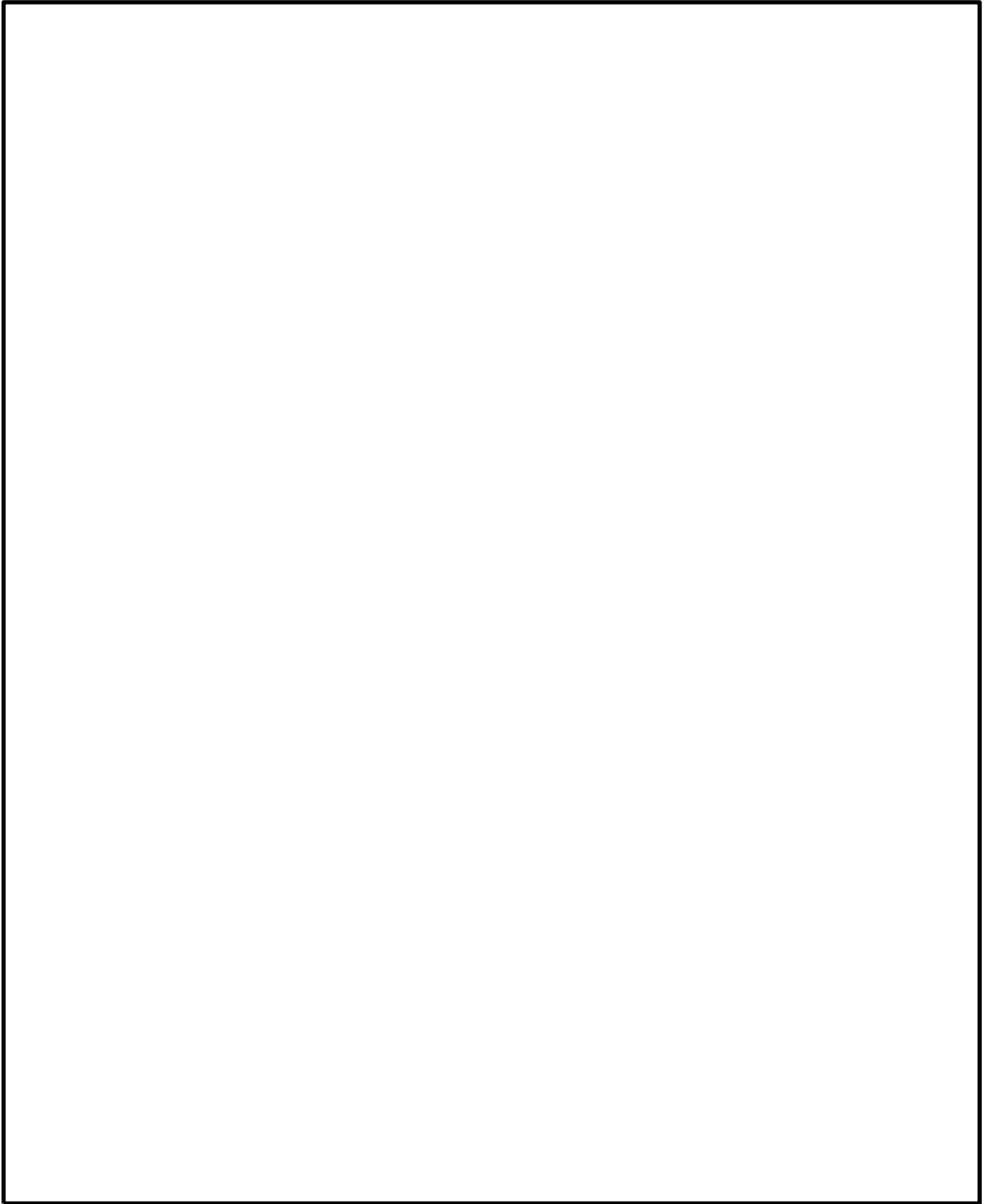
操作手順	名称
③	緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパ (A)
④	緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパ (B)
⑥*1	緊急時対策所チェンジングエア排気隔離ダンパ (A)
⑥*2	緊急時対策所チェンジングエア排気隔離ダンパ (B)
⑥*3	緊急時対策所排気隔離ダンパ

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象機器がある場合, その実施順を示す。

第1.18-9-2図 緊急時対策所換気空調設備 系統概要図 (緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの待機側への切替え)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員(数)	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
		緊急時対策所加圧開始 5分												
		▽												
		2次圧力調節弁入口弁開操作, 給気流量調整												
	1													
	1													
	緊急時対策要員													
緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンプ) による加圧	2													
	1													

第1.18-10図 緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンプ) による加圧 タイムチャート



第1.18-11図 緊急時対策所 見取り図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考				
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12					
	要員(数)	空気浄化送風機への切替え完了 5分																
緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンベ) から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え	緊急時対策要員	1	空気浄化送風機起動															
		1																
		2																
		1																

第 1.18-12 図 緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンベ) から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え

タイムチャート

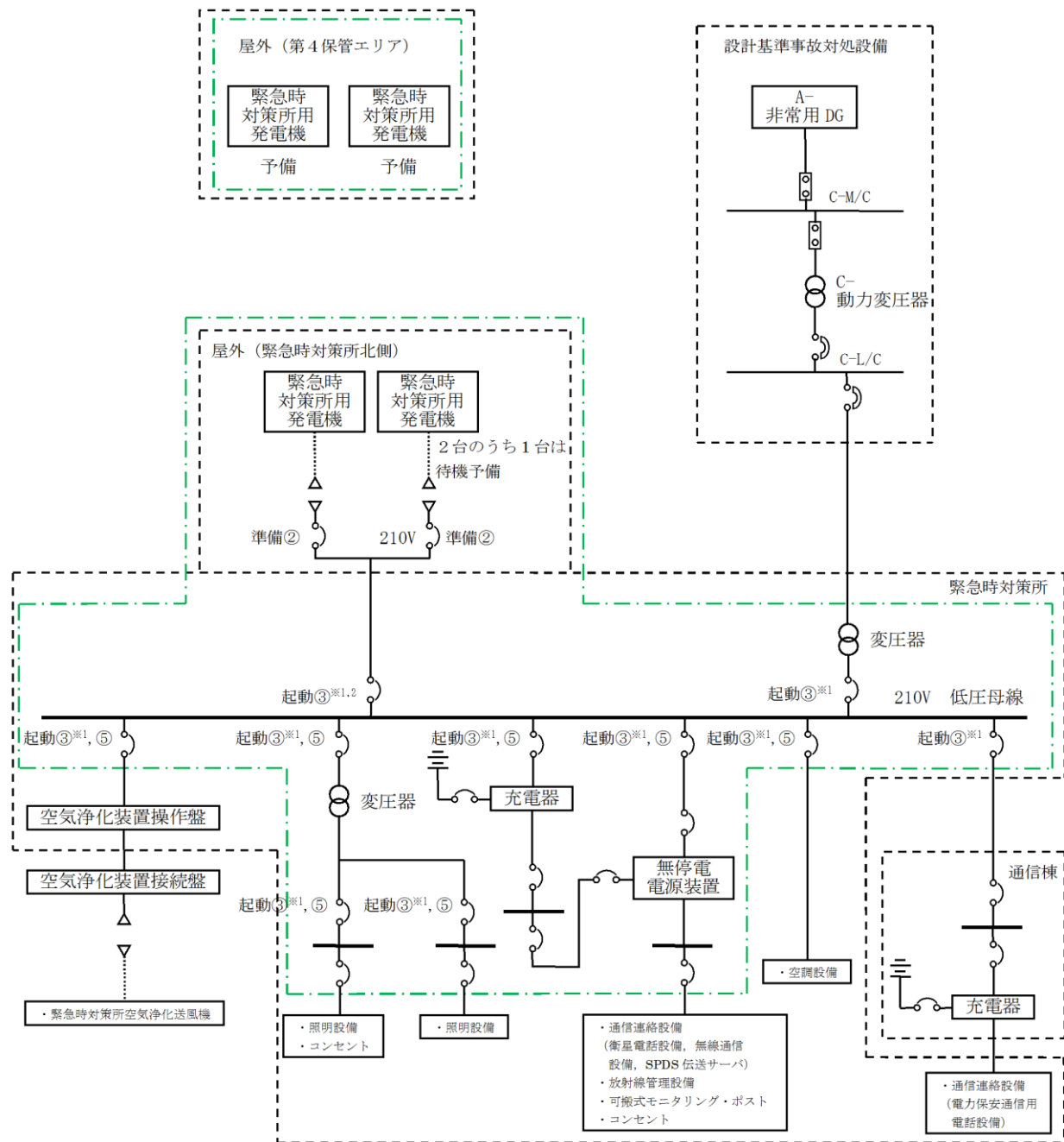
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	
手順の項目	要員(数)	チェン징ングエリア設置完了 20分												
緊急時対策所チェン징ングエリアの設置	緊急時対策要員 1	エリア状況確認												
		エリア設置												

第1.18-14図 緊急時対策所チェン징ングエリアの設置 タイムチャート

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12			
手順の項目	要員(数)	空気浄化送風機待機側への切替え完了 6分														
緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え	1	空気浄化送風機起動 (待機側)														
		空気浄化送風機停止 (使用側)														
	2	給気隔離ダンパ操作, 給気流量調整														
		本部・チェンジングエリア圧力調整														

第 1.18-15 図 緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え

タイムチャート



- 【凡例】**
- : 高圧遮断器
 - : 低圧遮断器
 - : 配線用遮断器
 - : 重大事故等対処設備のうち電源設備
 - : 可搬ケーブルのコネクタ

- 記載例
- 準備 : 緊急時対策所用発電機準備手順
 - 起動 : 緊急時対策所用発電機起動手順
 - : 操作手順番号を示す。
 - ※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作を実施する遮断器がある場合、その実施順を示す。

第1.18-16図 緊急時対策所 給電系統概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考	
手順の項目	要員(数)	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		
緊急時対策所用発電機準備	3														
		緊急時対策所用発電機準備完了 40分													
		ケーブル敷設 (移動, 接続作業含む)													
		絶縁抵抗測定, 遮断器操作													

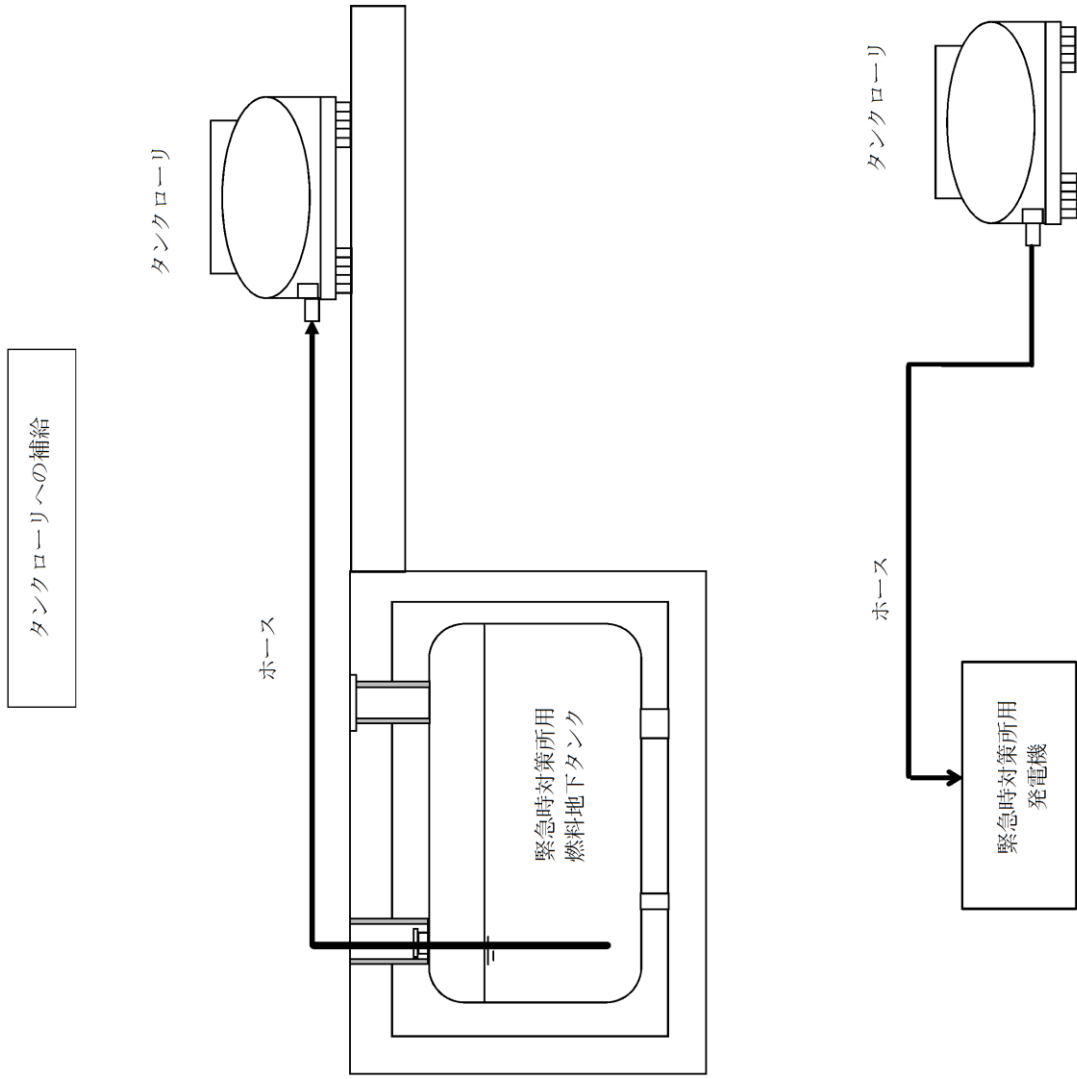
第1.18-17図 緊急時対策所用発電機準備 タイムチャート

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	
手順の項目	緊急時対策所用発電機起動完了 20分												
緊急時対策所用発電機起動	要員(数)												
	緊急時対策要員												
	3												
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 発電機起動準備 (移動) 発電機起動 緊急時対策所発電機操作 (移動含む) </div>													

第1.18-18図 緊急時対策所用発電機起動 タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	
緊急時対策所用発電機の切替え	要員(数) 緊急時対策要員 2	緊急時対策所用発電機の切替え完了 20分												
		▽												
		発電機設置場所への移動												
		使用中発電機 (A) 停止前確認												
		待機中発電機 (B) 起動, 起動後確認, 並列, 並列後確認												
使用中発電機 (A) 停止												↑		

第1.18-19図 緊急時対策所用発電機の切替え タイムチャート



第1.18-20図 緊急時対策所用発電機への燃料給油 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240	
手順の項目	要員(数)	緊急時対策所用発電機への燃料給油完了 2時間50分												
緊急時対策所用発電機への燃料給油	緊急時対策要員	<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="width: 100%; height: 20px; background-color: #00aaff; margin-bottom: 5px;"></div> <div style="font-size: 8px; margin-left: 5px;">機材運搬, タンクローリ接続, 燃料抜き取り (移動含む)</div> </div> <div style="display: flex; align-items: center; margin-top: 5px;"> <div style="width: 100%; height: 20px; border: 1px solid black; margin-bottom: 5px;"></div> <div style="font-size: 8px; margin-left: 5px;">燃料給油, 片付け</div> </div> <div style="display: flex; align-items: center; margin-top: 5px;"> <div style="width: 100%; height: 20px; border: 1px solid black; margin-bottom: 5px;"></div> <div style="font-size: 8px; margin-left: 5px;">▲</div> </div>												

必要な要員と作業項目		経過時間(分)												備考		
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		260	280
手順の項目	要員(数)	緊急時対策所用発電機(予備)の切替え完了 3時間15分														
		緊急時対策所用発電機起動不可確認(移動含む)														
		緊急時対策所用発電機(予備)点検(移動含む)														
緊急時対策所用発電機(予備)の切替え	3 緊急時対策要員	緊急時対策所用発電機(予備)移動														
		緊急時対策所用発電機(予備)点検(移動含む)														
		緊急時対策所用発電機(予備)移動														
		緊急時対策所用発電機(予備)点検(移動含む)														
		緊急時対策所用発電機(予備)移動														
		ケーブル敷設(接続、絶縁抵抗測定、遮断器操作含む)														

第1.18-22図 緊急時対策所用発電機(予備)の切替え 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 / 6)

技術的能力審査基準 (1.18)	番号	設置許可基準規則 (六十一条)	技術基準規則 (七十六条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持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>	本文	<p>【本文】 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。 一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。 二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。 三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。 2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p>	<p>【本文】 第四十六条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に定めるところによらなければならない。 一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講ずること。 二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けること。 三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けること。 2 緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる措置を講じなければならない。</p>	本文
<p>【解釈】 1 「現地対策本部としての機能を維持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。</p>	-	<p>【解釈】 1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、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備えたものをいう。</p>	<p>【解釈】 1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、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備えたものをいう。</p>	-
<p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p>	①	<p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p>	<p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p>	①
		<p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p>	<p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p>	②

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/6)

技術的能力審査基準 (1.18)	番号	設置許可基準規則 (六十一条)	技術基準規則 (七十六条)	番号
b) 緊急時対策所が，代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	③	c) 緊急時対策所は，代替交流電源からの給電を可能とすること。また，当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は，多重性又は多様性を有すること。	c) 緊急時対策所は，代替交流電源からの給電を可能とすること。また，当該代替電源を含めて緊急時対策所の電源は，多重性又は多様性を有すること。	③
		d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように，適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。	d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように，適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。	④
		e) 緊急時対策所の居住性については，次の要件を満たすものであること。 ①想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 ②ブルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き，対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。 ③交替要員体制，安定ヨウ素剤の服用，仮設備等を考慮してもよい。ただし，その場合は，実施のための体制を整備すること。 ④判断基準は，対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。	e) 緊急時対策所の居住性については，次の要件を満たすものであること。 ①想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 ②ブルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き，対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしで評価すること。 ③交替要員体制，安定ヨウ素剤の服用，仮設備等を考慮してもよい。ただし，その場合は，実施のための体制を整備すること。 ④判断基準は，対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。	⑤
c) 対策要員の装備(線量計及びマスク等)が配備され，放射線管理が十分できること。	⑥			
d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。	⑦			
e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間，活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。	⑧			
		f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。	f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。	⑨
2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは，「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え，少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。	—	2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは，第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え，少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。	2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは，第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え，少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3 / 6)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能 か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考
居住性の確保	緊急時対策所	新設	本文 ① ② ④ ⑤	—	—	—	—	—	—
	緊急時対策所遮蔽	新設							
	緊急時対策所空気浄化送風機	新設							
	緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	新設							
	緊急時対策所空気浄化装置(配管・弁)	新設							
	緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト	新設							
	緊急時対策所正圧化装置(空気ポンプ)	新設							
	緊急時対策所正圧化装置(配管・弁)	新設							
	緊急時対策所正圧化装置可搬型配管・弁	新設							
	酸素濃度計	新設							
	二酸化炭素濃度計	新設							
	差圧計	新設							
	可搬式エリア放射線モニタ	新設							
	可搬式モニタリング・ポスト	新設							
代替電源設備からの給電の確保	緊急時対策所用発電機	新設	本文 ① ② ③	—	—	—	—	—	—
	可搬ケーブル	新設							
	緊急時対策所 発電機接続プラグ盤	新設							
	緊急時対策所 低圧母線盤	新設							
	緊急時対策所用燃料地地下タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
	ホース	新設							
	緊急時対策所用発電機～緊急時対策所 低圧母線盤[電路]	新設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(4 / 6)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能 か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考
必要 な 指 示 及 び 通 信 連 絡	安全パラメータ表示システム (SPDS)	新設	本文 ① ②	必要 な 指 示 及 び 通 信 連 絡	所内通信連絡設備(警報装 置を含む)	常設	—	—	—
	無線通信設備(携帯型)	新設			電力保安通信用電話設備	常設 / 可搬	—	—	—
	無線通信設備(固定型)	新設			衛星電話設備(社内向)	常設	—	—	—
	衛星電話設備(携帯型)	新設			テレビ会議システム	常設	—	—	—
	衛星電話設備(固定型)	新設			専用電話設備	常設	—	—	—
	無線通信設備(屋外アンテナ)	新設			局線加入電話設備	常設	—	—	—
	衛星電話設備(屋外アンテナ)	新設							
	無線通信装置	新設							
	衛星通信装置	新設							
	統合原子力防災ネットワーク に接続する通信連絡設備	新設							
	有線(建物内)(無線通信設 備(固定型), 衛星電話設備 (固定型)に係るもの)	新設							
	有線(建物内)(安全パラメー タ表示システム(SPDS) に係るもの)	新設							
	有線(建物内)(統合原子力 防災ネットワークに接続する 通信連絡設備に係るもの)	新設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(5 / 6)

基準解釈対応手順			
機能	機器名称	基準解釈対応	備考
必要な指示及び通信連絡	1. 18. 2. 2(2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備	本文 ⑦	
必要な要員の収容	1. 18. 2. 3(1) b. チェンジングエリアの設置及び運用手順	本文 ⑥ ⑧ ⑨	
	1. 18. 2. 3(2) 飲料水，食料等の維持管理		

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(6 / 6)

技術的能力審査基準(1.18)	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持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>緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、当該重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。</p> <p>また、緊急時対策所に配備する設備により必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、必要な手順を整備する。</p> <p>発電用原子炉施設の内外と通信連絡するために必要な手順を整備する。</p>
<p>【解釈】</p> <p>1 「現地対策本部としての機能を維持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。</p>	—
<p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>重大事故が発生した場合においても換気設備等を用いた放射線防護措置により重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備する。</p>
<p>b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>緊急時対策所用の電源は、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電を行うための手順を整備する。</p>
<p>c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。</p>	<p>資機材等（放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材）により十分な放射線管理を行える手順等を整備する。</p>
<p>d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。</p>	<p>資機材等（対策の検討に必要な資料）を整備する。</p>
<p>e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。</p>	<p>資機材等（飲料水，食料等）を備蓄する。</p>
<p>2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>緊急時対策所にとどまる要員は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員46名と、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員23名の合計69名とする。</p>

居住性を確保するための手順等の説明について

添付2-1 炉心損傷の判断基準について

炉心損傷に至るケースとしては、注水機能喪失により原子炉水位が燃料棒有効長頂部（T A F）以上に維持できない場合において、原子炉水位が低下し、炉心が露出し冷却不全となる場合が考えられる。

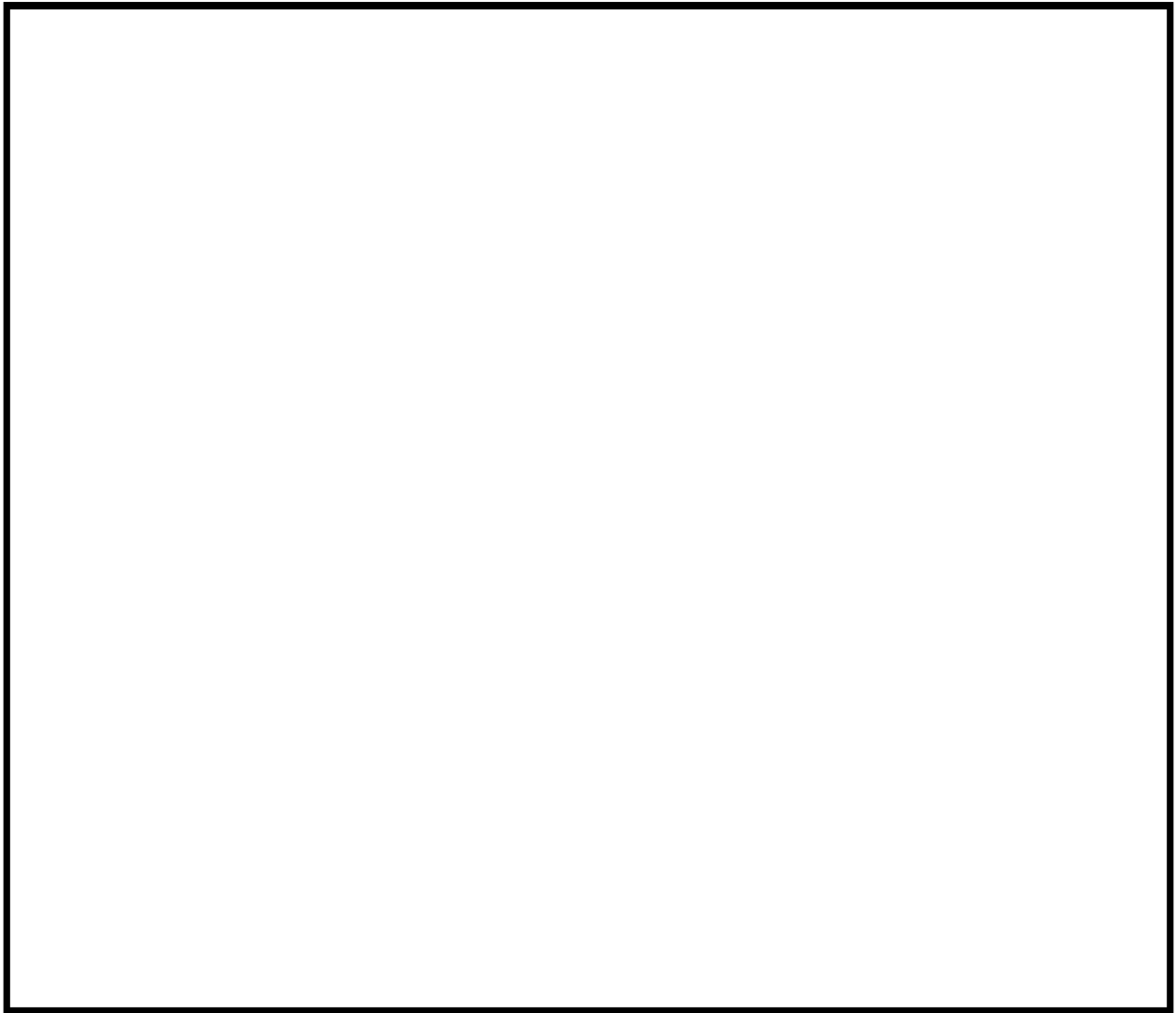
事故時操作要領書（徴候ベース）では、原子炉への注水系統を十分に確保できず原子炉水位がT A F未満となった際に、格納容器雰囲気放射線モニタを用いて、ドライウェル内又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率の状況を確認し、第1図及び第2図に示す設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合を、炉心損傷開始の判断としている。

炉心損傷等により燃料被覆管から原子炉内に放出される希ガス等の核分裂生成物が、逃がし安全弁等を介して原子炉格納容器内に流入する事象進展を踏まえて、原子炉格納容器内のガンマ線線量率の値の上昇を、運転操作における炉心損傷の判断及び炉心損傷の進展割合の推定に用いているものである。

また、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故時に原子炉水位計、格納容器雰囲気放射線モニタ等の計装設備が使用不能となり、炉心損傷を迅速に判断できなかったことに鑑み、格納容器雰囲気放射線モニタに頼らない炉心損傷の判断基準について検討しており、その結果、格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能の場合は、「原子炉压力容器表面温度：300℃以上（1点以上）」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する。なお、300℃以上の判断に当たっては、近接の原子炉压力容器表面温度との比較、炉心への注水状況により、計器の単一故障による指示値の上昇でないことを確認する。

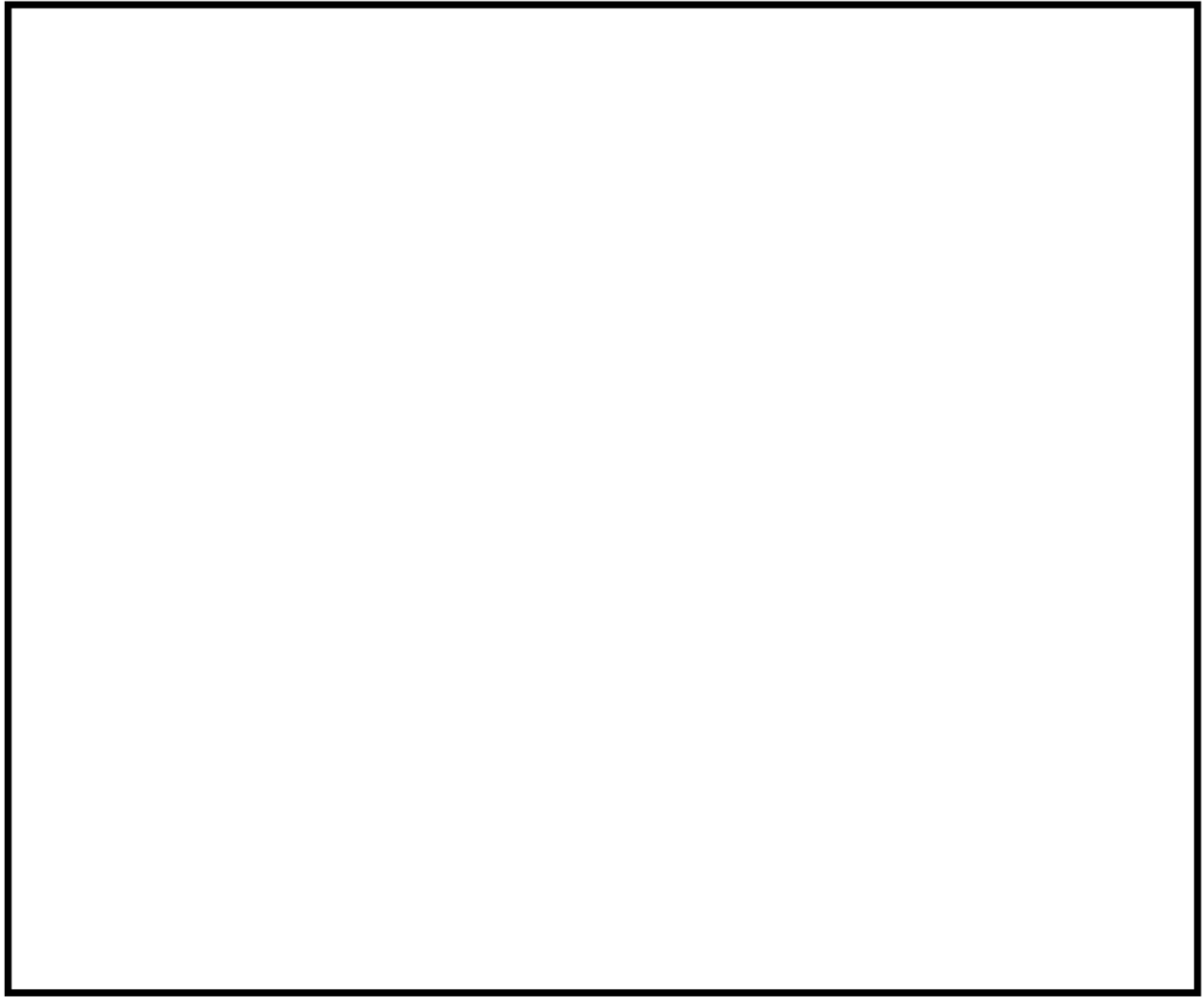
原子炉压力容器表面温度は、炉心が冠水している場合には、逃がし安全弁の動作圧力（安全弁機能の最大8.35MPa [gage]）における飽和温度約299℃を超えることはなく、300℃以上にはならない。一方、原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和温度を超えて上昇するため、300℃以上になると考えられる。上記より、炉心損傷の判断基準を300℃以上としている。

なお、炉心損傷判断は格納容器雰囲気放射線モニタが使用可能な場合は、当該の計装設備にて判断を行う。



第1図 ドライウェルのガンマ線線量率

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第2図 サプレッション・チェンバのガンマ線線量率

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添付2-2 緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）の運転操作について

1. 操作概要

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを通気することにより放射性物質の侵入を低減し、必要な換気を確保するため、緊急時対策所空気浄化送風機を起動する。

また、プルーム通過時においては、緊急時対策所空気浄化送風機から緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）に切り替えることにより、緊急時対策所への外気の流入を遮断し、要員の被ばくを低減する。

2. 必要要員数及び所要時間

(1) 必要要員数：

（緊急時対策所空気浄化送風機の起動）復旧班 2 名

（緊急時対策所空気浄化送風機から緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）への切替え）復旧班 5 名

(2) 所要時間：

（緊急時対策所空気浄化送風機の起動）

緊急時対策所空気浄化送風機起動完了まで 45 分以内*

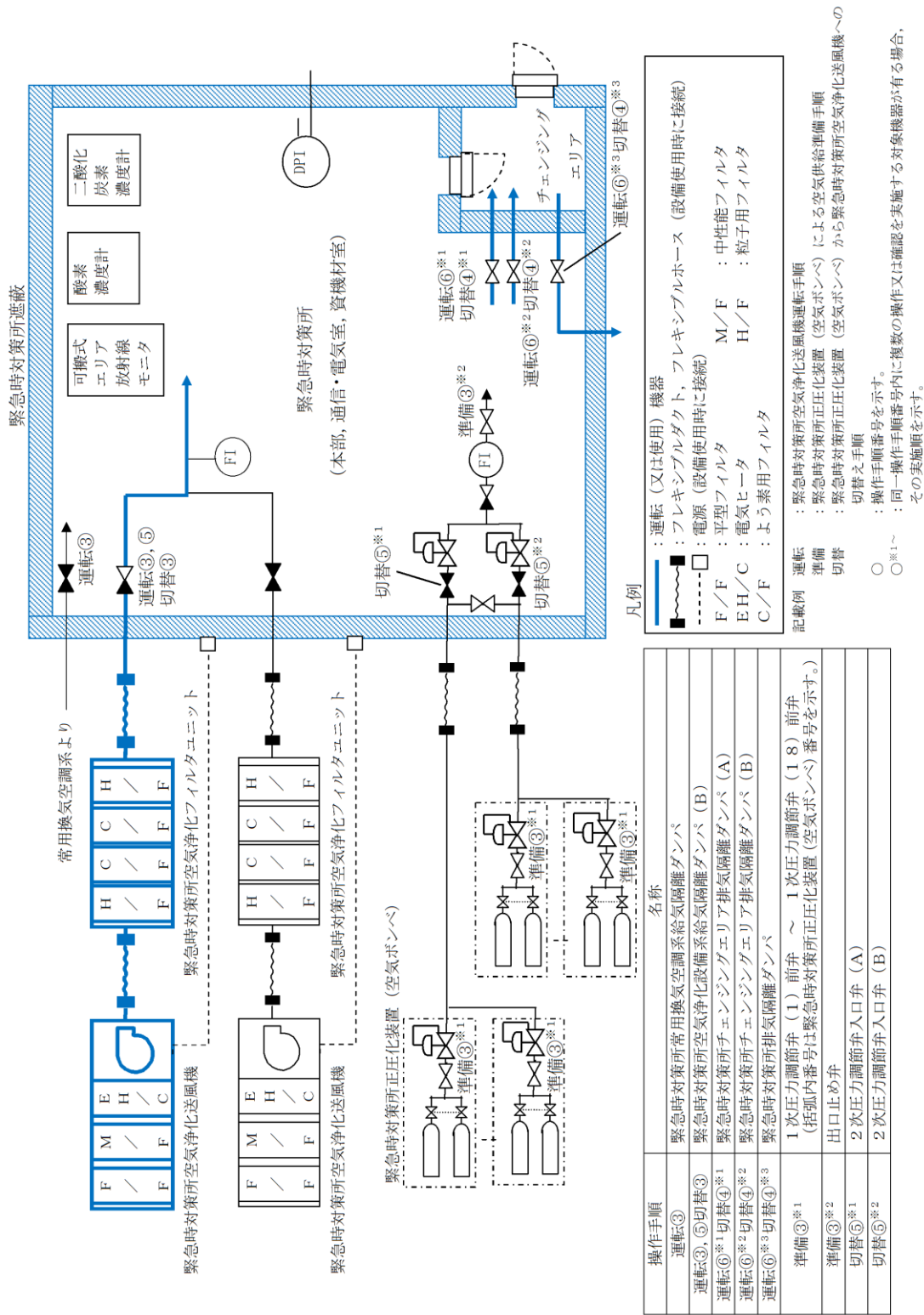
待機側接続完了まで 1 時間 30 分以内*

（緊急時対策所空気浄化送風機から緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）への切替え） 5 分以内*

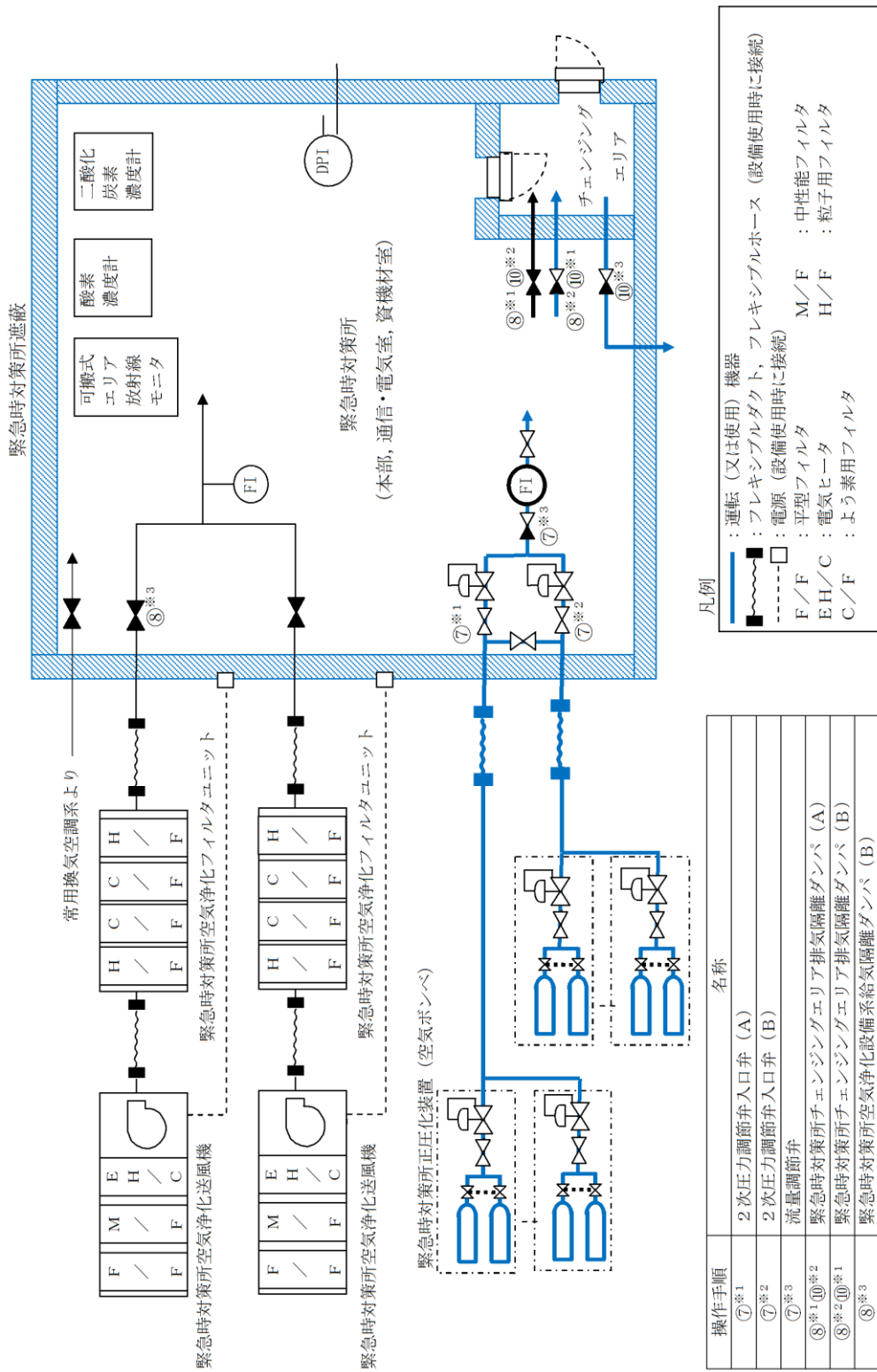
※所要時間は机上検討等から算定。

3. 系統構成

プルーム通過前及び通過後の緊急時対策所換気空調設備の概要図を第 1 図に、プルーム通過中の緊急時対策所換気空調設備の概要図を第 2 図に示す。



第1図 緊急時対策所換気空調設備 概要図 (ブルーム通過前及び通過後：緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化時)



第2図 緊急時対策換気空調設備 概要図
 (ブルーム通過中：緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンプ) による正圧化時)

4. 手順

(1) 緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化時

- ① 使用側の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト及び電源を接続する。
- ② 緊急時対策所常用換気空調系給気隔離ダンパを閉止し、使用側の緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパを調整開とする。
- ③ 緊急時対策所内に設置する空気浄化装置操作盤にて使用側の緊急時対策所空気浄化送風機を起動する。
- ④ 緊急時対策所空気浄化送風機からの流量指示値を確認し、必要により使用側の緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパにて流量を調整する。
- ⑤ 緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ及び緊急時対策所排気隔離ダンパを調整開とし、緊急時対策本部圧力を大気圧から正圧100Pa以上、緊急時対策所チェンジングエリア圧力を微正圧に調整する。
- ⑥ 待機側の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト及び電源を接続し、待機側を待機させる。

(2) 緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による正圧化時

- ① 緊急時対策所正圧化装置可搬型配管を接続する。
- ② 緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による緊急時対策所内の加圧に必要な系統構成（緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から出口止め弁まで）を行い、各部の漏えい等がないことを確認する。
- ③ 緊急時対策所内に設置されている緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）の2次圧力調節弁入口弁を開とし、流量調節弁にて流量を調節する。
- ④ 緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパを緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による加圧時の開度まで閉（調整開）するとともに緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパを閉とする。
- ⑤ 緊急時対策所内に設置する空気浄化装置操作盤にて緊急時対策所空気浄化送風機を停止する。
- ⑥ 緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ及び緊急時対策所排気隔離ダンパを調整開とし、緊急時対策本部圧力を大気圧から正圧100Pa以上、緊急時対策所チェンジングエリア圧力を微正圧に調整する。

添付 2-3 緊急時対策所の必要換気量について

1. 緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化時における緊急時対策所の空気供給量の設定

緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化時の評価条件別必要空気供給量を第 1 表に、緊急時対策所空気浄化送風機設備仕様を第 2 表に示す。緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化時の空気供給量は正圧維持、酸素濃度維持、二酸化炭素濃度抑制の全ての条件を満たす 958m³/h に余裕をみた 1,500m³/h に設定する。

第 1 表 緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化時の評価条件別必要空気供給量

評価条件	必要空気供給量 (m ³ /h)
正圧維持	330
酸素濃度維持	334
二酸化炭素濃度抑制	958

第 2 表 緊急時対策所空気浄化送風機設備仕様

設備名称	数量	仕様
緊急時対策所空気浄化送風機	100%×1台 (+予備2台)	風量：1,500m ³ /h/台
緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	100%×1基 (+予備2基)	風量：約1,500m ³ /h/基 総合除去効率* ・高性能粒子フィルタ*： 99.99%以上 (0.7μm粒子) ・よう素用チャコールフィルタ*： 99.75%以上 (有機よう素) 99.99%以上 (無機よう素)

※相対湿度 95%，温度 30℃における設備仕様

以下に、各条件の空気供給量の設定方法を示す。

(1) 正圧維持に必要な空気供給量

緊急時対策所の設計漏えい量は、類似施設である免震重要棟で実施した気密試験結果の漏えい率 0.12 回/h (20Pa 正圧化時) を基に、正圧化圧力を 100Pa で換算した想定設計漏えい率 0.15 回/h として算出した漏えい量 323m³/h に余裕をみた 330m³/h としている。

緊急時対策所体積×設計漏えい率＝設計漏えい量

$$2,150\text{m}^3 \times 0.15 \text{ 回/h} = 323\text{m}^3/\text{h}$$

上記の設計漏えい率は、緊急時対策所の漏えいの可能性のある箇所から算定した、合計漏えい量を上回っていることを以下のとおり確認している。

〈漏えいの可能性のある箇所〉

a. 屋外への扉（2箇所）

扉の合計面積 8.12m^2

$$(2.0\text{w} \times 2.8\text{h} + 1.2\text{w} \times 2.1\text{h})$$

扉面積あたりのリーク量： $20\text{m}^3/\text{h}/\text{m}^2$

(JIS A4702：A-4等級の扉で差圧を100Pa)

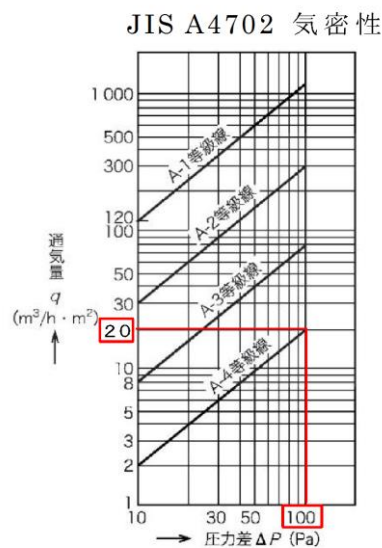


図1-気密等級線

屋外への扉（2箇所）の合計リーク量： $162.4\text{m}^3/\text{h}$

(扉面積 $8.12\text{m}^2 \times$ 扉面積あたりのリーク量 $20\text{m}^3/\text{h}/\text{m}^2$)

b. 配管及びケーブルの屋外への貫通部（250箇所※）

当該貫通部の穴仕舞は気密性を確保するよう施工しており、漏えいの可能性は低いですが、仮に1箇所あたり 5mm^2 の穴があることで計算する。

※ 約200箇所を余裕をみた250箇所として計算する。なお、ケーブルについては保守的に、ケーブルトレイ内にまとめて敷設されるケーブルも1本ずつ貫通部としている。

$$Q_p = A_i \times \sqrt{(2 \times \Delta p \div \rho \div \zeta)} \times 3,600$$

(空気調和・衛生工学便覧の管出口局部抵抗の算定式を展開)

Q_p ：リーク量 (m^3/h)

ζ ：開口部抵抗係数 (0.88：空気調和・衛生工学便覧(管出口)の値とする)

A_i ：開口部面積 (0.000005m^2 (保守的に 5mm^2 とする))

Δp ：圧力差 (100Pa)

ρ : 空気の比重 (1.18kg/m³)

上記を計算の結果 0.250m³/h/箇所となり、貫通部 250 箇所の合計漏えい量は 62.5m³/h となる。

①+②の合計漏えい量 224.9m³/h を上回る、設計漏えい率 0.15 回/h を用いた場合の設計漏えい量 330m³/h を保守的に適用している。

(2) 酸素濃度維持に必要な空気供給量

許容酸素濃度は 18%以上 (「労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則」を準拠)、収容人数は 150 名、酸素消費量は成人の呼吸量 (歩行時) とし、許容酸素濃度以上に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

- ・ 収容人数 : n=150 名
- ・ 吸気酸素濃度 : a=20.95% (空気調和・衛生工学便覧)
- ・ 許容酸素濃度 : b=18% (労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則)
- ・ 成人の呼吸量 : c=1.44m³/h/名 (空気調和・衛生工学便覧の歩行時程度の呼吸量)
- ・ 乾燥空気換算呼吸酸素濃度 : d=16.4% (空気調和・衛生工学便覧)
- ・ 必要換気量 : $Q_2 = c \times (a - d) \times n \div (a - b) \text{m}^3/\text{h}$ (空気調和・衛生工学便覧の酸素濃度基準必要換気量)

$$Q_2 = 1.44 \times (20.95 - 16.4) \times 150 \div (20.95 - 18.0) \doteq 334 \text{m}^3/\text{h}$$

(3) 二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

許容二酸化炭素濃度は 0.5%以下 (「JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規則」」を準拠)、空気中の二酸化炭素量は 0.03%、収容人数 150 名の二酸化炭素吐出量は、空気調和・衛生工学便覧の軽作業の作業程度の量とし、許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

- ・ 収容人数 : n=150 名
- ・ 許容二酸化炭素濃度 : C=0.5% (JEAC4622-2009)
- ・ 大気二酸化炭素濃度 : C₀=0.03% (空気調和・衛生工学便覧)
- ・ 二酸化炭素発生量 : M=0.030m³/h/名 (空気調和・衛生工学便覧の軽作業の作業程度の吐出し量)
- ・ 必要換気量 : $Q_1 = 100 \times M \times n \div (C - C_0) \text{m}^3/\text{h}$ (空気調和・衛生工学便覧の CO₂ 濃度基準必要換気量)

$$Q_1 = 100 \times 0.030 \times 150 \div (0.5 - 0.03) \doteq 958 \text{m}^3/\text{h}$$

2. 緊急時対策所正圧化装置 (空気ボンベ) による正圧化時における緊急時対策所の空気供給量の設定

緊急時対策所正圧化装置 (空気ボンベ) による正圧化時の評価条件別必要空気供給量を第 3 表に、緊急時対策所正圧化装置 (空気ボンベ) 設備仕様を第 4 表に示す。

緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）による正圧化時の空気供給量は正圧維持，酸素濃度維持，二酸化炭素濃度抑制の全ての条件を満たす 330m³/h に設定する。

第 3 表 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）による正圧化時の
評価条件別必要空気供給量

評価条件	必要空気供給量 (m ³ /h)
正圧維持	330
酸素濃度維持	108
二酸化炭素濃度抑制	218

第 4 表 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）設備仕様

設備名称	数量	仕様
緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンベ)	454本 (+予備86本)	・内容積：約50L/本 ・最高充填圧力： 19.6MPa(at35°C)

以下に，各条件の空気供給量の設定方法を示す。

(1) 正圧維持に必要な空気供給量

緊急時対策所の設計漏えい量は，類似施設である免震重要棟で実施した気密試験結果の漏えい率 0.12 回/h (20Pa 正圧化時) を基に，正圧化圧力を 100Pa で換算した想定設計漏えい率 0.15 回/h として算出した漏えい量 323m³/h に余裕をみた 330m³/h としている。

緊急時対策所体積×設計漏えい率＝設計漏えい量

$$2,150\text{m}^3 \times 0.15 \text{ 回/h} = 323\text{m}^3/\text{h}$$

上記の設計漏えい率は，緊急時対策所の漏えいの可能性のある箇所から算定した，合計漏えい量を上回っていることを以下のとおり確認している。

〈漏えいの可能性のある箇所〉

a. 屋外への扉（2箇所）

扉の合計面積 8.12m²

$$(2.0\text{w} \times 2.8\text{h} + 1.2\text{w} \times 2.1\text{h})$$

扉面積あたりのリーク量：20m³/h/m²

(JIS A4702：A-4 等級の扉で差圧を 100Pa)

JIS A4702 気密性

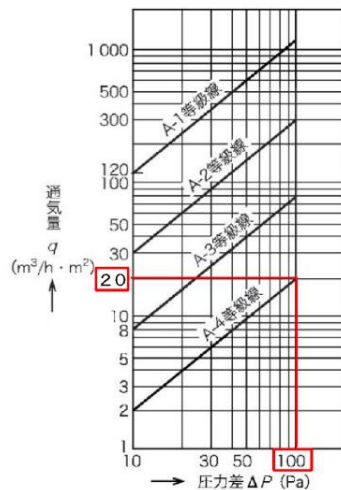


図 1-気密等級線

屋外への扉（2箇所）の合計リーク量：162.4m³/h
 （扉面積 8.12m²×扉面積あたりのリーク量 20m³/h/m²）

b. 配管及びケーブルの屋外への貫通部（250箇所※）

当該貫通部の穴仕舞は気密性を確保するよう施工しており、漏えいの可能性は低いが、仮に1箇所あたり5mm²の穴があることで計算する。

※ 約200箇所に余裕をみた250箇所として計算する。なお、ケーブルについては保守的に、ケーブルトレイ内にまとめて敷設されるケーブルも1本ずつ貫通部としている。

$$Q_p = A_i \times \sqrt{(2 \times \Delta p \div \rho \div \zeta)} \times 3,600$$

（空気調和・衛生工学便覧の管出口局部抵抗の算定式を展開）

Q_p：リーク量（m³/h）

ζ：開口部抵抗係数（0.88：空気調和・衛生工学便覧（管出口）の値とする）

A_i：開口部面積（0.000005m²（保守的に5mm²とする））

Δp：圧力差（100Pa）

ρ：空気の比重（1.18kg/m³）

上記を計算の結果0.250m³/h/箇所となり、貫通部250箇所の合計漏えい量は62.5m³/hとなる。

①+②の合計漏えい量224.9m³/hを上回る、設計漏えい率0.15回/hを用いた場合の設計漏えい量330m³/hを保守的に適用している。

(2) 酸素濃度維持に必要な空気供給量

許容酸素濃度は19%以上（「鉱山保安法施行規則」を準拠）、収容人数は96名、酸素消費量は成人の呼吸量（静座時）とし、許容酸素濃度以上に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

- ・収容人数 : n=96名

- ・ 吸気酸素濃度： $a=20.95\%$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 許容酸素濃度： $b=19\%$ （鉱山保安法施行規則）
- ・ 成人の呼吸量： $c=0.48\text{m}^3/\text{h}/\text{名}$ （空気調和・衛生工学便覧の静座時の呼吸量）
- ・ 乾燥空気換算呼気酸素濃度： $d=16.4\%$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 必要換気量： $Q_2=c \times (a-d) \times n \div (a-b)\text{m}^3/\text{h}$ （空気調和・衛生工学便覧の酸素濃度基準必要換気量）

$$Q_2=0.48 \times (20.95-16.4) \times 96 \div (20.95-19.0) \doteq 108\text{m}^3/\text{h}$$

(3) 二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

許容二酸化炭素濃度は 1.0% 以下（「鉱山保安法施行規則」を準拠），空気中の二酸化炭素量は 0.03% ，収容人数 96 名の二酸化炭素吐出量は，空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の量とし，許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

- ・ 収容人数： $n=96$ 名
- ・ 許容二酸化炭素濃度： $C=1.0\%$ （鉱山保安法施行規則）
- ・ 大気二酸化炭素濃度： $C_0=0.03\%$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 二酸化炭素発生量： $M=0.022\text{m}^3/\text{h}/\text{名}$ （空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量）
- ・ 必要換気量： $Q_1=100 \times M \times n \div (C-C_0)\text{m}^3/\text{h}$ （空気調和・衛生工学便覧の CO_2 濃度基準必要換気量）

$$Q_1=100 \times 0.022 \times 96 \div (1.0-0.03) \doteq 218\text{m}^3/\text{h}$$

3. 緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）の必要本数について

(1) 緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）必要本数の算定時間は，プルーム放出時間の 10 時間に 1 時間の余裕をもたせた， 11 時間とする。

(2) ボンベ供給可能空気量は， $8\text{m}^3/\text{本}$ （ $\text{at } 0^\circ\text{C}$ ）とする。

(3) 緊急時対策所を 11 時間にわたり正圧維持等する場合に必要な本数は，下記計算のとおり 454 本となり，これに余裕をもたせた 540 本を配備する。

- ・ ボンベ初期充填圧力： 19.6MPa （ $\text{at } 35^\circ\text{C}$ ）
- ・ ボンベ内容積： 50L
- ・ 圧力調整弁最低制御圧力： 1.0MPa
- ・ ボンベ供給可能空気量： $8\text{m}^3/\text{本}$ （ $\text{at } 0^\circ\text{C}$ ）

$$\text{計算式： } 330\text{m}^3/\text{h} \div 8\text{m}^3/\text{本} \times 11\text{時間} \doteq 454\text{本}$$

必要な情報を把握するための手順等の説明について

添付 3-1 SPDSデータ表示装置にて確認できるパラメータについて

緊急時対策所に設置するSPDS伝送サーバは、廃棄物処理建物に設置するSPDSデータ収集サーバからデータを収集し、SPDSデータ表示装置にて確認できる設計とする。

緊急時対策所に設置するSPDS伝送サーバに入力されるパラメータ(SPDSパラメータ)は、緊急時対策所において、データを確認することができる。

また、国の緊急時対策支援システム(ERSS)への伝送については、緊急時対策所に設置するSPDS伝送サーバから伝送する設計とする。

通常データ伝送ラインである有線系回線が使用できない場合、緊急時対策所に設置するSPDS伝送サーバは、主なERSS伝送パラメータ※をバックアップ伝送ラインである無線系回線により廃棄物処理建物に設置するSPDSデータ収集サーバからデータを収集し、SPDSデータ表示装置にて確認できる設計とする。

※ 一部の「環境の状態確認」に関するパラメータは、バックアップ伝送ラインを経由せず、SPDSデータ表示装置で確認できる。

安全パラメータ表示システム(SPDS)等のデータ伝送の概要を第1図に示す。

各パラメータは、SPDS伝送サーバに2週間分(1分周期)のデータが保存され、SPDSデータ表示装置にて過去データ(2週間分)が確認できる設計とする。

SPDSパラメータについては、緊急時対策所において必要な指示を行うことが出来るよう、プラント・系統全体の安定・変化傾向を把握し、それによって事故の様相の把握とその復旧方策、代替措置の計画・立案・指揮・助言を行うために必要な情報を選定する。すなわち、以下に示す対応活動が可能となるように必要なパラメータが表示・把握できる設計とする。

- ① 中央制御室(運転員)を支援する観点から行う「炉心反応度の状態確認」、「炉心冷却の確認」、「格納容器内の状態確認」、「放射能隔離の状態確認」、「環境の状態確認」、「非常用炉心冷却系(ECCS)の状態等確認」、「燃料プールの状態確認」、「水素爆発による格納容器の破損防止確認」及び「水素爆発による原子炉建物の損傷防止確認」。
- ② 上記①を元にした設備・系統の機能が維持できているか、性能を発揮できているか等プラント状況・挙動の把握。

上記①、②が可能となるパラメータを確認することで、中央制御室でのバルブ開閉等の操作の結果として予測されるプラント状況・挙動との比較を行うことができ、前述の計画・立案・指揮・助言を行うことができることから、弁の開閉状態等については一部を除きSPDSパラメータとして選定しない。弁の開閉状態

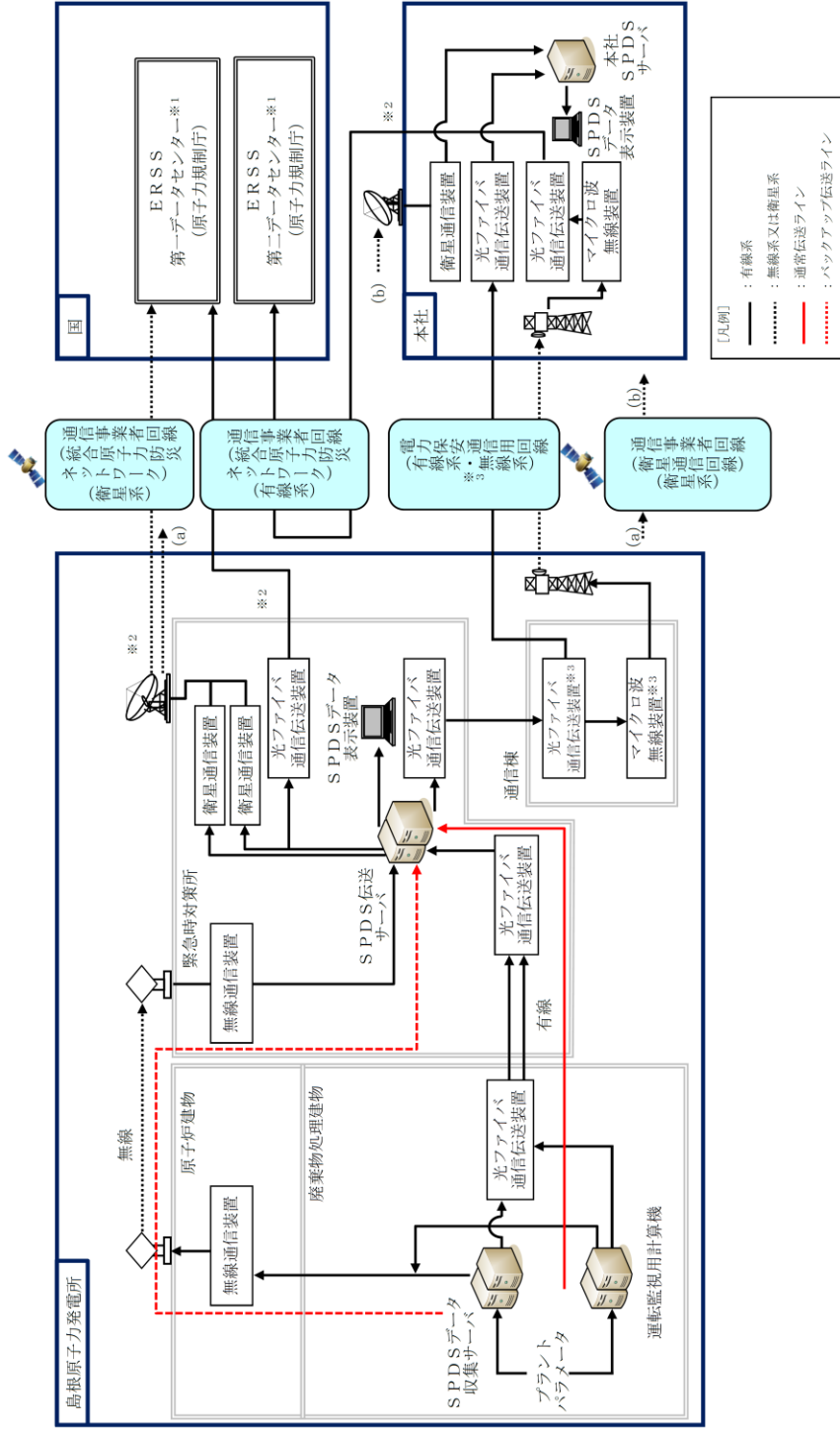
等についての情報が必要な場合には、通信連絡設備を用いて中央制御室(運転員)に確認する。

(例：中央制御室にて低圧原子炉代替注水系操作を行った場合、緊急時対策所においては、原子炉水位・代替注水流量(常設)を確認することで操作成功時の予測との比較を行うことができる。)

バックアップ伝送ラインでは、これらパラメータ以外にも、「水素爆発による格納容器の破損防止確認」、「水素爆発による原子炉建物の損傷防止確認」に必要なパラメータ(バックアップ対象パラメータ)を収集し、緊急時対策所に設置するSPDSデータ表示装置において確認できる設計とする。

SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータを第1表に示す。

なお、ERSS伝送パラメータ以外のバックアップ対象パラメータについては、緊急時対策所に設置する衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX)を使用し、国等の関係各所と情報共有することは可能である。



※1 国の緊急時対策支援システム。緊急時対策所のSPDS伝送サーバから第一データセンターへ、緊急時対策所のSPDS伝送サーバから本社経由で第二データセンターへ伝送する。

※2 通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国所掌のERSSとなる。

※3：電力保安通信回線及び回線に接続される装置は一般送配電事業者所掌となる。

第1図 安全パラメータ表示システム（SPDS）等のデータ伝送の概要

第1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(1/6)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送パラ メータ*1	バックアップ 対象パラ メータ
炉心反応 度の状態 確認	APRM (平均値)	○	○	○
	平均出力領域計装 CH1	○	—	○
	平均出力領域計装 CH2	○	—	○
	平均出力領域計装 CH3	○	—	○
	平均出力領域計装 CH4	○	—	○
	平均出力領域計装 CH5	○	—	○
	平均出力領域計装 CH6	○	—	○
	中性子源領域計装 CH21	○	○	○
	中性子源領域計装 CH22	○	○	○
	中性子源領域計装 CH23	○	○	○
	中性子源領域計装 CH24	○	○	○
	IRMレベル CH11	○	○	○
	IRMレベル CH12	○	○	○
	IRMレベル CH13	○	○	○
	IRMレベル CH14	○	○	○
	IRMレベル CH15	○	○	○
	IRMレベル CH16	○	○	○
	IRMレベル CH17	○	○	○
IRMレベル CH18	○	○	○	
炉心冷却 の状態確 認	原子炉圧力	○	○	○
	A-原子炉圧力	○	—	○
	B-原子炉圧力	○	—	○
	原子炉圧力 (SA)	○	—	○
	原子炉水位 (広帯域)	○	○	○
	A-原子炉水位 (広帯域)	○	—	○
	B-原子炉水位 (広帯域)	○	—	○
	原子炉水位 (燃料域)	○	○	○
	A-原子炉水位 (燃料域)	○	—	○
	B-原子炉水位 (燃料域)	○	—	○
	原子炉水位 (狭帯域)	○	○	○
	原子炉水位 (SA)	○	—	○
	A SR弁 開	○	○	○
	B SR弁 開	○	○	○
	C SR弁 開	○	○	○
	D SR弁 開	○	○	○
	E SR弁 開	○	○	○
	F SR弁 開	○	○	○
	G SR弁 開	○	○	○
	H SR弁 開	○	○	○
J SR弁 開	○	○	○	
K SR弁 開	○	○	○	
L SR弁 開	○	○	○	
M SR弁 開	○	○	○	

※1 ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

第1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(2/6)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送パラ メータ※1	バックアップ 対象パラ メータ
炉心冷却 の状態確 認	高压炉心スプレイポンプ出口流量	○	○	○
	高压炉心スプレイポンプ出口圧力	○	—	○
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	○	○	○
	低压炉心スプレイポンプ出口圧力	○	—	○
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	○	—	○
	高压原子炉代替注水流量	○	—	○
	A-残留熱除去ポンプ出口流量	○	○	○
	B-残留熱除去ポンプ出口流量	○	○	○
	C-残留熱除去ポンプ出口流量	○	○	○
	A-残留熱除去ポンプ出口圧力	○	—	○
	B-残留熱除去ポンプ出口圧力	○	—	○
	C-残留熱除去ポンプ出口圧力	○	—	○
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	○	—	○
	A-残留熱除去系熱交換器入口温度	○	—	○
	B-残留熱除去系熱交換器入口温度	○	—	○
	A-残留熱除去系熱交換器出口温度	○	—	○
	B-残留熱除去系熱交換器出口温度	○	—	○
	A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量	○	—	○
	B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量	○	—	○
	6.9KV 系統電圧 (A)	○	○	○
	6.9KV 系統電圧 (B)	○	○	○
	6.9KV 系統電圧 (C)	○	○	○
	6.9KV 系統電圧 (D)	○	○	○
	6.9KV 系統電圧 (HPCS)	○	○	○
	A-D/G受電しゃ断器閉	○	○	○
	B-D/G受電しゃ断器閉	○	○	○
	A-原子炉圧力容器温度 (SA)	○	—	○
	B-原子炉圧力容器温度 (SA)	○	—	○
	A-低压原子炉代替注水ポンプ出口圧力	○	—	○
	B-低压原子炉代替注水ポンプ出口圧力	○	—	○
	A-低压原子炉代替注水流量	○	○	○
	B-低压原子炉代替注水流量	○	○	○
	A-低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	○	○	○
	B-低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	○	○	○
	低压原子炉代替注水槽水位	○	—	○
	HPCS-D/G受電しゃ断器閉	○	○	○
	緊急用M/C電圧	○	○	○
	SA-L/C電圧	○	○	○
	A-再循環ポンプ入口温度	○	○	○
	B-再循環ポンプ入口温度	○	○	○
	原子炉格 納容器内 の状態確 認	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	○	○
B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)		○	○	○
A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・ チェンバ)		○	○	○
B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・ チェンバ)		○	○	○

※1 ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

第1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(3/6)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送パラ メータ*1	バックアップ 対象パラ メータ
原子炉格 納容器内 の状態確 認	ドライウエル圧力 (広域)	○	○	○
	A-ドライウエル圧力 (SA)	○	-	○
	B-ドライウエル圧力 (SA)	○	-	○
	A-サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	○	-	○
	B-サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	○	-	○
	サブプレッション・プール水位	○	○	○
	サブプレッション・プール水位 (SA)	○	-	○
	A-サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	○	-	○
	B-サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	○	-	○
	サブプレッション・プール水温度 (MAX)	○	○	○
	A-サブプレッション・プール水温度 (SA)	○	-	○
	B-サブプレッション・プール水温度 (SA)	○	-	○
	A-格納容器水素濃度	○	○	○
	B-格納容器水素濃度	○	○	○
	格納容器水素濃度 (SA)	○	-	○
	A-格納容器酸素濃度	○	○	○
	B-格納容器酸素濃度	○	○	○
	格納容器酸素濃度 (SA)	○	-	○
	A-CAMSドライウエル選択	○	○	○
	B-CAMSドライウエル選択	○	○	○
	ドライウエル温度 (トップヘッド部)	○	○	○
	A-ドライウエル温度 (SA) (上部)	○	-	○
	B-ドライウエル温度 (SA) (上部)	○	-	○
	A-ドライウエル温度 (SA) (中部)	○	-	○
	B-ドライウエル温度 (SA) (中部)	○	-	○
	A-ドライウエル温度 (SA) (下部)	○	-	○
	B-ドライウエル温度 (SA) (下部)	○	-	○
	ペDESTAL水位 (コリウムシールド上表面 +0.1m)	○	-	○
	ペDESTAL水位 (コリウムシールド上表面 +1.2m)	○	-	○
	A-ペDESTAL水位 (コリウムシールド上表面 +2.4m)	○	-	○
	B-ペDESTAL水位 (コリウムシールド上表面 +2.4m)	○	-	○
	代替注水流量 (常設)	○	○	○
	A-格納容器代替スプレイ流量	○	○	○
	B-格納容器代替スプレイ流量	○	○	○
	A-ペDESTAL代替注水流量	○	○	○
	B-ペDESTAL代替注水流量	○	○	○
	A-ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	○	○	○
	B-ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用)	○	○	○
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	○	-	○
	A-ペDESTAL温度 (SA)	○	-	○
	B-ペDESTAL温度 (SA)	○	-	○
	A-ペDESTAL水温度 (SA)	○	-	○
	B-ペDESTAL水温度 (SA)	○	-	○
A-残留熱代替除去ポンプ出口圧力	○	-	○	
B-残留熱代替除去ポンプ出口圧力	○	-	○	
ドライウエル水位 (格納容器底面 -3m)	○	-	○	
ドライウエル水位 (格納容器底面 -1m)	○	-	○	
ドライウエル水位 (格納容器底面 +1m)	○	-	○	

※1 ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

第1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(4/6)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送パラ メータ*1	バックアップ 対象パラ メータ
放射能隔 離の状態 確認	排気筒高レンジモニタ	○	○	○
	排気筒低レンジモニタ (A c h)	○	○	○
	排気筒低レンジモニタ (B c h)	○	○	○
	主蒸気管放射線異常高トリップA 1	○	○	○
	主蒸気管放射線異常高トリップB 1	○	○	○
	主蒸気管放射線異常高トリップA 2	○	○	○
	主蒸気管放射線異常高トリップB 2	○	○	○
	格納容器内側隔離	○	○	○
	格納容器外側隔離	○	○	○
	A-主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	○
	B-主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	○
	C-主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	○
	D-主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	○
	A-主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	○
	B-主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	○
	C-主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	○
D-主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	○	
環境の 状態確認	A-SGT自動起動	○	○	○
	B-SGT自動起動	○	○	○
	SGTS高レンジモニタ	○	○	○
	SGTS低レンジモニタ (A c h)	○	○	○
	SGTS低レンジモニタ (B c h)	○	○	○
	A-原子炉建物外気差圧	○	-	○
	B-原子炉建物外気差圧	○	-	○
	C-原子炉建物外気差圧	○	-	○
	D-原子炉建物外気差圧	○	-	○
	中央制御室外気差圧	○	-	○
	放水路水モニタ	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 1 H	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 2 H	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 3 H	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 4 H	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 5 H	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 6 H	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 1 L (10分間平均)	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 2 L (10分間平均)	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 3 L (10分間平均)	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 4 L (10分間平均)	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 5 L (10分間平均)	○	○	○
	モニタリング・ポスト# 6 L (10分間平均)	○	○	○
	風向 (28.5m-U)	○	○	○
風向 (130M-D, 10分間平均風向)	○	○	○	
風速 (28.5m-U)	○	○	○	
風速 (130M-D, 10分間平均風速)	○	○	○	
大気安定度 (10分間平均)	○	○	○	

※1 ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

第1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(5/6)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送パラ メータ※1	バックアップ 対象パラ メータ
環境の 状態確認	可搬式モニタリング・ポストNo.1	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.2	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.3	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.4	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.5	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.6	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.7	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.8	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.9	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.10	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.11	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.12	○	○	—※2
	風向(可搬)	○	○	—※2
	風速(可搬)	○	○	—※2
大気安定度(可搬)	○	○	—※2	
非常用炉 心冷却系 (ECC S)の状態等確認	A-ADS作動	○	○	○
	B-ADS作動	○	○	○
	R C I Cポンプ作動	○	○	○
	H P C Sポンプ作動	○	○	○
	A-RHRポンプ作動	○	○	○
	B-RHRポンプ作動	○	○	○
	C-RHRポンプ作動	○	○	○
	RHR MV 2 2 2 - 4 A 全閉	○	○	○
	RHR MV 2 2 2 - 4 B 全閉	○	○	○
	RHR MV 2 2 2 - 5 A 全閉	○	○	○
	RHR MV 2 2 2 - 5 B 全閉	○	○	○
	RHR MV 2 2 2 - 5 C 全閉	○	○	○
	全制御棒全挿入	○	○	○
	A-給水流量	○	○	○
B-給水流量	○	○	○	
L P C Sポンプ作動	○	○	○	
モードSW運転	○	○	○	
燃料プールの状態 確認	燃料プール水位・温度(SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端+6,710mm)	○	—	○
	燃料プール水位・温度(SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端+5,800mm)	○	—	○
	燃料プール水位・温度(SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端+4,500mm)	○	—	○
	燃料プール水位・温度(SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端+2,000mm)	○	—	○
	燃料プール水位・温度(SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端レベル)	○	—	○
	燃料プール水位・温度(SA) (使用済燃料貯蔵ラック上端-1,000mm)	○	—	○
	燃料プール水位・温度(SA)(燃料プール温度)	○	—	○
	燃料プール水位(SA)	○	—	○
	燃料プールエリア放射線モニタ(低レンジ)(SA)	○	—	○
	燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ)(SA)	○	—	○

※1 ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

※2 バックアップ伝送ラインを経由せず、SPDSデータ表示装置にて確認できる。

第1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ(6/6)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送パラ メータ※1	バックアップ 対象パラ メータ
水素爆発 による原 子炉格納 容器の破 損防止確 認	A-第1ベントフィルタ出口水素濃度	○	—	○
	B-第1ベントフィルタ出口水素濃度	○	—	○
	A-第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ)	○	—	○
	B-第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ)	○	—	○
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(低レンジ)	○	—	○
	A-スクラバ容器圧力	○	—	○
	B-スクラバ容器圧力	○	—	○
	C-スクラバ容器圧力	○	—	○
	D-スクラバ容器圧力	○	—	○
	A1-スクラバ容器水位	○	—	○
	A2-スクラバ容器水位	○	—	○
	B1-スクラバ容器水位	○	—	○
	B2-スクラバ容器水位	○	—	○
	C1-スクラバ容器水位	○	—	○
	C2-スクラバ容器水位	○	—	○
	D1-スクラバ容器水位	○	—	○
	D2-スクラバ容器水位	○	—	○
	A-スクラバ容器温度	○	—	○
	B-スクラバ容器温度	○	—	○
	C-スクラバ容器温度	○	—	○
D-スクラバ容器温度	○	—	○	
水素爆発 による原 子炉建物 の損傷防 止確認	A-原子炉建物水素濃度(燃料取替階)	○	—	○
	B-原子炉建物水素濃度(燃料取替階)	○	—	○
	原子炉建物水素濃度(非常用ガス処理系吸込口)	○	—	○
	原子炉建物水素濃度(所員用エアロック室)	○	—	○
	原子炉建物水素濃度(SRV補修室)	○	—	○
	原子炉建物水素濃度(CRD補修室)	○	—	○
	原子炉建物水素濃度(トーラス室)	○	—	○
	D-静的触媒式水素処理装置入口温度	○	—	○
	D-静的触媒式水素処理装置出口温度	○	—	○
	S-静的触媒式水素処理装置入口温度	○	—	○
S-静的触媒式水素処理装置出口温度	○	—	○	

※1 ERSS伝送パラメータは既設SPDSのERSS伝送パラメータ及び既設SPDSから追加したパラメータのうち、プラント状態を把握する主要なパラメータをERSSへ伝送する。原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ、必要に応じ適宜見直していく。

添付 3-2 原子力災害対策活動で使用する主な資料

緊急時対策所に以下の資料を保管する。

資 料 名
1. 島根原子力発電所サイト周辺地図 ① 島根原子力発電所周辺地図 (1/25,000) ② 島根原子力発電所周辺地図 (1/50,000)
2. 島根原子力発電所サイト周辺航空写真パネル
3. 島根原子力発電所周辺環境モニタリング関係データ ① 空間線量モニタリング配置図 ② 環境試料サンプリング位置図 ③ 環境モニタリング測定データ
4. 島根原子力発電所周辺人口関連データ ① 方位別人口分布図 ② 集落の人口分布図 ③ 市町村人口表
5. 島根原子力発電所原子炉設置 (変更) 許可申請書
6. 島根原子力発電所系統図及び配置図 (各ユニット) ① 系統図 ② プラント配置図
7. 島根原子力発電所防災関係規程類 ① 原子炉施設保安規定 ② 原子力事業者防災業務計画 ③ 異常事象発生時の対応要領
8. 島根原子力発電所気象観測データ ① 統計処理データ ② 毎時観測データ
9. 島根原子力発電所主要系統模式図 (各ユニット)
10. 島根原子力発電所プラント主要設備概要 (各ユニット)
11. プラント関係プロセス及びエリア放射線計測配置図 (各ユニット)
12. 原子炉安全保護系ロジック一覧表 (各ユニット)
13. 事故時操作要領書

必要な数の要員の収容に係る手順等の説明について

添付 4-1 島根原子力発電所の緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れについて

当社は東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓を踏まえ、さまざまな事故シーケンスやシビアアクシデントに至る事故を想定した緊急時対応訓練を繰り返し実施し、実効的な組織を目指して継続的な改善を行っているところである。

こうした取り組みを経て、現在、島根原子力発電所において組織している原子力防災組織について、以下に説明する。

1. 基本的な考え方

島根原子力発電所の原子力防災組織（参集要員招集後）を第1図に示す。緊急時対策本部の体制の構築に伴う基本的な考え方は以下のとおり。

・機能ごとの整理

まず基本的な機能を以下の6つに整理し、機能ごとに責任者として「統括」を配置する。さらに「統括」の下に機能班を配置する。

- ① 情報収集・計画立案
- ② 復旧対応
- ③ プラント監視対応
- ④ 対外対応
- ⑤ 情報管理
- ⑥ ロジスティック・リソース管理

これらの統括の上に、組織全体を統括し、意思決定、指揮を行う「本部長」を置く。このように役割、機能を明確に整理するとともに、階層化によって管理スパンを適正な範囲に制限する。

・権限委譲と自律的活動

あらかじめ定める要領等に記載された手順の範囲内において、本部長の権限は各統括、班長に委譲されており、各統括、班長は上位職の指示を待つことなく、自律的に活動する。

なお、各統括、班長が権限を持つ作業が人身安全を脅かす状態となる場合においては、本部長へ作業の可否判断を求めることとする。

・戦略の策定と対応方針の確認

技術統括は、本部長のブレーンとして事故対応の戦略を立案し、本部長に進言する。また、実施組織が行う事故対応の方向性の妥当性を常に確認し、必要に応じて是正を助言する。

・申請号炉と廃止措置号炉への対応

廃止措置号炉である1号炉は、全ての使用済燃料が1号炉の燃料プール

に保管され、十分な期間にわたり冷却された状態であり、対応作業までに時間的な余裕があるため、監視や運転操作対応については、号炉ごとに確立した指揮命令系統のもと、中央制御室に常駐している運転員により対応にあたる。

また、可搬型設備により1号炉の燃料プールへ注水する操作については、平日の勤務時間帯においては発電所内に勤務する緊急時対策要員、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては、発電所外から参集した緊急時対策要員で2号炉の対応を優先しつつ対応にあたる。

プラント監視対応：1号運転員及びプラント監視班員にて確認

復旧対応：復旧班員にて対応。復旧班長2名のうち1名が、必要な指示を実施

- ・復旧操作対応

原子力防災組織は、適切に緊急時対応ができるようにするため、緊急時対策本部内における機能ごとに責任者として「統括」（技術統括、復旧統括、プラント監視統括、広報統括、情報統括及び支援統括）を配置する。

- ・本部長の管理スパン

以上のように、統括を配置することで、本部長は1、2号炉の現場対応について、技術統括、復旧統括、プラント監視統括の3名を管理することになる。

本部長は各統括に基本的な役割を委譲していることから、3名の統括を通じて1号及び2号炉の管理をする。

- ・発電所全体に亘る活動

発電所全体を所管する自衛消防隊は、復旧統括の指揮下で活動する。

また、発電所全体を所管する放射線管理班は、技術統括配下に配置する。

2. 役割・機能（ミッション）

緊急時対策本部における各職位の役割・機能（ミッション）を、第1表に示す。

この中で、特に緊急時にプラントの復旧操作を担当するプラント監視班、復旧班、プラント監視統括及び復旧統括の役割・機能について、以下のとおり補足する。

○プラント監視班：プラント設備に関する運転操作について、運転員による実際の対応を確認する。この運転操作には、常設設備を用いた対応まで含む。

これらの運転操作の実施については、本部長から当直長にその実施権限が委譲されているため、プラント監視班から特段の指示がなくても、運転員が手順に従って自律的に実施し、プラント監視班へは実施の報告が上がって来ることになる。万一、運転員の対応に疑義がある場合

には、プラント監視班長は運転員に助言する。

○復旧班：設備や機能の復旧や、可搬型設備を用いた対応を実施する。

これらの対応の実施については、復旧班にその実施権限が委譲されているため、復旧班が手順に従って自律的に準備し、復旧統括への状況の報告を行う。

○プラント監視統括：運転員及びプラント監視班の実施するプラント運転操作に関する報告を踏まえて、プラント運転操作の責任者として当該活動を統括する。

なお、あらかじめ決められた範囲での運転操作については運転員及びプラント監視班にその実施権限が委譲されているため、プラント監視統括は万一对応に疑義がある場合には是正の指示を行う。

○復旧統括：復旧班の実施するプラント復旧活動に関する報告を踏まえて、プラント復旧活動の責任者として当該活動を統括する。

なお、あらかじめ決められた範囲での復旧活動については復旧班にその実施権限が委譲されているため、復旧統括は万一对応に疑義がある場合には是正の指示を行う。

また、火災の場合には、自衛消防隊の指揮を行う。

3. 指揮命令及び情報の流れについて

緊急時対策本部において、指揮命令は基本的に本部長を頭に、階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方、下位から上位へは、実施事項等が報告される。これとは別に、常に横方向の情報共有が行われ、例えばプラント監視班と復旧班等、連携が必要な班の間には常に綿密な情報の共有がなされる。

あらかじめ定めた手順に従ってプラント監視班（当直副長）が行う運転操作や復旧操作については、当直副長の判断により自律的に実施し、プラント監視班に実施の報告が上がってくることになる。

なお、あらかじめ定めた手順の範囲内において、本部長の権限は各統括、班長に委譲されているため、その範囲であれば特に本部長や統括からの指示は要しない。複数号炉にまたがる対応や、あらかじめ定めた手順を超えるような場合には、本部長や統括が判断を行い、各班に実施の指示を行う。

以上のような指揮命令及び情報の流れについて、具体例として以下の場合を示す。

（具体例）大量送水車による原子炉圧力容器への注水（定められた手順で対応が可能な場合の例：第2図）

- ・復旧統括の指示の下、復旧班が自律的に大量送水車による送水の準備を開始する。
- ・復旧班長は、復旧統括に大量送水車の準備状況を報告し、復旧統括はプラント監視統括に情報を共有する。

- ・当直副長の指示の下、当直が自律的に原子炉圧力容器への注水ラインを構成する。
- ・プラント監視班長は、プラント監視統括に状況を報告し、プラント監視統括は復旧統括に情報を共有する。
- ・復旧班は、当直副長の指示により、大量送水車の注水弁開操作を開始する。
- ・復旧班は、当直副長に注水弁開操作完了を報告する。
- ・当直副長は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことをプラント監視班長に報告する。
- ・プラント監視班長は、プラント監視統括へ注水弁開操作完了した旨を報告し、プラント監視統括は、報告を受け本部内に情報を共有する。

4. その他

(1) 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の体制

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）については、初動対応に必要な要員を中心に宿日直体制をとり、常に必要な要員数を確保することによって事故に対処できるようにする。その後に順次参集する要員によって徐々に体制を拡大していく。

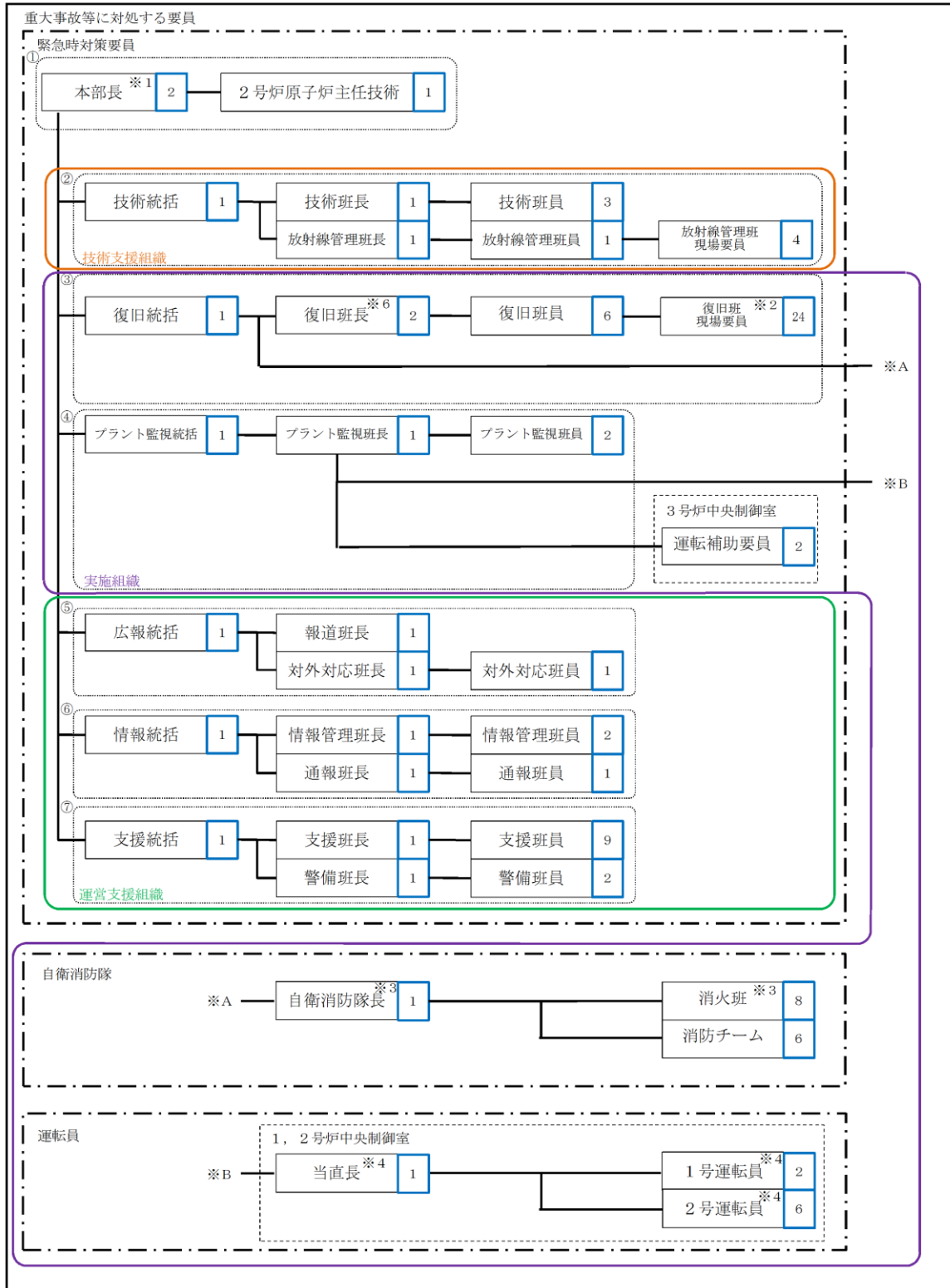
(2) 要員が負傷した際等の代行の考え方

特に夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において万一何らかの理由で要員が負傷する等により役割が実行できなくなった場合には、平日の勤務時間帯のように十分なバックアップ要員がないことが考えられる。こうした場合には、同じ機能を担務する下位又は同位の職位の要員が代行するか、又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務する（例：連絡責任者が負傷した場合は、連絡担当者が代行する）。

具体的な代行者の選定については、上位職の者が決定する。

第1表 各職位のミッション

職 位	ミッション
本部長	<ul style="list-style-type: none"> ・防災体制の発令，変更の決定 ・緊急時対策本部の指揮・統括 ・重要な事項の意思決定
原子炉主任技術者	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉安全に関する保安の監督，本部長への助言
技術統括	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の運転に関するデータの収集，分析及び評価の統括 ・原子炉の運転に関する具体的復旧方法，工程等作成の統括 ・発電所内外の放射線，放射性物質濃度の状況把握に係る測定の統括
技術班	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の運転に関するデータの収集，分析及び評価 ・原子炉の事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転に関する技術的措置 ・原子炉の運転に関する具体的復旧方法，工程等作成
放射線管理班	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所内外の放射線及び放射性物質濃度の状況把握に係る測定 ・放射性物質の影響範囲の推定 ・緊急時対策活動に係る立入禁止措置，退去措置，除染等の放射線管理 ・重大事故等に対処する要員・退避者の線量評価及び汚染拡大防止措置・除染
プラント監視統括	<ul style="list-style-type: none"> ・事故状況の把握の統括 ・事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転上の操作への助言
プラント監視班	<ul style="list-style-type: none"> ・当直（運転員）からの重要パラメータの入手 ・事故対応手段の選定に関する当直（運転員）への情報提供
当直（運転員）	<ul style="list-style-type: none"> ・事故の影響緩和及び拡大防止に係るプラントの運転操作
運転補助要員	<ul style="list-style-type: none"> ・大規模損壊発生時の運転補助
復旧統括	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型設備を用いた対応，不具合設備の復旧及び消火活動の統括
復旧班	<ul style="list-style-type: none"> ・事故の影響緩和及び拡大防止に係る可搬型重大事故等対処設備の準備と操作 ・不具合設備の応急措置のための復旧作業方法の作成及び復旧作業の実施
自衛消防隊	<ul style="list-style-type: none"> ・消火活動
広報統括	<ul style="list-style-type: none"> ・報道機関対応支援，対外対応活動の統括
報道班	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策総本部が行う報道機関対応の支援
対外対応班	<ul style="list-style-type: none"> ・自治体からの問合せ対応，自治体派遣者の支援
情報統括	<ul style="list-style-type: none"> ・関係機関への通報連絡等，情報管理の統括
情報管理班	<ul style="list-style-type: none"> ・情報の収集，共有等
通報班	<ul style="list-style-type: none"> ・関係機関への通報連絡等
支援統括	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策本部の運営支援，警備対応の統括
支援班	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策本部の運営支援 ・重大事故等に対処する要員の人員把握 ・避難誘導 ・資機材及び輸送手段の確保 ・救出・医療活動
警備班	<ul style="list-style-type: none"> ・出入り管理及び警備当局対応 ・緊急車両の誘導

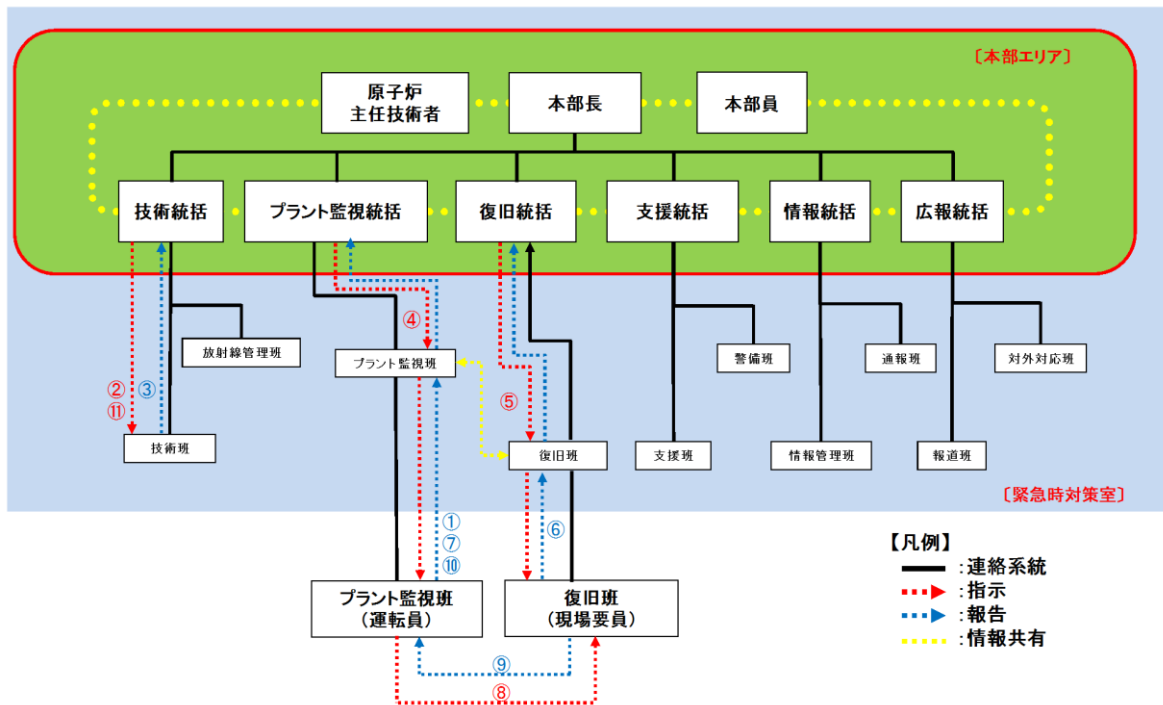


- ※1 本部長含む。
- ※2 役割に応じたチームを編成する。
- ※3 火災発生時以外は復旧班員として活動を行う。
- ※4 火災発生時は自衛消防隊として活動を行う。
- ※5 1, 2号炉含め本体制にて対応するが、1号炉については必要な措置を講じるまでに時間的余裕があるため、2号炉対応を優先する。
- ※6 復旧班長2名のうち1名が、1号復旧対応を実施する際に、必要な指示を実施する。
- は人数を示す

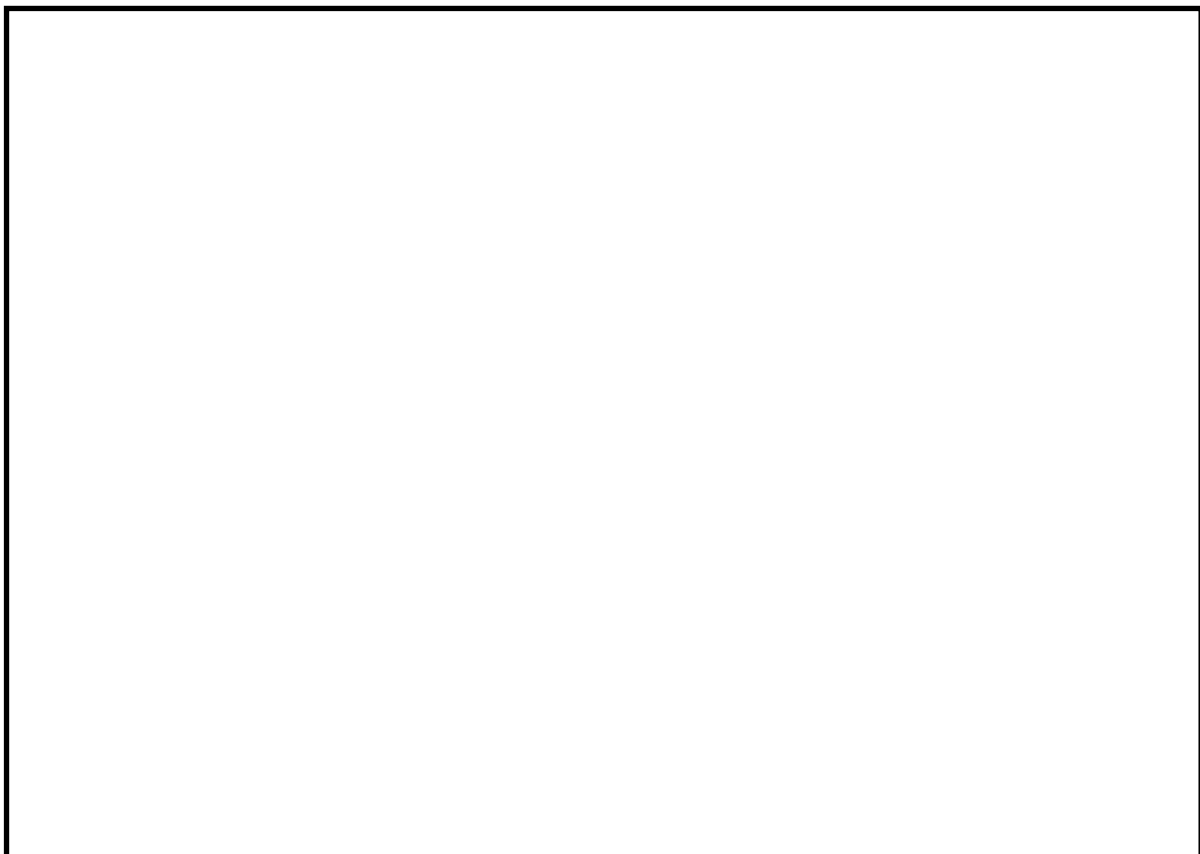
- ① 意思決定・指揮
- ② 情報収集・計画立案
- ③ 復旧対応
- ④ プラント監視対応
- ⑤ 対外対応
- ⑥ 情報管理
- ⑦ ロジスティック・リソース管理

合計：101名

第1図 島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図
(参集要員招集後)



指示・命令の流れ（例：大量送水車による2号炉への注水が必要となった場合）



第2図 大量送水車による原子炉压力容器への注水が必要になった場合の情報の流れ（例）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添付4-2 緊急時対策所に最低限必要な要員について

プルーム通過中においても、重大事故等に対処するために緊急時対策所にとどまる必要のある要員は、交替要員も考慮して、①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 46 名と、②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員 23 名の合計 69 名を想定している。

なお、この要員数を目安として、本部長が緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

1. 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員

要員	考え方	人数	合計
本部長・統括	緊急時対策本部を指揮・統括する本部長、本部長、技術統括、プラント監視統括、復旧統括、支援統括、情報統括、広報統括、原子炉主任技術者は、重大事故等において、指揮をとる要員として緊急時対策所にとどまる。	9名	46名
各班長・班員	各班については、本部長からの指揮を受け、重大事故等に対処するため、最低限必要な要員を残して、緊急時対策所にとどまる。	14名	
交替要員	上記、本部長、各統括、原子炉主任技術者及び本部長の交替要員については9名、各班長、班員の交替要員については、14名を確保する。	23名	

2. 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員

プルーム通過後に実施する作業は、重大事故等対策の有効性評価の重要事故シーケンスのうち、格納容器破損防止（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）、水素燃焼）を参考とし、重大事故対応に加え、放射性物質拡散防止のための放水操作等が可能な要員数を確保する。

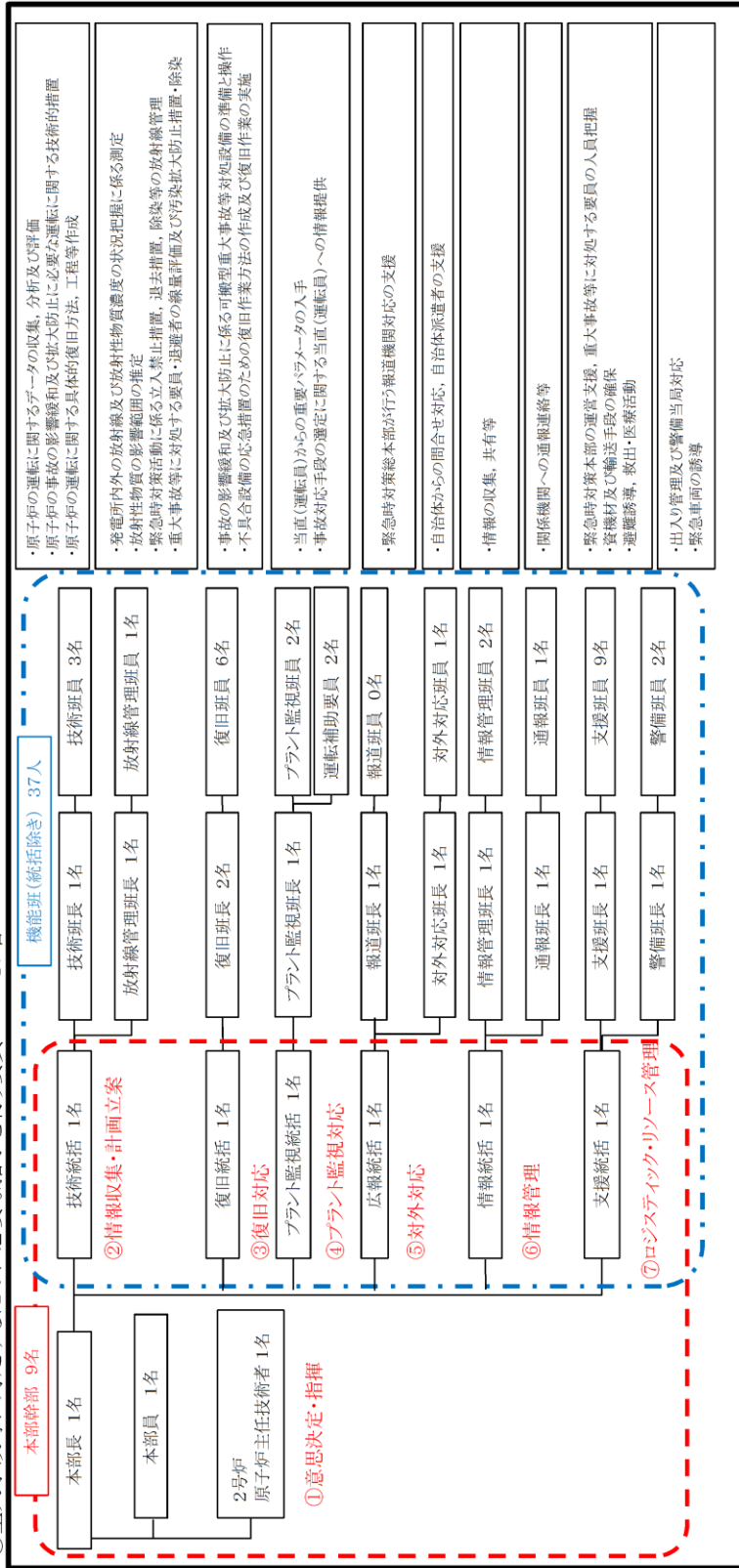
交替要員については、順次、構外に待機している要員を当てる。

要員	作業項目	作業に必要な人数	合計	
運転員 (当直)	<p>プルーム通過時には、運転員は緊急時対策所に退避する。</p> <p>ベント成功時は、中央制御室待避室に5名^{※1}の要員がとどまり、4名^{※2}の要員は緊急時対策所に待避する。</p> <p>※1 当直長1名、当直副長1名、2号当直主任又は2号運転士1名、2号補助運転士2名</p> <p>※2 2号当直主任又は2号運転士1名、2号補助運転士1名、1号当直主任1名、1号補助運転士1名</p>	9名	9名	
復旧班要員	事故後の設備操作、補給作業等	放射性物質の拡散を抑制するために必要な放水砲の放水再開、大型送水ポンプ車の運転操作	4名	12名
		燃料タンクからタンクローリへの軽油抜き取り、大量送水車等への燃料補給(交替要員含む)	6名	
		大量送水車等による低圧原子炉代替注水槽への給水	2名	
放射線管理班要員	作業現場モニタリング	2名	2名	

※ 要員数については、今後の訓練等の結果より人数を見直す可能性がある。

重大事故等に柔軟に対処できるよう、整備した設備等の手順書を制定するとともに、訓練により必要な力量を習得する。訓練は継続的に実施し、必要の都度、運用の改善を図っていく。

① 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 49名



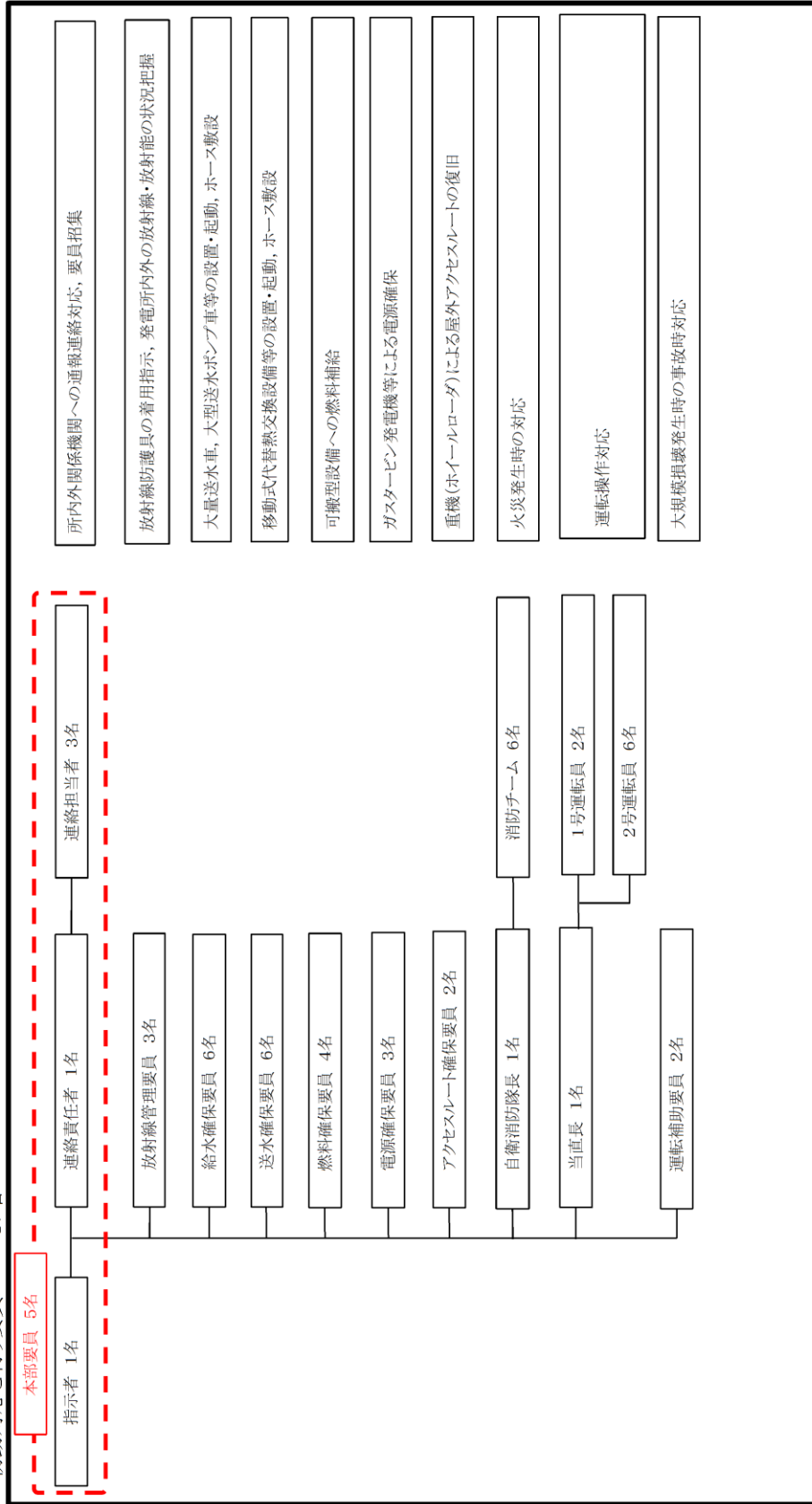
② 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために必要な要員 52名



※上記①、②の要員については、長期的な対応に備え、所外に待機させた交替要員を招集し、順次交替させる。今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

原子力防災組織の要員 (要員参集後 緊急時対策所、中央制御室、自衛消防隊、対応要員)

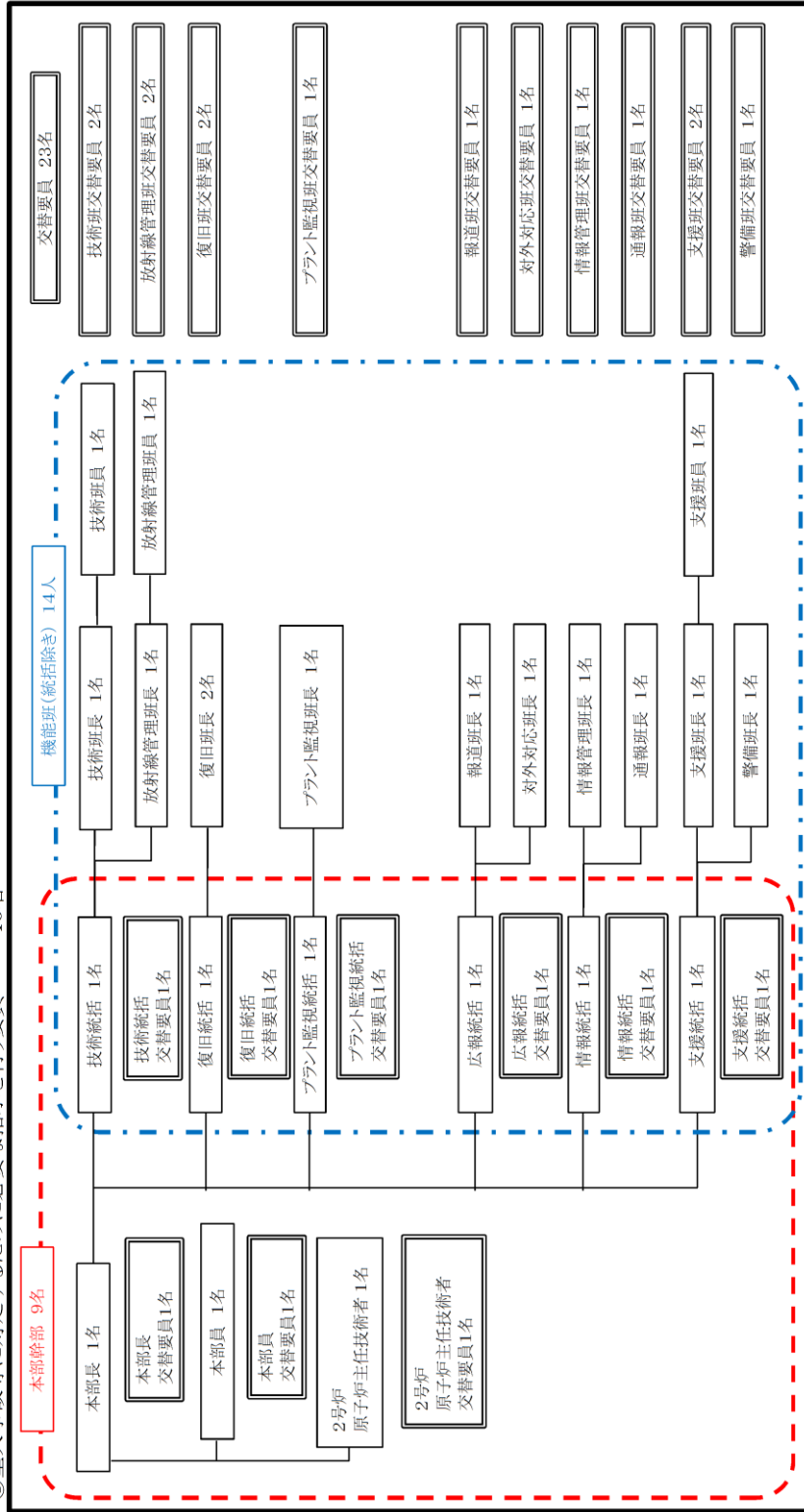
初動対応を行う要員 47名



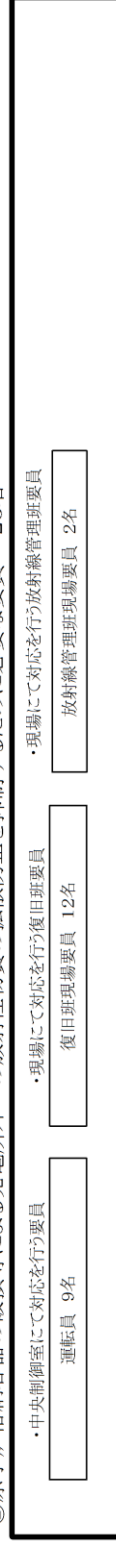
※上記の要員については、長期的な対応に備え、所外に待機させた交替要員を招集し、順次交替させる。
 今後の訓練等の結果により、人数を見直す可能性がある。

原子力防災組織の要員（夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外））

①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 46名



②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために必要な要員 23名



※上記①、②の要員については、今後の訓練等の結果により、人数を見直す可能性がある。

プルーム通過時 緊急時対策所にとどまる要員

事故前	事故発生、拡大	炉心露出、損傷、溶融	プルーム通過中 10時間	24時間	34時間	プルーム通過後
「居住性に係る被ばく評価に関する基本ガイド」に基づく事象 進展時間	①事象発生 ②初動体制による事故収束活動 ③要員参集後	④プルーム通過直前	⑤プルーム通過後			
防災対策						
中央制御室 (運転員)	事故拡大防止, 炉心損傷防止活動, 原子炉格納容器の破損防止活動 (9)		緊急時対策所へ待避 (9)			
3号中央制御室 (運転補助要員)						
現場						
復旧班	炉心損傷防止活動, 原子炉格納容器の破損防止活動 (電源復旧, 注水等) 放射性物質拡散抑制活動, 消火活動 (2)		発電所構外へ退避 (2)			
放射線管理班						
緊急時対策所	(28)	(39)	発電所構外へ退避 (27) 緊急時対策所へ待避 (12)		(12)	(39)
	可搬式エア放射線 モニタ設置等 (2)	(4)	発電所構外へ退避 (2) 緊急時対策所へ待避 (2)		(2)	(4)
	(3)	(47)			(46)	(47)
	(5)					
構内宿泊所 (初動要員)	(34)					
構外 (参集要員)						必要により適宜招集

※要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

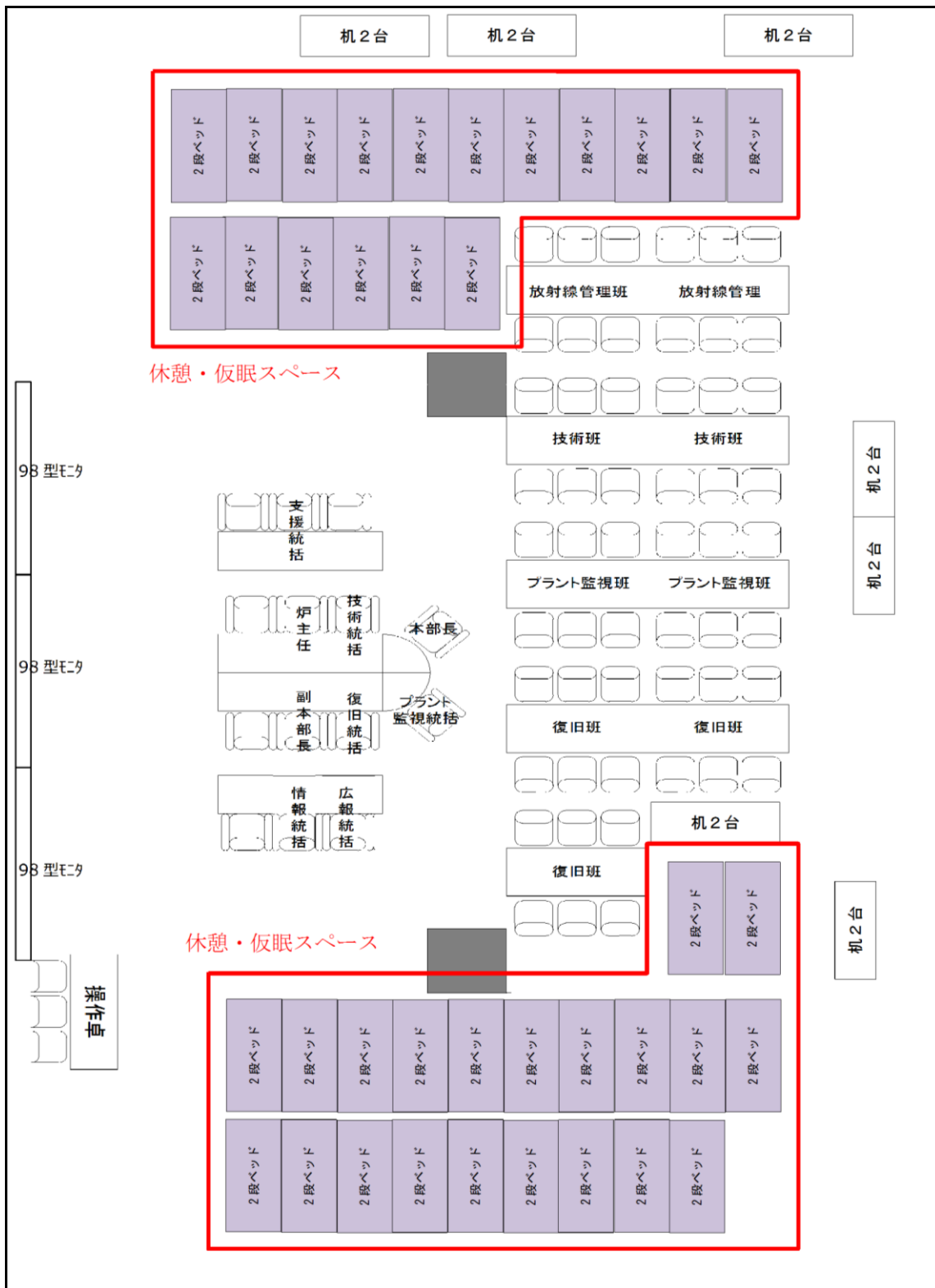
緊急時対策所, 中央制御室 事故発生からプルーム通過までの要員の動き

添付 4-3 緊急時対策所レイアウトについて

緊急時対策所は、基準地震動 S_s による地震被災対応のため、及び重大事故のプルーム通過時以外の対応のため、最大 150 名の緊急時対策要員が活動することを想定している。緊急時対策所には、必要な各作業用の机や設備等を配置しても、活動に必要な広さを十分有している。

また、緊急時対策所は、重大事故等に伴うプルーム通過中においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員及び原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に必要な要員である 69 名が緊急時対策所で活動することを想定し、十分な広さと機能を有している。

第 1 図に示す要員のスペースにて、休憩及び仮眠を行う。



第1図 緊急時対策所レイアウトイメージ

添付 4-4 放射線管理用資機材

○防護具類

緊急時対策所に以下の数量を保管する。

品名	保管数 ^{※1}
汚染防護服	1,050着 ^{※2}
靴下	1,050足 ^{※2}
帽子	1,050着 ^{※2}
綿手袋	1,050双 ^{※2}
ゴム手袋	2,100双 ^{※3}
ろ過式呼吸用保護具 (以下内訳)	450個 ^{※4}
電動ファン付き全面マスク	30個 ^{※5}
全面マスク	420個 ^{※6}
チャコールフィルタ (以下内訳)	1,050組 ^{※2}
電動ファン付き全面マスク用	210組 ^{※7}
全面マスク用	840組 ^{※8}
被水防護服	525着 ^{※9}
作業用長靴	30足 ^{※5}
高線量対応防護服 (タングステンベスト)	12着 ^{※10}

※1：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

※2：100名（1号及び2号炉対応の緊急時対策要員 77名＋自衛消防隊 15名＋余裕，以下同様）×7日×1.5倍

※3：※2×2重（内側，外側）

※4：100名×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※5：30名（1号及び2号炉対応の現場復旧班要員 24名＋放射線管理班要員 4名＋余裕）

※6：※4－※5

※7：※5×7日

※8：※2－※7

※9：100名×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※10：12名（プルーム通過直後に対応する現場復旧班要員 12名）

・1.5倍の妥当性の確認について

【緊急時対策所】

全体体制時（1日目），1号及び2号炉対応の要員は緊急時対策要員 77

名+自衛消防隊 15 名であり、本部要員 49 名、現場要員 28 名及び自衛消防隊 15 名で構成されている。このうち、本部要員は、緊急時対策所を正圧化することにより、防護具類を着用する必要がないが、全要員は 12 時間を目途に 1 回交替するため、2 回の交替分を考慮する。また、現場要員 28 名は、1 日に 6 回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し、防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

プルーム通過以降（2 日目以降）、1 号及び 2 号炉対応の要員は緊急時対策要員 60 名であり、本部要員 46 名及び現場要員 14 名で構成されている。このうち、本部要員は、緊急時対策所を正圧化することにより、防護具類を着用する必要がないが、全要員は 7 日目以降に 1 回交替するため、1 回の交替分を考慮する。また、現場要員は 1 日に 2 回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し、防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

92 名×2 交替+28 名×6 回+60 名+14 名×2 回×6 日=580 着<1,050 着

○計測器（被ばく管理，汚染管理）

緊急時対策所に以下の数量を保管する。

品名		保管数 ^{※1}
個人線量計	電子式線量計	100 台 ^{※2}
	ガラスバッジ	100 個 ^{※2}
GM 汚染サーベイ・メータ		4 台 ^{※3}
電離箱サーベイ・メータ		5 台 ^{※4}
可搬式エリア放射線モニタ		2 台 ^{※5}
ダストサンプラ		2 台 ^{※6}

※1：今後、訓練等で見直しを行う。

※2：100 名（1 号及び 2 号炉対応の緊急時対策要員 77 名+自衛消防隊 15 名+余裕）

※3：緊急時対策所内モニタリング用 1 台+チェンジングエリア用 2 台+予備 1 台

※4：緊急時対策所内モニタリング用 1 台+屋外モニタリング用 3 台+予備 1 台

※5：緊急時対策所の居住性（線量率）を確認するための重大事故等対処設備として 1 台+予備 1 台（緊急時対策本部に 1 台設置する。設置のタイミングは、チェンジングエリア設営判断と同時（原災法該当事象））

※6：室内のモニタリング用 1 台+予備 1 台

添付 4-5 チェンジングエリアについて

1. チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 61 条第 1 項（緊急時対策所）並びに「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈」第 76 条第 1 項（緊急時対策所）に基づき、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

（実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈第 76 条第 1 項（緊急時対策所）抜粋）

緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

2. チェンジングエリアの概要

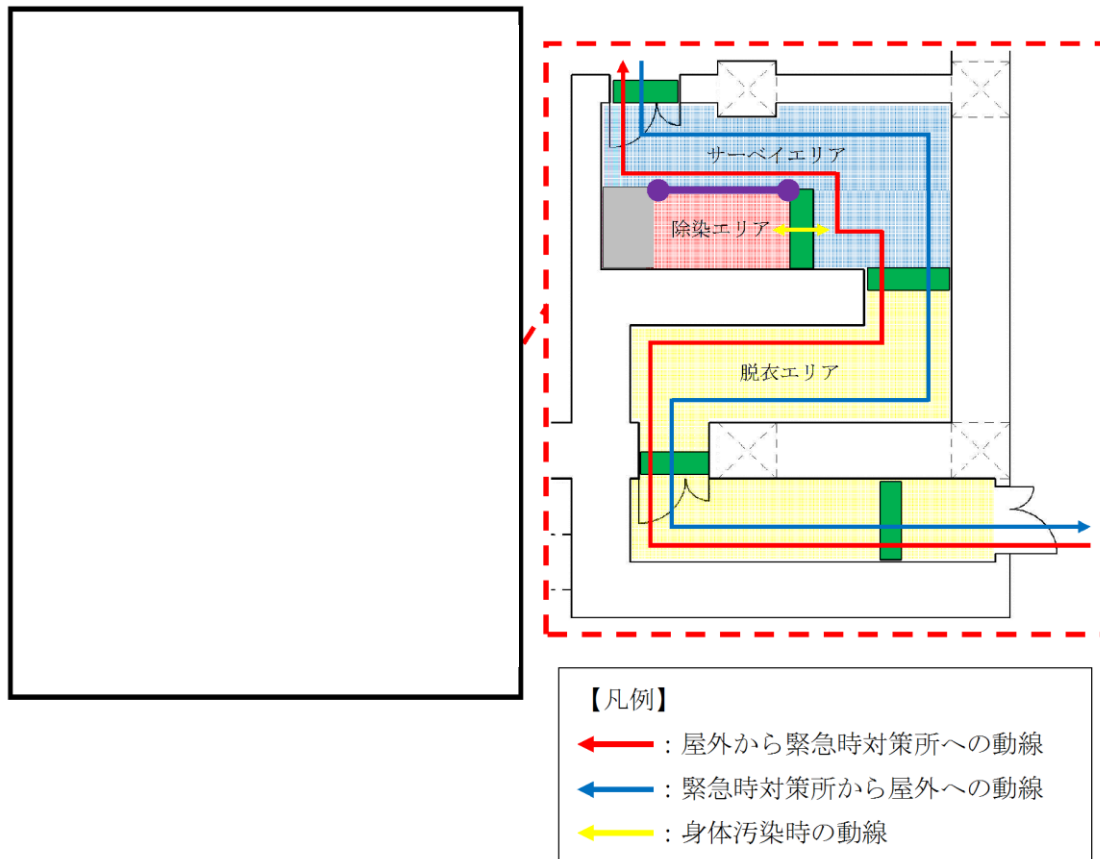
チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、緊急時対策所正圧化バウンダリの境界に設置するとともに、要員の被ばく低減の観点から緊急時対策所内に設営する。概要は第 1 表のとおり。

第1表 チェンジングエリアの概要

項目		理由
設営場所	緊急時対策所	緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
設営方式	部屋全面区画	設営の容易さの観点から、部屋全面を区画する。なお、平常時から養生シートによりあらかじめ養生しておくことにより、速やかな設置作業を可能とする。
手順着手の判断基準	原災法該当事象が発生した後、技術統括が、事象進展の状況（炉心損傷を判断した場合等）、参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。	緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染するような恐れが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。
実施者	放射線管理班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている放射線管理班が設営を行う。

3. チェンジングエリアの設営場所

チェンジングエリアは、緊急時対策所正圧化バウンダリの境界に設置する。
チェンジングエリアの設営場所は、第1図のとおり。



第1図 緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所

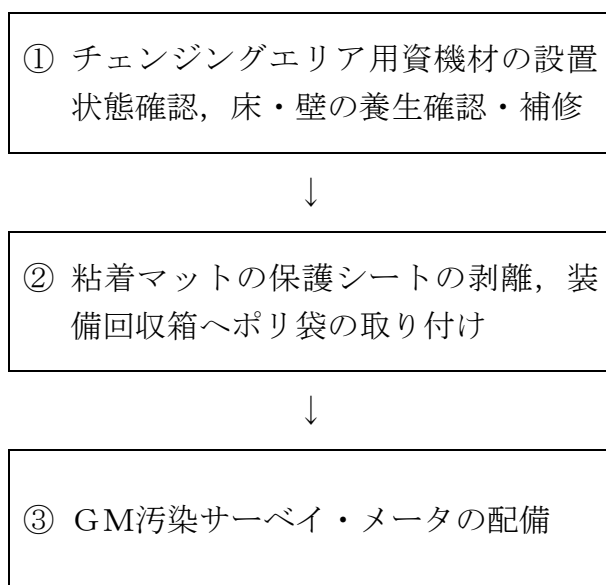
4. チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

(1) 考え方

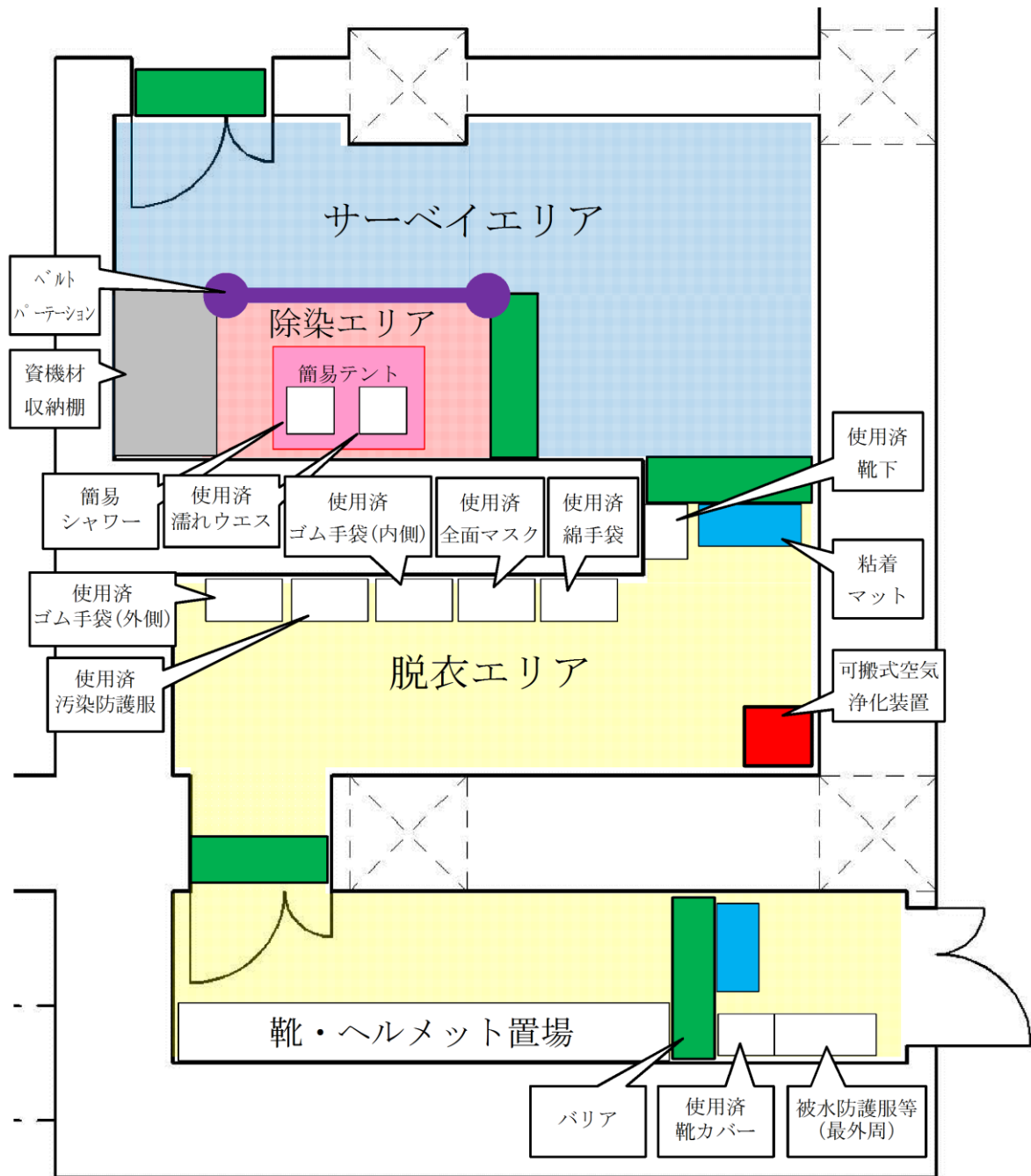
緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを防止するため，第2図の設営フローに従い，第3図のとおりチェンジングエリアを設営する。なお，チェンジングエリアは，速やかな設置作業を可能とするよう，各エリアを平常時から養生シートによりあらかじめ養生しておくとともに，第3図に示す資機材を配備しておく。

チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員1名で20分以内を想定している。なお，チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の緊急時対策要員の放射線管理班のうち1名をチェンジングエリアの設営に割り当て行う。設営の着手は，原災法該当事象が発生した後，事象進展の状況，参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して放射線管理班長が判断し，速やかに実施する。



第2図 チェンジングエリア設営フロー



第3図 緊急時対策所チェンジングエリア

(2) チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、通常時からチェンジングエリア内に配備し、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、第2表の数量をチェンジングエリア内に保管する。

第2表 緊急時対策所チェンジングエリア用資機材

名称	数量※ ¹	根拠
養生シート	5巻※ ²	チェンジングエリアの運用に必要な数量
バリア	5個※ ³	
粘着マット	4枚※ ⁴	
装備回収箱	8個※ ⁵	
ヘルメット掛け	1式	
ポリ袋	300枚※ ⁶	
テープ	24巻※ ⁷	
ウエス	1箱※ ⁸	
ウェットティッシュ	5個※ ⁹	
はさみ	1個	
マジック	2本	
簡易テント	1台※ ¹⁰	
簡易シャワー	1台	
簡易タンク	1台	
トレイ	1個	
バケツ	2個	
ベルトパーテーション	3本※ ¹¹	
可搬式空気浄化装置	1式	

※1：今後、訓練等で見直しを行う。

※2：約130m²（床、壁の養生面積（エリア全面張替え1回分））×2（補修張替え等）
 $\div 90\text{m}^2/\text{巻} \times 1.5\text{倍} \doteq 5\text{巻}$ （養生シート損傷、汚染時等）

※3：5個（各エリア間設置箇所数）

※4：2枚（設置箇所数）×2（汚染時の交換用）=4枚

※5：8個（設置箇所数）

※6：8枚（設置箇所）×3枚/日（1日交換回数）×7日×1.5倍=252枚→300枚

※7：約230m（養生エリアの外周距離（エリア全面張替え1回分））×2（補修張替え等）
 $\div 30\text{m}/\text{巻} \times 1.5\text{倍} = 23\text{巻} \rightarrow 24\text{巻}$ （養生シート損傷、汚染時等）

※8：1,200枚/箱（除染等）

※9：120枚/個（除染等）

※10：960mm×960mm×1,600mm（除染エリア設置）

※11：3本（設置箇所数）

5. チェンジングエリアの運用

(出入管理, 脱衣, 汚染検査, 除染, 着衣, 要員に汚染が確認された場合の対応, 廃棄物管理, チェンジングエリアの維持管理)

(1) 出入管理

チェンジングエリアは, 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において, 緊急時対策所に待機していた要員が, 緊急時対策所外で作業を行った後, 再度, 緊急時対策所に入室する際等に利用する。緊急時対策所外は, 放射性物質により汚染しているおそれがあることから, 緊急時対策所外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは第3図のとおりであり, チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで緊急時対策所内への放射性物質の持ち込みを防止する。

①脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア

②サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品のサーベイを行うエリア。汚染が確認されなければ緊急時対策所内へ移動する。

③除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア

(2) 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴脱ぎ場で, 安全靴, ヘルメット, ゴム手袋外側, 被水防護服等を脱衣する。
- ・脱衣エリアで, 汚染防護服, ゴム手袋内側, マスク, 帽子, 靴下, 綿手袋を脱衣する。

なお, チェンジングエリアでは, 放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し, 指導, 助言, 防護具の脱衣の補助を行う。

(3) 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後, サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は, 緊急時対策所(資機材室)へ入室する。汚染基準を満足しない場合は, 除染エリアに移動する。

なお, 放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また, 放射線管理班員は汚染検査の状況について,

適宜確認し、指導、助言をする。

(4) 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。(簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。)

(5) 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

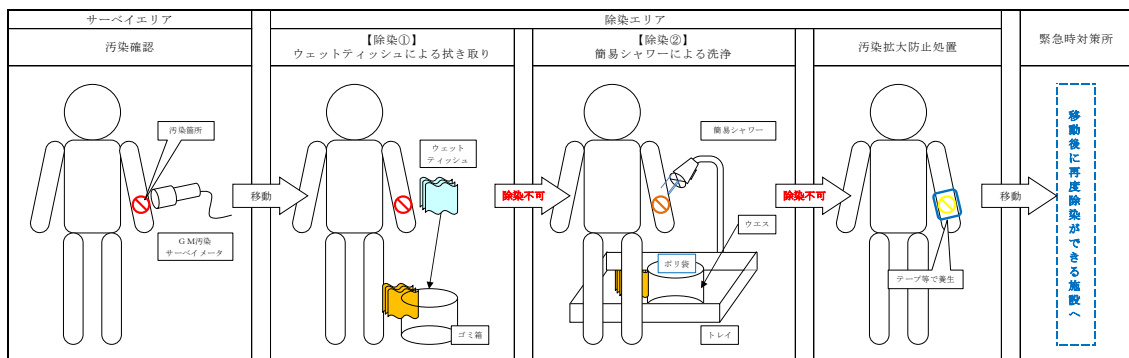
- ・緊急時対策所内で、綿手袋、靴下、帽子、汚染防護服、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェンジングエリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット、安全靴等を着用する。放射線管理班員は、要員の作業に応じて、被水防護服等の着用を指示する。

(6) 要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、第4図のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。



第4図 除染及び汚染水処理イメージ図

(7) 廃棄物管理

緊急時対策所外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜チェンジングエリア外に持ち出しチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

(8) チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は、床・壁等の養生の確認を実施し、養生シート等に損傷が生じている場合は、補修を行う。

チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空気中放射性物質濃度を定期的（1回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量当量率及び空気中放射性物質濃度の測定を実施し、必要に応じチェンジングエリアの除染を実施する。なお、測定及び除染を行った要員は、脱衣エリアにて脱衣を行う。

6. チェンジングエリアに係る補足事項

(1) 汚染拡大防止の考え方

緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査を行うためのサーベイエリア、脱衣を行うための脱衣エリア及び身体に付着した放射性物質の除染を行うための除染エリアを設けるとともに、緊急時対策所換気空調設備により、緊急時対策所の空気を浄化し、緊急時対策所の放射性物質を低減する設計とする。


(2) 可搬式空気浄化装置

チェンジングエリアには、更なる被ばく低減のため、可搬式空気浄化装置を通常時から設置し、他の設備へ悪影響を及ぼさないよう転倒防止対策を講ずる。可搬式空気浄化装置は、最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアの空気を吸い込み浄化するよう配置し、脱衣エリアを換気することで、緊急時対策所外で活動した要員の脱衣による汚染拡大を防止する。

可搬式空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬式空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視により行う。可搬式空気浄化装置は、脱衣エリアを換気できる風量とし、仕様等を第5図に示す。

なお、緊急時対策所はプルーム通過時には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについてもプルーム通過時は、原則利用しない。したがって、チェンジングエリア用の可搬式空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬式空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬式空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。なお、交換したフィルタ等は、線源とならないようチェンジングエリアから遠ざけて保管する。

	○外形寸法：約 500 (D) × 約 360 (W) × 約 1,350 (H) mm
	○最大風量：13m ³ /min
	○重 量：約 60kg (フィルタ除く)
	○フィルタ：微粒子フィルタ，よう素フィルタ
	<u>微粒子フィルタ</u>
	微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。
	<u>よう素フィルタ</u>
	よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭素繊維を通ることにより吸着・除去される。

第5図 可搬式空気浄化装置の仕様等

(3) チェンジングエリアの設営状況

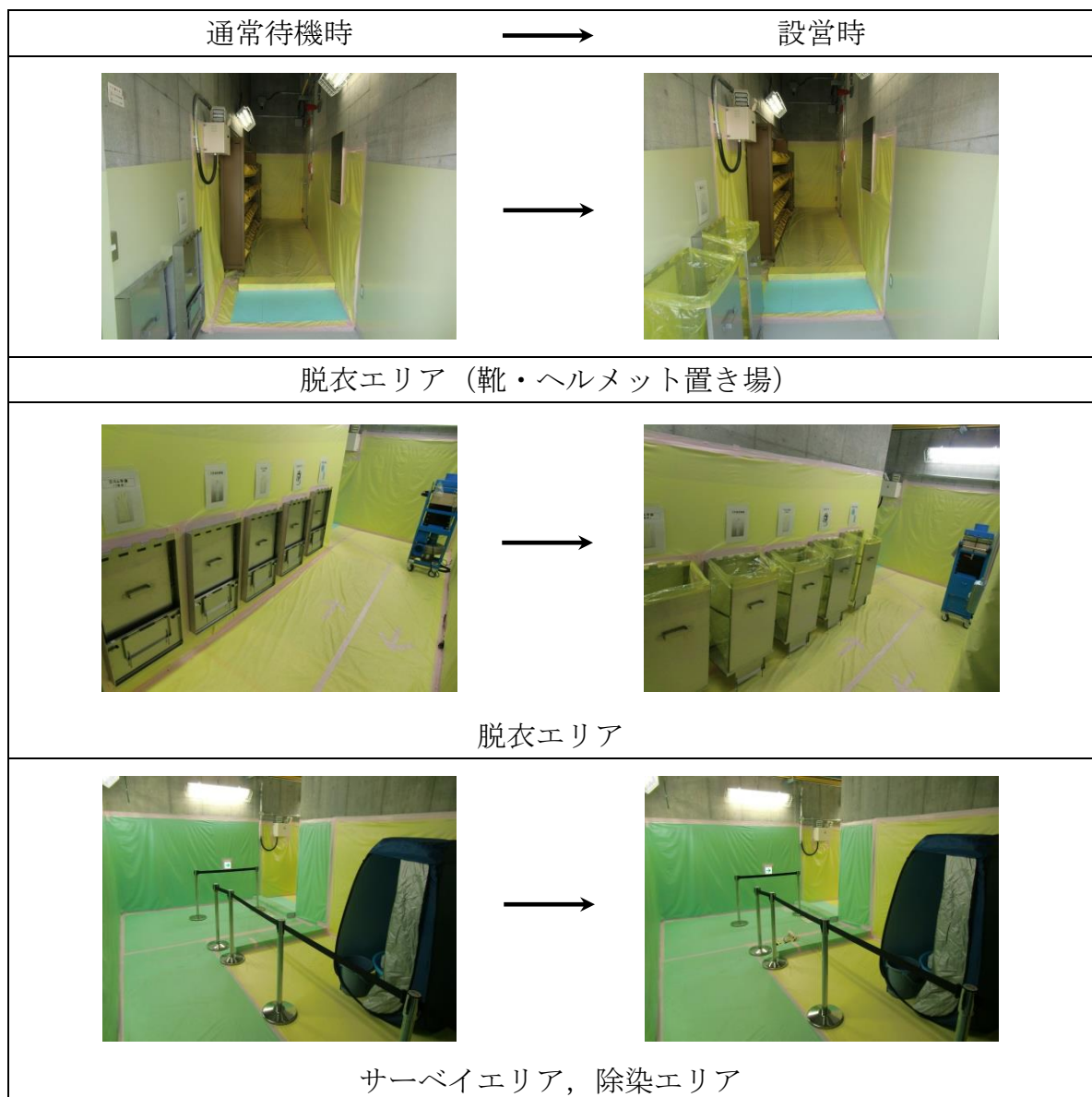
チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアごとに区画しており、各エリアの壁・床等について、通常時より養生シート及びテープにより区画養生を行っておくことで、チェンジングエリア設営時間の短縮を図る。

チェンジングエリア内面は、必要に応じて汚染の除去の容易さの観点から養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。

更にチェンジングエリア内には、靴等に付着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置する。

また、養生シート等に損傷が生じた際は、速やかに補修が行えるよう補修用の資機材を準備する。

チェンジングエリアの設営状況を第6図に示す。

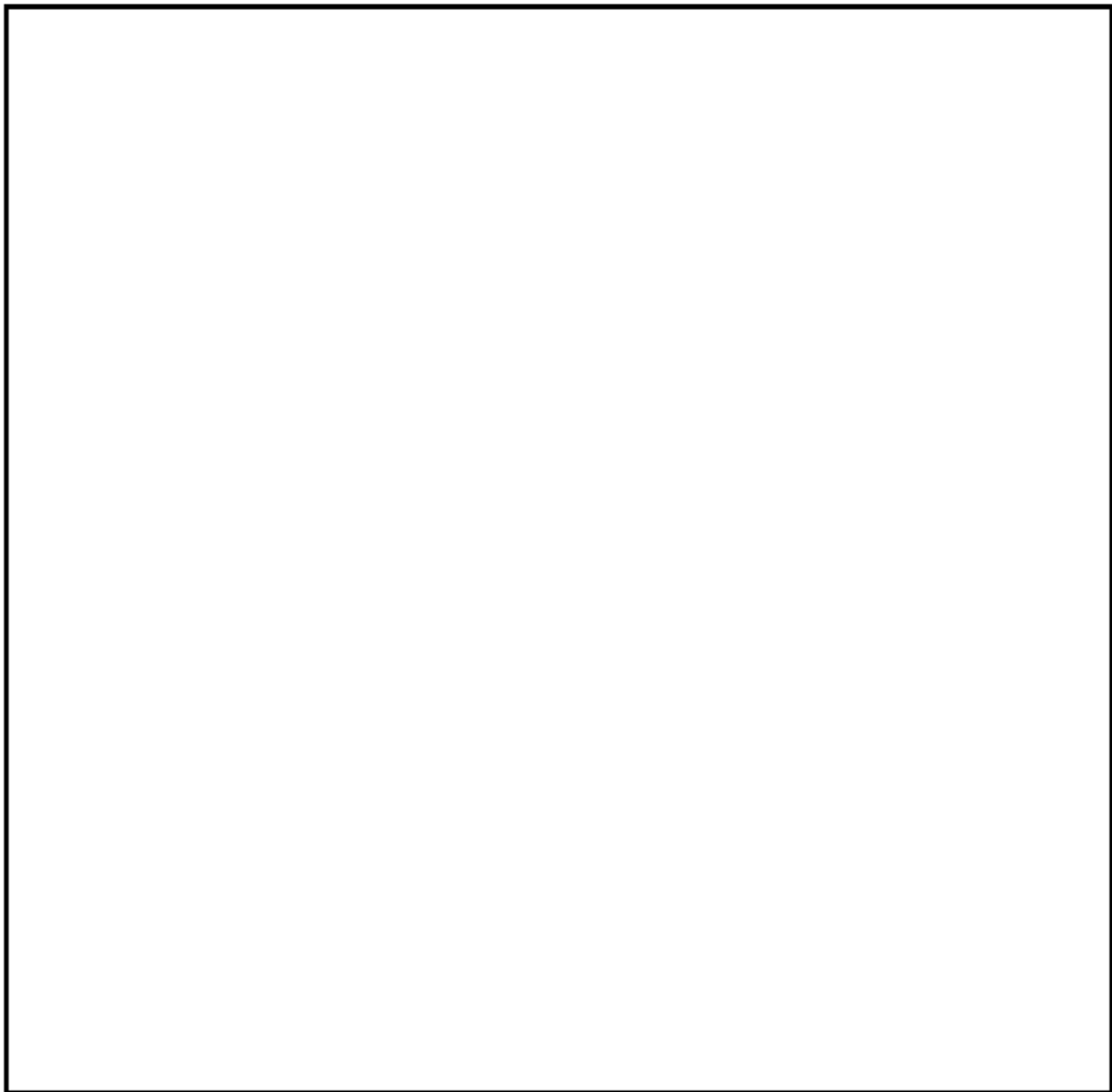


第6図 緊急時対策所チェンジングエリアの設営状況

(4) チェンジングエリアへの空気の流れ

緊急時対策所チェンジングエリアは、一定の気密性が確保された緊急時対策所内に設置し、第7図のように、チェンジングエリア排気隔離ダンパにより緊急時対策本部の圧力を正圧100Pa以上に調整し、排気隔離ダンパによりチェンジングエリアの圧力を微正圧（屋外より高い圧力かつ資機材室よりも低い圧力）に調整することにより、屋外よりの放射性物質の流入を防止すると共に、チェンジングエリアの空気が緊急時対策所（資機材室）に流入しない設計とする。

また、更なる被ばく低減のため、可搬式空気浄化装置を設置する。可搬式空気浄化装置はチェンジングエリア付近を循環運転することによりチェンジングエリア付近全体の放射性物質を低減し、汚染拡大を防止する。



第7図 緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ及び排気隔離ダンパ調整の概要

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(5) チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

緊急時対策所に入室しようとする要員に付着した汚染が、他の要員に伝播することがないようにサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともに、サーベイエリア内に汚染が移行していないことを確認する。

サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖するが、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに大きな影響は与えないようにする。ただし、緊急時対策所から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、要員は防護具を着用していることから、退室することは可能である。

また、緊急時対策所への入室の動線と退室の動線を分離することで、脱衣時の接触を防止する。なお、緊急時対策所から退室する要員は、防護具を着用しているため、緊急時対策所に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

7. 汚染の管理基準

第3表のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、第3表の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

第3表 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準 ^{※1}	根拠等
状況①	屋外(発電所構内全般)へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm ^{※2}	法令に定める表面汚染密度限度(アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度) : 40Bq/cm ² の1/10
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000cpm ^{※3}	原子力災害対策指針におけるOIL4に準拠
		13,000cpm ^{※4}	原子力災害対策指針におけるOIL4【1ヶ月後の値】に準拠

※1 : 計測器の仕様や構成により係数率が異なる場合は、計測器ごとの数値を確認しておく。また、測定する場所のバックグラウンドに留意する必要がある。

※2 : 4 Bq/cm²相当。

※3 : 120Bq/cm²相当。バックグラウンドが高い状況化に適用。バックグラウンドの影響が相対的に小さくなる数値のうち、最低の水準(バックグラウンドのノイズに信号が埋まらないレベルとして3倍程度の余裕を見込む水準)として設定(13,000×3≒40,000cpm)。

※4 : 40Bq/cm²相当(放射性ヨウ素の吸入により小児の甲状腺等価線量が100mSvに相当する内部被ばくをもたらすと想定される体表面密度)。

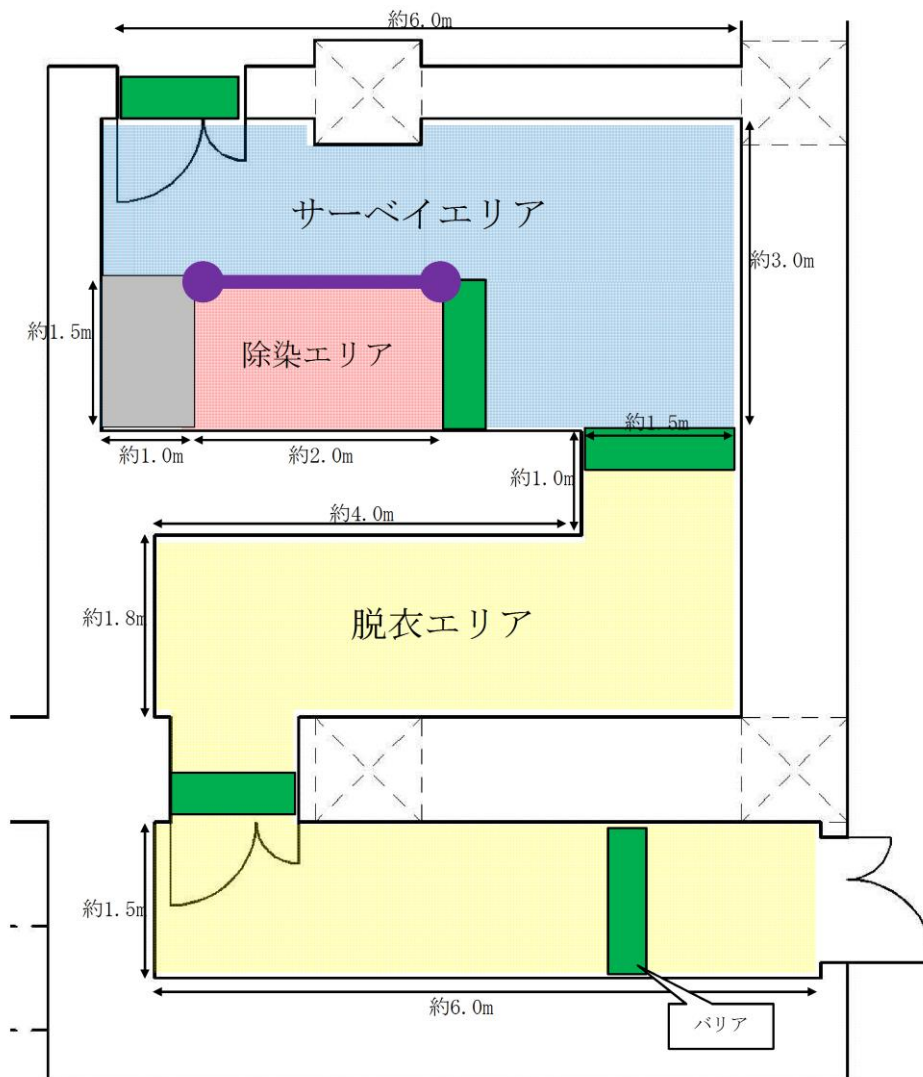
8. チェンジングエリアのスペースについて

緊急時対策所における現場作業を行う要員は、プルーム通過直後に作業を行うことを想定している要員数14名を考慮し、同時に14名の要員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリア内の各エリア面積を第4表に、チェンジングエリア内の各エリア寸法を第8図に示す。チェンジングエリアに同時に14名の要員が来た場合、全ての要員が緊急時対策所に入りきるまで約35分（1人目の脱衣に6分+その後順次汚染検査2分×14名）であり、全ての要員が汚染している場合でも約65分（汚染のない場合の35分+除染後の再検査2分×14名）であることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは建物内に設置しており、屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

第4表 チェンジングエリア内の各エリア面積

エリア名称	エリア寸法	エリア面積
靴・ヘルメット置場	約 6.0m×約 1.5m	約 9.0m ²
脱衣エリア	約 5.5m×約 1.8m+ 約 1.5m×約 1.0m	約 11.4m ²
サーベイエリア	約 3.0m×約 6.0m- 約 1.5m×約 3.0m	約 13.5m ²
除染エリア	約 2.0m×約 1.5m	約 3.0m ²



第8図 チェンジングエリア内の各エリア寸法

9. 放射線管理班の緊急時対応のケーススタディ

放射線管理班は、緊急時対策所チェンジングエリアの設営以外に、緊急時対策所の可搬式エリア放射線モニタの設置（20分以内）、可搬式モニタリング・ポストの設置（6時間30分以内）、可搬式気象観測装置の設置（3時間10分以内）、中央制御室チェンジングエリアの設営（2時間以内）を行うことを想定している。これら対応項目の優先順位については、放射線管理班長が状況に応じ判断する。以下にタイムチャートの例を示す。

例えば、平日の勤務時間帯に事故が発生した場合（ケース①）には、原子力防災組織の緊急時対策要員の放射線管理班4名で順次対応を実施することになる。また、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合で、原災法該当事象発生直後から周辺環境が汚染してしまうような事象が発生した場合（ケース②）は、原子力防災組織の緊急時対策要員の放射線管理班2名で、中央制御室チェンジングエリアの設営を優先し、次に可搬式モニタリング・ポスト等の設置を行うことになる。

・ケース①（平日の勤務時間帯の場合）

対応項目	対応要員	経過時間(時間)													
		0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13
		<small>重大事故等発生</small> <small>↓</small> <small>参集済</small>													
緊急時対策所への移動	放射線管理要員(2名)	0	1												
状況把握(モニタリング・ポストなど)		0	1												
可搬式エリア放射線モニタの設置	放射線管理要員(1名)		1												
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	放射線管理要員(1名)		1												
可搬式モニタリング・ポストの設置	放射線管理要員(2名)														
中央制御室チェンジングエリアの設営	放射線管理要員(2名)	0	1												
緊急時対策所への移動		0	1												
可搬式気象観測装置の設置	放射線管理要員(2名)														

・ケース②（夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合）

対応項目	対応要員	経過時間(時間)													
		0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13
		<small>重大事故等発生</small> <small>↓</small> <small>参集済</small>													
状況把握(モニタリング・ポストなど)	放射線管理要員(1名)	0	1												
可搬式エリア放射線モニタの設置		0	1												
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	放射線管理要員(1名)		1												
中央制御室チェンジングエリアの設営	放射線管理要員(2名)		1												
緊急時対策所への移動	放射線管理要員(2名)		1												
可搬式モニタリング・ポストの設置	放射線管理班員 (要員参集後対応)														
可搬式気象観測装置の設置															

※ 可搬式モニタリング・ポストの設置の前に、放射線管理班長の判断により中央制御室チェンジングエリアの設営を優先。

添付 4-6 飲食料とその他の資機材

1. 飲食料

緊急時対策要員が、少なくとも外部からの支援なしに7日間の活動を可能とするために、緊急時対策所に必要な資機材等を配備することとしている。

また、プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要があるように、余裕数を見込んでとどまる要員の7日分以上の食料及び飲料水を緊急時対策所に保管する。

緊急時対策所に以下の数量を保管する。

品名	保管数	考え方
食料	2,100食	100名（1号及び2号炉対応の緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名＋余裕）×7日×3食
飲料水	1,400本	100名（1号及び2号炉対応の緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名＋余裕）×7日×2本（1.5リットル/本）

2. その他資機材

緊急時対策所に以下の数量を保管する。

品名	保管数	考え方
酸素濃度計	2台	予備を含む
二酸化炭素濃度計	2台	予備を含む
一般テレビ （回線，機器）	1式	報道や気象情報等を入手するため
社内パソコン （回線，機器）	1式	社内情報共有に必要な資料，書類等を作成するため
簡易トイレ	1式	プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要があるようにするため
安定よう素剤	800錠	100名（1号及び2号炉対応の緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名＋余裕）×8錠（初日2錠＋2日目以降1錠/日×6日）

添付 4-7 ベント実施によるプルーム通過時の要員退避について

(1) プルーム通過時における要員退避の考え方

炉心損傷後のベント実施時には、放出されるプルームの影響によって発電所周辺の放射線線量率が上昇する。そのため、プルーム通過時において、重大事故等に対処する要員は、緊急時対策所及び中央制御室待避室で待避又は発電所構外へ一時退避する。緊急時対策所及び中央制御室待避室については、空気加圧することでプルームの流入を抑え、放射線影響を低減させる。発電所構外への一時退避については、発電所から離れることでプルームの拡散効果により放射線影響を低減させる。

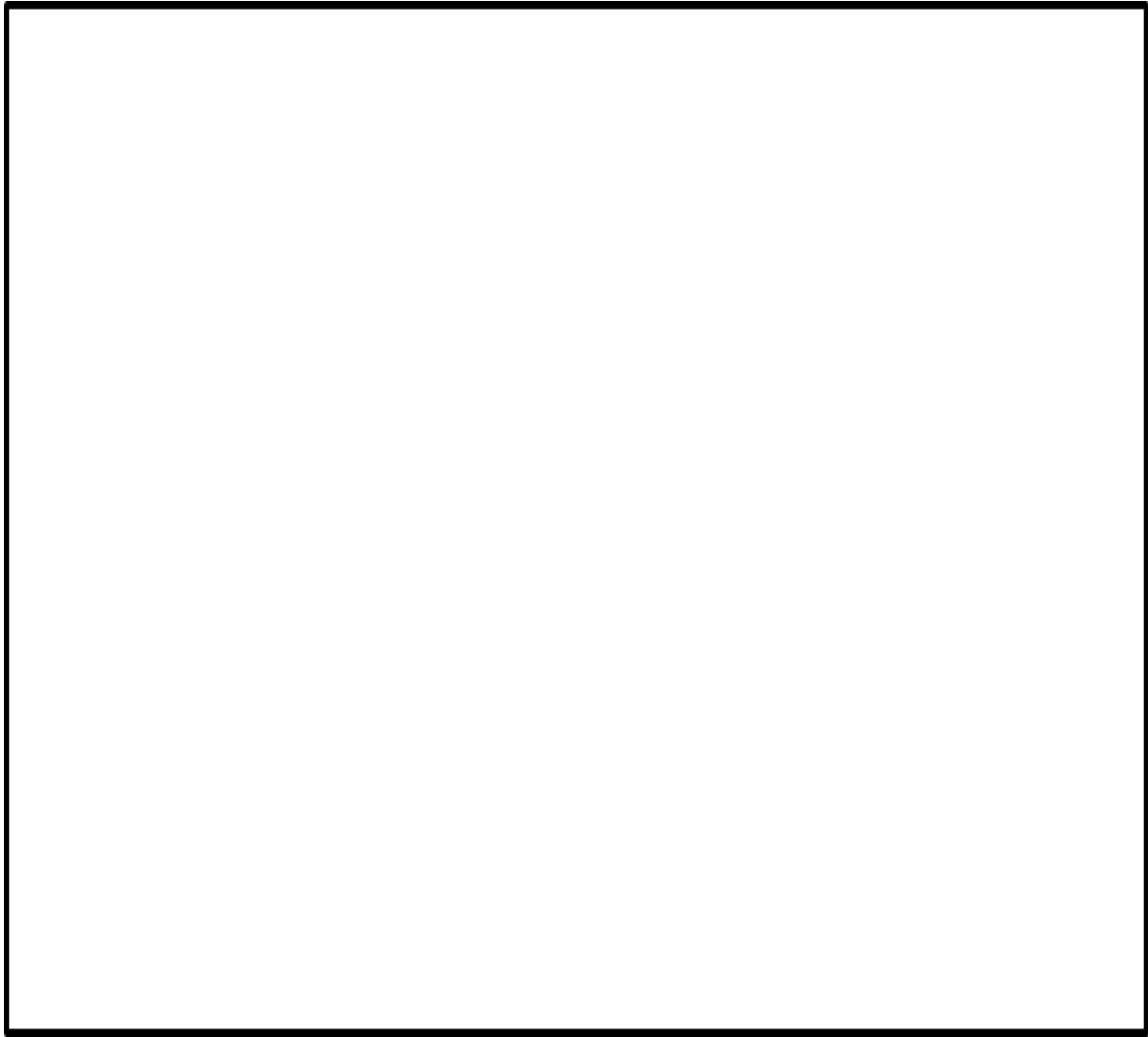
(2) 必要要員数

発電所にて重大事故等に対処する要員は 101 名である。プルーム通過時の必要要員である 69 名は緊急時対策所又は中央制御室待避室で待機することとしており、それ以外の 32 名については発電所構外へ退避する。

(3) 移動時間

発電所構外へ一時退避する場合には、原子力事業所災害対策支援拠点等へ退避することとしている。これらの施設は、発電所から約 12～13km の地点に立地しており、最も遠い施設まで徒歩による一時退避を行う場合の所要時間は約 4 時間と評価している。

緊急時対策所へ待避する場合の移動時間については、アクセスルートのうち、緊急時対策所から最も距離のある地点（放水接合槽）から緊急時対策所へ第 1 図に示すアクセスルートを徒歩移動によって待避した場合の移動時間は約 50 分である。



第1図 放水接合槽から緊急時対策所への最も距離のあるアクセスルート

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

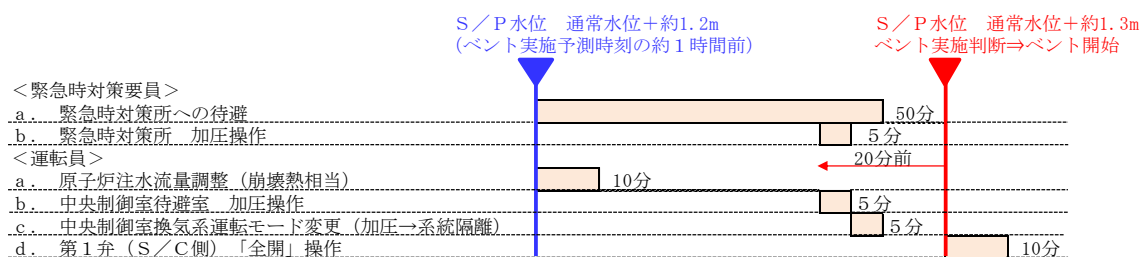
(4) 有効性評価シナリオでの退避タイミング

a. サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達によるベント

有効性評価のうち、炉心損傷後のベントシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」における要員一時退避、待避開始時間及びベント時間の関係を第 1 表に、ベント実施に係る対応の流れを第 2 図に示す。

第 1 表 静的負荷におけるベント準備時間及びベント時間の退避

項目	基準	事象発生からの到達時間
発電所構外への一時退避	格納容器圧力 640kPa[gage]到達	約 27 時間後
緊急時対策所への待避	サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.2m 到達	約 31 時間
ベント操作	サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達	約 32 時間後



第 2 図 ベント実施に係る対応の流れ

第 1 表に示すとおり、発電所構外への一時退避及び緊急時対策所への待避については、移動開始からベント操作まで約 5 時間あることから最も遠い退避施設への退避が可能であり、緊急時対策所への待避については、移動開始からベント操作まで約 1 時間*あることからベント実施判断基準到達までに緊急時対策所への待避可能である。そのため、ベント操作開始に影響を与えることはない。また、中央制御室の運転員については、ベント実施後速やかに中央制御室待避室へ待避する。

※ 復旧班要員：待避時間（約 50 分）及び緊急時対策所の加圧操作時間（約 5 分）に余裕を考慮し設定。

運転員：原子炉への注水流量調整（約 10 分）及び中央制御室待避室の加圧操作時間（約 5 分）を踏まえ、復旧班要員の待避開始と同じタイミングに設定。

第 2 表及び第 3 図に示すとおり、プルーム通過時の待避期間（評価上 10 時間）において、実施する必要のある現場操作及び作業がないため、要員が待避することに対する影響はない。

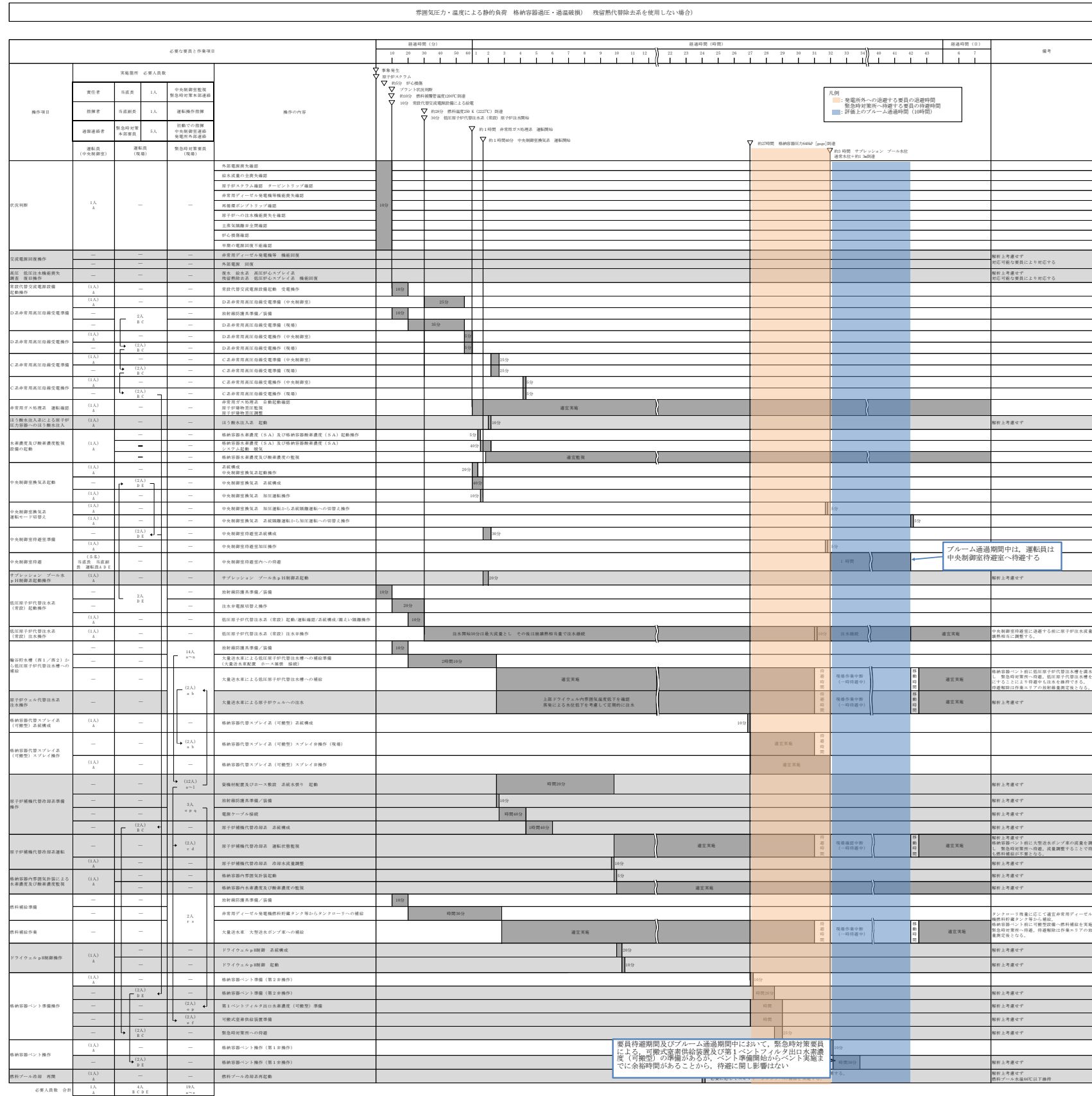
第2表 ベント実施の待避期間中における格納容器の状態及び操作

作業項目	待避期間中における状況	作業の要否
原子炉注水	低圧原子炉代替注水系（常設）による注水を継続	待避期間における流量調整（崩壊熱相当）は不要
格納容器スプレイ	ベント実施前に停止	—
電源	ガスタービン発電機により給電	自動燃料補給により作業不要
水源	低圧原子炉代替注水槽の水を使用	待避期間中における補給は不要
燃料	大型送水ポンプ車を使用	流量調整により待避期間における燃料補給は不要

b. 格納容器酸素濃度ドライ条件で 4.4vol%及びウェット条件で 1.5vol%到達によるベント

炉心損傷後においては、格納容器内での水素燃焼を防止する観点から、格納容器酸素濃度がドライ条件において 4.4vol%及びウェット条件で 1.5vol%に到達した場合、ベント操作を実施することとしている。

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）においては、水素及び酸素の発生割合（G値）の不確かさが大きく、あらかじめ待避基準を設定できないため、酸素濃度の上昇速度からドライ条件で 4.4vol%及びウェット条件で 1.5vol%到達時間を予測し、退避を実施する。また、退避開始からプルーム通過時の退避時において、実施する必要がある現場操作及び作業がないため、要員が退避することに対する影響はない。



代替交流電源設備からの給電を確保するための手順等の説明について

添付 5-1 緊急時対策所用発電機の起動及び受電操作について

1. 緊急時対策所用発電機のケーブル接続，起動及び受電操作概要

緊急時対策所用発電機と緊急時対策所 発電機接続プラグ盤を可搬ケーブルで接続し，緊急時対策所用発電機を起動したのち，緊急時対策所 低圧母線盤において，通常時に使用する 2 号炉非常用電源から緊急時対策所用発電機からの受電に切り替える。

2. 必要要員数及び想定時間

- (1) 必要要員数：緊急時対策要員 3 名
- (2) 想定時間：1 時間以内

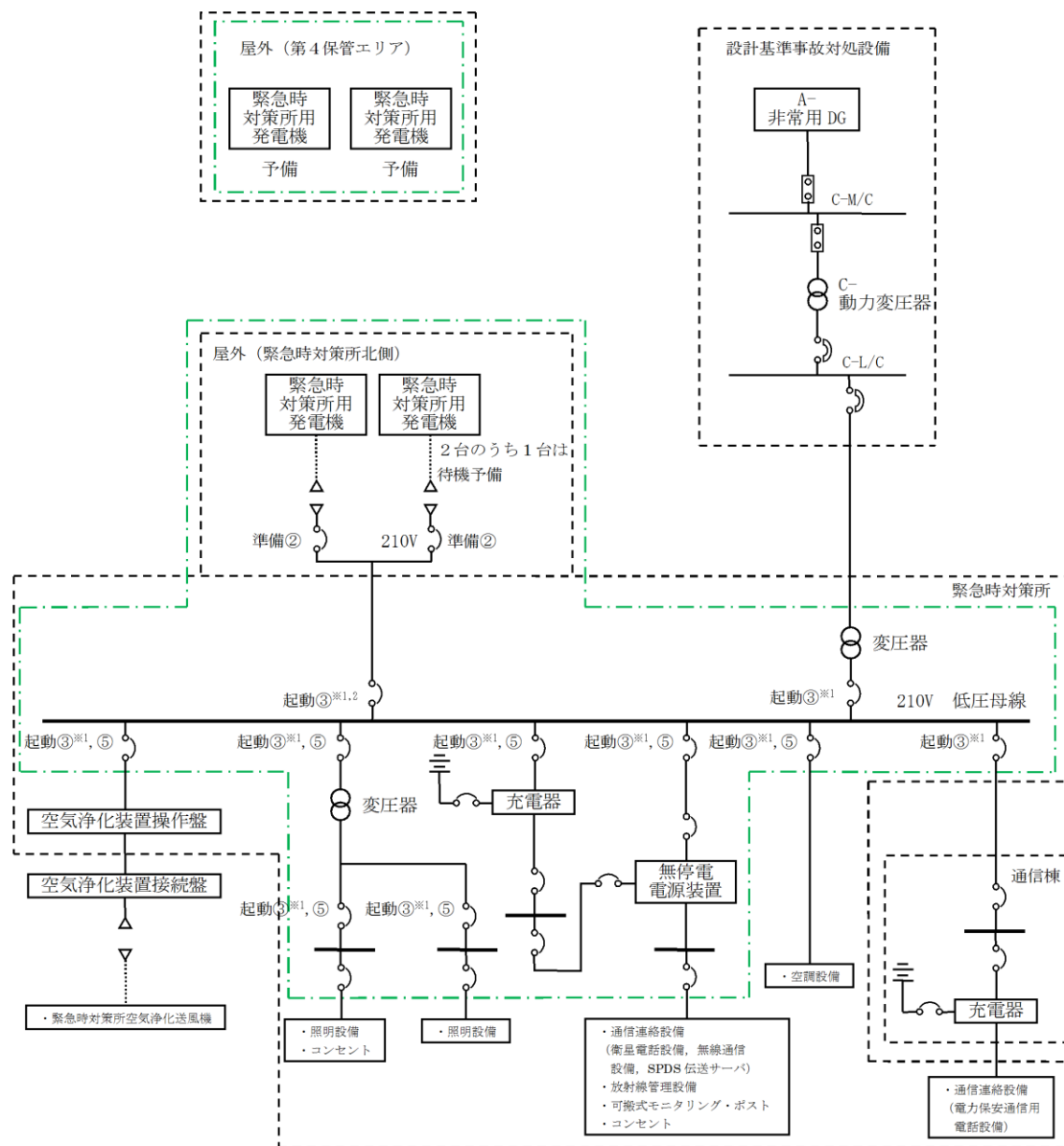
3. 系統構成






緊急時対策所の電源構成は第 1 図のとおり。

4. 手順

- ① 緊急時対策所用発電機と緊急時対策所の緊急時対策所 発電機接続プラグ盤間に可搬ケーブルを敷設し，可搬ケーブルの接続を行う。
- ② 緊急時対策所用発電機を起動する。
- ③ 緊急時対策所 低圧母線盤にて，すべての遮断器を「切」とし，緊急時対策所用発電機からの受電遮断器を「入」とする。
- ④ 緊急時対策所 低圧母線盤にて，必要な負荷への遮断器を「入」とし，給電を開始する。

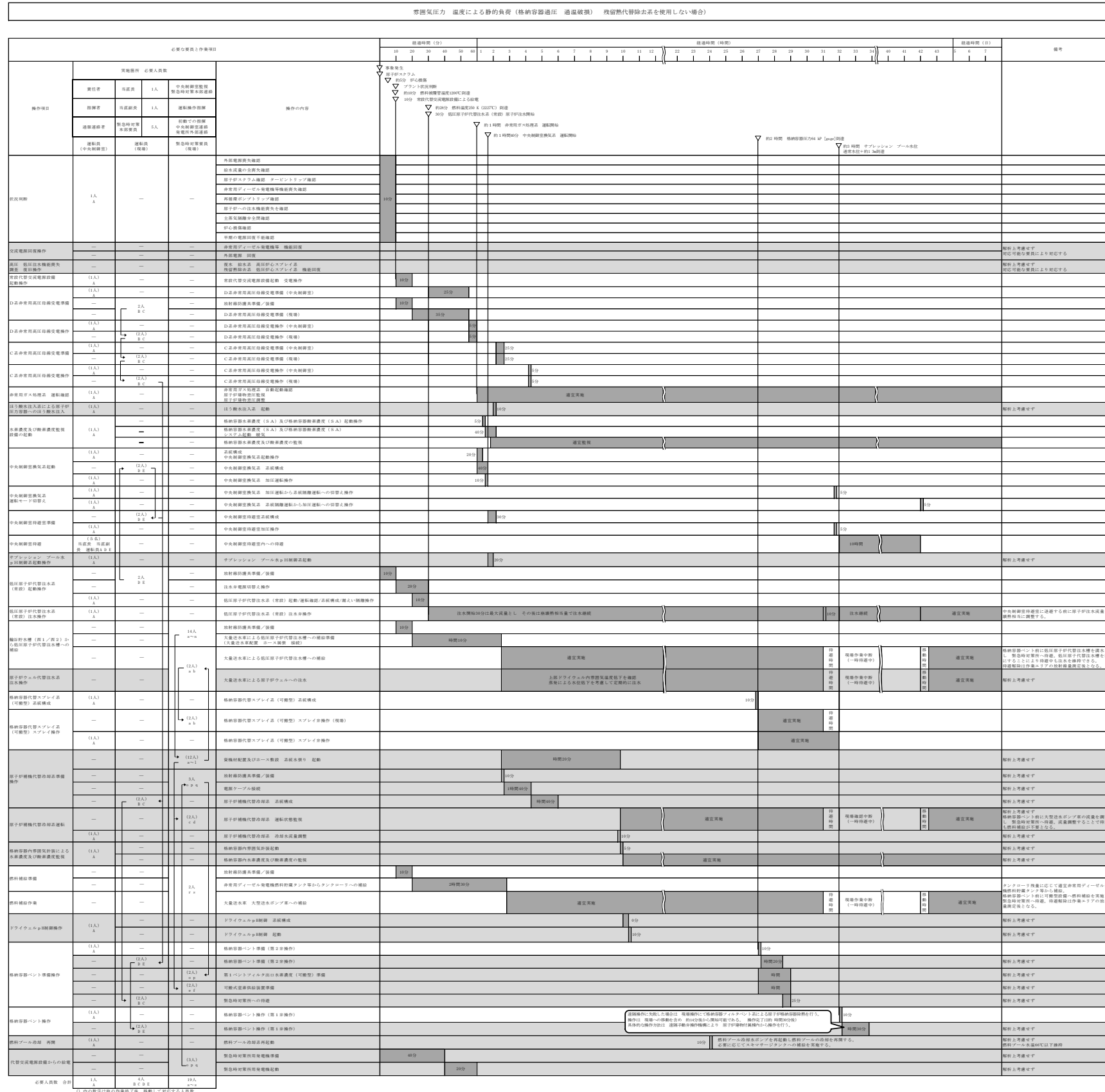
有効性評価タイムチャート上の緊急時対策所用発電機の起動操作のタイミングについて，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（残留熱代替除去系を使用しない場合）を代表例として記載したものを第 2 図に示す。



- 【凡例】**
-  : 高圧遮断器
 -  : 低圧遮断器
 -  : 配線用遮断器
 -  : 重大事故等対処設備のうち電源設備
 -  : 可搬ケーブルのコネクタ

- 記載例
- 準備 : 緊急時対策所用発電機準備手順
 - 起動 : 緊急時対策所用発電機起動手順
 - : 操作手順番号を示す。
 - ※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作を実施する遮断器がある場合、その実施順を示す。

第1図 緊急時対策所 電源構成



第2図 有効性評価タイムチャート「霧囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」(残留熱代替除去系を使用しない場合) 上の発電機起動タイミング

5. 連続運転時間および要求される負荷

緊急時対策所用発電機の仕様は、第1表のとおり。また、緊急時対策所の必要な負荷は第2表のとおり。

第1表 緊急時対策所用発電機の仕様

	緊急時対策所用発電機	(参考) 2号炉の非常用 ディーゼル発電機
容量	約 220kVA	約 7,300kVA
電圧	210V	6.9kV
力率	0.8	0.8

第2表 緊急時対策所 必要な負荷

負荷名称	負荷容量(kVA)
換気空調設備	約 36
安全パラメータ表示システム (SPDS), 通信連絡設備*	約 12
放射線管理設備	約 3
その他設備 (照明設備等)	約 23
合計	約 74

※電力保安通信用電話設備及び所内通信連絡設備は除く。

緊急時対策所の運用に必要な負荷容量は、約 74kVA であり、緊急時対策所用発電機 (定格約 220kVA, 1台) により給電可能な設計としている。

緊急時対策所用発電機は燃料タンク (990L) を内蔵しており、第2表に示す負荷に対して 42 時間以上連続給電が可能である。

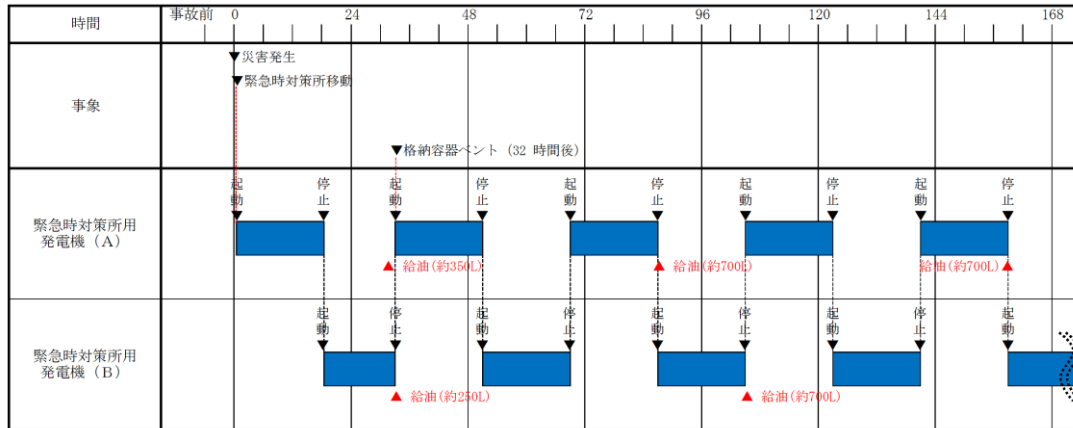
6. 緊急時対策所用発電機の給油タイミング (格納容器ベント成功の場合)

緊急時対策所用発電機は燃料タンク (990L) を内蔵しており、第2表に示す負荷に対して 42 時間以上連続給電が可能である。また、プルーム通過前にあらかじめ給油を行うことにより、プルーム通過中に給油が必要となることはない設計とする。

なお、給油については、可搬式モニタリング・ポスト、格納容器の圧力等を監視し、適切なタイミングで行うこととする。給油作業にかかる被ばく線量は第3表のとおり。

緊急時対策所用発電機が停止した場合、待機しているもう一方の緊急時対策所用発電機へ切り替えることにより 18 時間以上給電可能な設計とする。

緊急時対策所用発電機の給油タイミングを第3図に示す。



第3図 緊急時対策所用発電機の給油時間

<被ばく線量の評価条件>

- ・ 発災プラント：2号炉
- ・ ソースターム：大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシーケンス
2号炉格納容器ベント実施
- ・ 評価点：緊急時対策所用発電機燃料給油設備付近作業場所
- ・ 大気拡散条件：評価点位置における相対濃度及び相対線量を参照
- ・ 評価時間：合計 30 分（作業場所への移動：5 分，作業：20 分，作業場所からの移動：5 分）
（現場作業時間 20 分（訓練実績，ポンプ性能を用いた机上検討等から算定）に，保守的に移動時間中も同じ線量率で被ばくするものとして往復 10 分（発電所内移動時間の実績から算定）を加えたもの）
- ・ 遮蔽：考慮しない
- ・ マスクによる防護係数：50
- ・ 被ばく経路：以下を考慮

原子炉建物内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく，地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

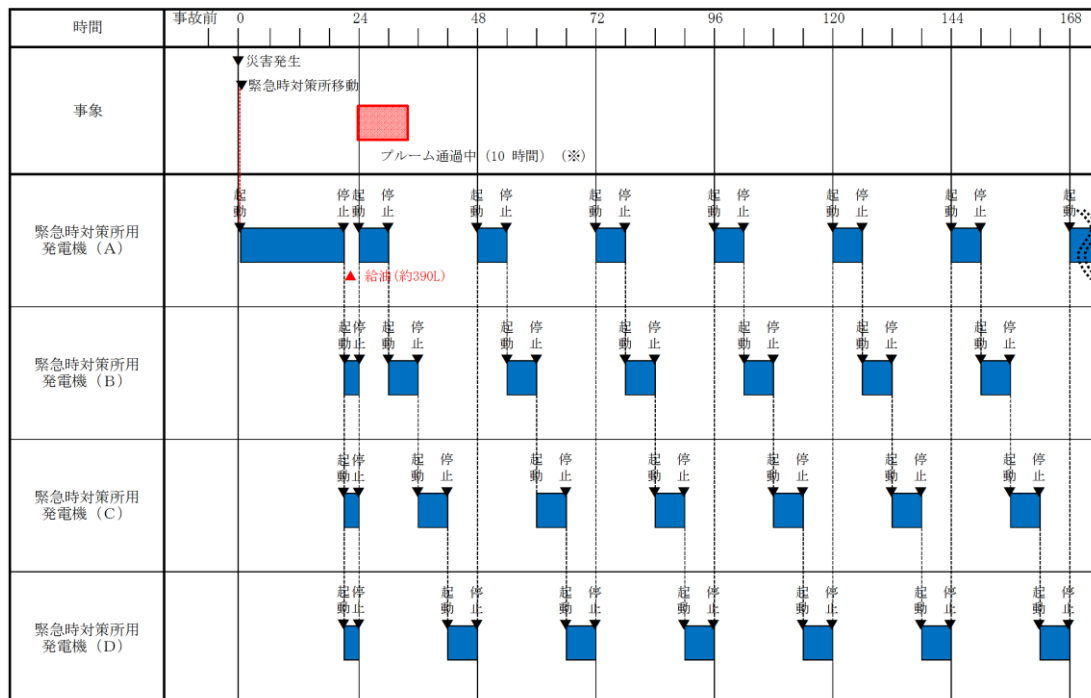
第3表 2号炉放出時における燃料給油に伴う被ばく量

(mSv)

作業開始時間 (事故発生後の経過時間) (h)	32	86	104	158
作業に係る被ばく線量	約 0.8	約 1.0	約 0.8	約 0.6

【補足】 緊急時対策所用発電機の給油タイミング及び被ばく評価（格納容器が破損した場合）

緊急時対策所の居住性評価で想定する格納容器が破損した場合の緊急時対策所用発電機の給油タイミングを第4図に示す。



※ 「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に基づく事象進展時間

第4図 緊急時対策所用発電機の給油時間（格納容器が破損した場合）

ブルーム放出前にあらかじめ緊急時対策所用発電機への給油を行い、また、第4保管エリアに保管する緊急時対策所用発電機（予備）を2台緊急時対策所北側に配備し、速やかに切り替え操作ができるよう緊急時対策所 発電機接続プラグ盤に接続する設計とする。

予備機の配備については、緊急時対策所用発電機（予備）の切替え手順に従い、あらかじめ実施することとする。

格納容器が破損した場合，事故発生から 21 時間後に待機中の 3 台を運転し，24 時間後以降，6 時間毎に緊急時対策所用発電機を順次切り替え操作を行うことにより，プルーム放出後の給油を行うことなく 7 日間連続して負荷へ給電可能な設計とする。

手順のリンク先について

緊急時対策所の居住性等に関する手順等について、手順のリンク先を以下にまとめます。

1. 1.18.1(2) b. 手順等
 - ・ 給電が必要となる設備
 - <リンク先>
 - 1.19.1(2) c. 手順等 (第 1.19-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備)

2. 1.18.2.1(2) c. その他の手順項目にて考慮する手順
 - <リンク先>
 - 1.17.2.1(2) 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

3. 1.18.2.2(3) 通信連絡に関する手順等
 - <リンク先>
 - 1.19.2.1(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
 - 1.19.2.2(1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
 - 1.19.2.3 代替交流電源設備から給電する手順等