

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

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

（添付資料 1.15.1）

主要パラメータは以下のとおり分類する。

・重要監視パラメータ

主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも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。あわせて、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化するために、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び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

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全て網羅されている。

(添付資料 1.15.1)

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

- ・主要パラメータの他チャンネルの常用計器及び常用代替計器
耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから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全て網羅されている。

(添付資料 1.15.1)

以上の重大事故等対処設備により、当該パラメータを把握することができる。また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・常用代替計器

耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから、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、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全て網羅されている。

(添付資料 1.15.1)

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

- ・直流給電車

給電開始までに時間を要するが、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全て網羅されている。

(添付資料 1.15.1)

以上の重大事故等対処設備により、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。あわせて、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），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、読み取った指示値により、主要パラメータを推定する。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中央制御室運転員A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況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。
- ・ 推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

(添付資料 1.15.6)

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
- ・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
- ・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）、代替注水流量（可搬型）、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）、代替注水流量（可搬型）、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、0～150m³/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、93m³/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、 $0 \sim 1500\text{m}^3/\text{h}$ 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、 $1314\text{m}^3/\text{h}$ 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）による原子炉压力容器への注水時の最大注水量は、 $200\text{m}^3/\text{h}$ 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。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による代替注水流量（可搬型）の計測範囲は、 $0 \sim 150\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である低圧原子炉代替注水系（可搬型）の原子炉压力容器への注水時の最大注水量は、 $120\text{m}^3/\text{h}$ 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。

残留熱除去ポンプ出口流量の計測範囲は、 $0 \sim 1500\text{m}^3/\text{h}$ 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 $1380\text{m}^3/\text{h}$ 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、 $0 \sim 1500\text{m}^3/\text{h}$ 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 $1314\text{m}^3/\text{h}$ 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压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）、代替注水流量（可搬型）、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、計測対象である低圧原子炉代替注水系（常設）による格納容器スプレイ時の最大注水量は、 $200\text{m}^3/\text{h}$ 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。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による代替注水流量（可搬型）の計測範囲は、 $0 \sim 150\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である低圧原子炉代替注水系（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。

ペデスタル代替注水系（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）によるペDESTAL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。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による代替注水流量（可搬型）の計測範囲は、 $0 \sim 150\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象であるペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL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、読み取った指示値により、主要パラメータを推定する。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中央制御室運転員A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であれば、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	AM設備別操作要領書 「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	AM設備別操作要領書 「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（微候ベース） 「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（微候ベース） 「電源復旧」
			可搬型代替交流電源設備		
		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		
			直流給電車及び可搬型常設代替交流電源設備	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	
—	—	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）	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。	-(Ss)	SA用 直流電源	熱電対	可	①
	原子炉圧力※1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ					
	原子炉圧力 (SA) ※1									
	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 (8.91MPa [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	②
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。	-(Ss)		SA用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	③
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					「④最終ヒートシントクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ					
原子炉圧力容器温度 (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 1328cm)。 ※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 6 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) (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 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※2	2	-400～150cm※3	-539～132cm※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	③4
	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	③5
	原子炉水位 (S A) ※2	1	-900～150cm※3			— (Ss)	S A用 直流電源	差圧式 水位 検出器	可	③6
	高压原子炉代替注水流量※1									
	代替注水流量 (常設) ※1									
	代替注水流量 (可搬型) ※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									
	低压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										
原子炉圧力※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					
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					
サブレシジョン・チェンバ圧力 (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					

※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 1328cm)。 ※4：基準点はサブレシジョン・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 6 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) (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。	— (Ss)	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 (250m ³ /h) を監視可能。	— (Ss)	S A 用 直流電源	超音波式 流量 検出器	—	②
	代替注水流量 (可搬型)	4	0 ~ 150m ³ /h	— ^{※8}	大量送水車の最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。	—	S A 用 直流電源	超音波式 流量 検出器	—	③
	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	④
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0 ~ 1500m ³ /h	0 ~ 1314m ³ /h	高压炉心スプレイポンプの最大注水量 (1314m ³ /h) を監視可能。	S	区分 III 交流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑤
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0 ~ 1500m ³ /h	0 ~ 1380m ³ /h	残留熱除去ポンプの最大注水量 (1380m 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	⑥
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0 ~ 1500m ³ /h	0 ~ 1314m ³ /h	低压炉心スプレイポンプの最大注水量 (1314m ³ /h) を監視可能。	S	区分 I 交流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑦
	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 (30 m ³ /h) を監視可能。	— (Ss)	S A 用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑧

※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 1328cm)。 ※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 6 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 直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					
	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					
	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					「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				

※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 1328cm)。 ※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 6 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№
⑤ 原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	1	0 ~ 150 m 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。	— (Ss)	SA用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑨
	代替注水流量 (可搬型)									
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量									
	低圧原子炉代替注水槽水位※1									
	ドライウエル圧力 (SA) ※1									
	サブレーション・チェンババ圧力 (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									
	残留熱代替除去系原子炉注水流量※1									
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力※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 1328cm)。 ※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 6 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) (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.
⑥ 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。	-(Ss)	SA用 直流電源	熱電対	可	③7
	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。	-(Ss)	SA用 直流電源	熱電対	可	③8
	ペダスタル水温度 (SA)	2	0 ~ 300°C	- ^{※8}	ペダスタル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。	-(Ss)	SA用 直流電源	熱電対	可	③9
	サブレーション・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。	-(Ss)	SA用 直流電源	熱電対	可	④0
	サブレーション・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]) におけるサブレーション・プールの飽和温度 (約 178°C) を監視可能。	-(Ss)	SA用 直流電源	测温 抵抗体	可	④1
ドライウエル圧力 (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									
サブレーション・チェンバ圧力 (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 1328cm)。 ※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 6 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 ~ 1000kPa [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。	-	S A用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑫
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ※2	2	0 ~ 1000kPa [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 1328cm)。 ※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 6 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) (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 原子炉納容器内の水位	ドライウエレベル水位	3	-3.0m, -1.0m, +1.0m※5	-※8	重大事故等時に於いて、ペダスタルに溶融炉心の冷却に必要な水深があることを監視可能。	-(Ss)	S A用 直流電源	電極式 水位 検出器	可	⑬
	サブレーション・プールの水位 (S A)	1	-0.80~5.50m※4	-0.5~0m※4	ウエットウェルイベント操作可否判断 (通常水位+1.3m) を把握できる範囲を監視可能。 (サブレーション・プールの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。)	-(Ss)	S A用 直流電源	差圧式 水位 検出器	可	⑭
	ペダスタル水位	4	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m※6	-※8	重大事故等時に於いて、ペダスタル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。	-(Ss)	S A用 直流電源	電極式 水位 検出器	可	⑯
	代替注水流量 (常設) ※1 代替注水流量 (可搬型) ※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 「⑭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 1328cm)。 ※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 6 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	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 ~ 90 vol% (ドライ条件)) を 計測可能な範囲とする。	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 (SA)	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 ~ 90 vol% (ドライ条件)) を 計測可能な範囲とする。	- (Ss)	SA 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 (ドライウエル)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	約 10 Sv/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約 10 Sv/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 10 Sv/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約 10 Sv/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 1328cm)。 ※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 10 Sv/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 6 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) (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	$10^{11} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^8 \sim$ 1.0×10^0 $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	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	—	⑫
	平均出力領域計装※2	6 ※7	0 ~ 125% ($1.2 \times 10^{12} \sim$ 2.8×10^{11} $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)		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時間であり、かつ出力上昇及びびり降は急峻である。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	—	⑫

※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 1328cm)。 ※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 6 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	サブレーション・プールの水温度 (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				「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									
	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力※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				
	ドライウエル温度 (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 1328cm)。 ※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 6 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) (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.	
格納容器 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 [] 及びフイルト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。	— (Ss)	SA用 直流電源	差圧式 水位 検出器	可	⑫	
	スクラバ容器圧力	4	0 ~ 1 MPa [gage]	— ^{※8}	格納容器ベント実施時に、格納容器フイルト系系の最高圧力 (0.853MPa [gage]) が監視可能。	— (Ss)	SA用 直流電源	弾性圧 力 検出器	可	⑬	
	スクラバ容器温度	4	0 ~ 300°C	— ^{※8}	格納容器ベント実施時に、格納容器フイルト系の最高使用温度 (200°C) を計測可能な範囲とする。	— (Ss)	SA用 直流電源	熱電対	可	⑭	
	第 1 ベントフイルト出口放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ)		2	10 ⁻² ~ 10 ⁵ Sv/h	— ^{※8}	格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合) に、想定される第 1 ベントフイルト出口の最大放射線量率 (約 3 × 10 ² Sv/h) を監視可能。	— (Ss)	SA用 直流電源	電離箱	—	⑮
			1	10 ⁻³ ~ 10 ⁴ 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 ベントフイルト出口の最大放射線量率 (約 6.5 × 10 ² mSv/h) を監視可能。	— (Ss)	SA用 直流電源	電離箱	—	
		第 1 ベントフイルト出口水素濃度	1	0 ~ 20vol% / 0 ~ 100vol%	— ^{※8}	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、第 1 ベントフイルト出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界 (4vol%) 未満であることを監視可能。	—	SA用 交流電源	熱伝導 式水素 濃度検 出器	—	⑯
		ドライウエル圧力 (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								
		サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ^{※1}									
		格納容器水素濃度 ^{※1}									
		格納容器水素濃度 (SA) ^{※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								

※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 132.8cm)。 ※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 6 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) (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℃	最大値 : 90℃	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 (114℃) 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	⑪
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0 ~ 200℃	最大値 : 90℃	残留熱除去系及び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 (114℃) を監視可能。 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℃) 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	⑫
[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										
[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										
[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 ~ 1500m ³ /h	0 ~ 1218m ³ /h	残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量 (1218m 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	⑬
[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 1328cm)。 ※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 6 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	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 (約 1.9MPa [gage]) を監視可能。	S	区分 I, II バイタル 交流電源 SA用直 流電源	弾性圧力 検出器	可	⑭
	原子炉水位 (燃料域) ※2									
	原子炉水位 (SA) ※2									
原子炉圧力容器内の状態	原子炉圧力 ※2	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	⑮
	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 ※2	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 (約 1.9MPa [gage]) を監視可能。	S	区分 I, II バイタル 交流電源 SA用直 流電源	弾性圧力 検出器	可	⑭
	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 ※2	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	⑮
	原子炉圧力 ※2									
	原子炉圧力 ※2									
原子炉格納容器バイパスの監視	原子炉圧力 ※2	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 (約 1.9MPa [gage]) を監視可能。	S	区分 I, II バイタル 交流電源 SA用直 流電源	弾性圧力 検出器	可	⑭
	原子炉圧力 ※2									
	原子炉圧力 ※2									

※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 (原子炉圧力容器器壁レベルより 1328cm)。 ※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 6 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) (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 ~ 1500m ³ (0 ~ 12542mm)	-※8	低圧原子炉代替注水槽の底部からオーバーフローレベル (0 ~ 1238mm ³) を監視可能である。	- (Ss)	SA用 直流電源	差圧式 水位 検出器	可	⑮
	サブレーション・プール水位 (SA) ※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									
	代替注水流量 (可搬型) ※1									
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量※1									
	高圧炉心スブレイブポンプ出口流量※1									
	残留熱除去ポンプ出口流量※1									
	低圧炉心スブレイブポンプ出口流量※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 1328cm)。 ※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 6 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) (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]	-※8	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。	-(Ss)	S A 用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑯	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力※1	1	0 ~ 10MPa [gage]	最大値: 9.21MPa [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 (9.21MPa [gage]) を監視可 能。	S	区分 II 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑰	
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力※1	1	0 ~ 12MPa [gage]	最大値: 9.11MPa [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 (9.11MPa [gage]) を監視可 能。	S	区分 III 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑱	
	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									
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力※1										
	残留熱除去系ポンプ出口圧力※1	2	0 ~ 3 MPa [gage]	-※8	重大事故等時における, 残留熱代替 除去系ポンプの最高使用圧力 (2.5MPa [gage]) を監視可能。	-(Ss)	S A 用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑩	
	原子炉水位 (広帯域) ※1	「⑬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 1328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッジョン・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 6 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) (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 5	0~10vol% 0~20vol%	- ^{※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)。	- (Ss)	S A 用 交流電源	触媒式水素検出器 熱伝導式水素検出器	-	⑮
	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。	- (Ss)	S A 用 直流電源	熱電対	可	⑯
⑯ 原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度	1	0~5 vol% / 0~25vol%	4.3vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、可燃限界濃度 (酸素濃度: 5.0vol%) を計測可能な範囲とする。	S	区分Ⅱ 交流電源	熱磁気風式酸素検出器	-	⑰
	格納容器酸素濃度 (S A)	1	0~25vol%	4.3vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、可燃限界濃度 (酸素濃度: 5.0vol%) を計測可能な範囲とする。	- (Ss)	S A 用 交流電源	磁気力式酸素検出器	-	⑱

※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 1328cm)。 ※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 6 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.
⑰ 燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA) ^{※2}	1	-4.30~7.30m ^{※10}	6982mm ^{※10}	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。	-(Ss)	SA用 交流電源	ガイド パルス式 水位検出 器	-	㉗
	燃料プール水位・温度 (SA) ^{※2}	1 ^{※11}	-1000~6710mm ^{※10}	6982mm ^{※10}	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 (Ss)	区分Ⅱ 直流電源	熱電対	可	㉘
			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}	- ^{※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。	-(Ss)	SA用 直流電源	電離箱	-
10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h										
燃料プール監視カメラ (SA) ^{※2}	1	-	- ^{※8}	- ^{※8}	重大事故等時において燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	-(Ss)	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	-	㉚

※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 1328cm)。 ※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 6 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直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：水位を注水原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：流量を注水原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：酸素濃度を装置の作動状況により推定する。
- ケース 9：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 10：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 11：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 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	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の飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。また，スクラム後，原子炉水位が燃料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 残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース 1	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。

※ 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ヤンネル	ケース 1	①原子炉圧力の I チャヤンネルが故障した場合、他チャヤンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度 (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。
		②原子炉水位 (広帯域)	ケース 5	
	原子炉圧力 (SA)	③原子炉水位 (燃料域)	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。
		③原子炉水位 (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 (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 ②原子炉水位 (S A) ③高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量 (常設) ③代替注水流量 (可搬型) 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 (S A) ④サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	ケース1 ケース2 ケース11	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 (S A) により推定する。 ③高圧原子炉代替注水流量 (常設), 代替注水流量 (可搬型), 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 (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する。推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
	原子炉水位 (S A)	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代替注水流量 (可搬型) 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残留熱代替除去系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (S A) ③サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	ケース1 ケース2 ケース11	①原子炉水位 (S A) 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), 代替注水流量 (可搬型), 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 (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する。推定は, 原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。	

※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(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)	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・プールの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。
		②原子炉水位 (広帯域)		
		②原子炉水位 (燃料域)		
	代替注水流量 (常設)	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。
		②原子炉水位 (広帯域)		
		②原子炉水位 (燃料域)		
	代替注水流量 (可搬型)	①原子炉水位 (広帯域)	ケース 3	①代替注水流量 (可搬型) 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。
		①原子炉水位 (燃料域)		
		①原子炉水位 (SA)		
	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)	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・プールの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。
		②原子炉水位 (広帯域)		
		②原子炉水位 (燃料域)		
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)	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・プールの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。	
	②原子炉水位 (広帯域)			
	②原子炉水位 (燃料域)			
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)	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・プールの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。	
	②原子炉水位 (広帯域)			
	②原子炉水位 (燃料域)			
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)	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・プールの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。	
	②原子炉水位 (広帯域)			
	②原子炉水位 (燃料域)			
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)	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・プールの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。	
	②原子炉水位 (広帯域)			
	②原子炉水位 (燃料域)			

※ 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 (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 代替注水流量 (常設)	代替パラメータ※1		推定ケース	代替パラメータ推定方法	
		①低圧原子炉代替注水槽水位	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)			
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (可搬型)	①ドライウエル圧力 (SA)	②ドライウエル圧力 (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, サプレッション・プール水位 (SA) 及びベデスタル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。	
		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 6		
		②ベデスタル水位	②ベデスタル水位	ケース 3		
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	代替注水流量 (可搬型)	①ドライウエル圧力 (SA)	②ドライウエル圧力 (SA)	ケース 6	①代替注水流量 (可搬型) 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) より代替注水流量 (可搬型) を推定する。 ①注水先のドライウエル水位, サプレッション・プール水位 (SA) 及びベデスタ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サブプレッション・プール水位 (SA)	ケース 3	
			①ベデスタル水位	①ベデスタル水位	ケース 3	
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量 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、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去系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、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去系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。	ケース 6		

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③ドライウエル圧力 (SA) ④サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	ケース 5	
	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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③ドライウエル圧力 (SA) ④サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	ケース 5	
	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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	ケース 5	
	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。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	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 (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) 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。 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ドライウエル温度 (SA) ③ペデスタル温度 (SA)	ケース 5	
		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	
		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代替注水流量 (常設) ①代替注水流量 (可搬型) ②低圧原子炉代替注水槽水位	ケース 2	①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)、代替注水流量 (可搬型) 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。 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、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。 推定は、代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) を優先する。
	サブプレッジョン・プール水位 (SA)	①代替注水流量 (常設) ①代替注水流量 (可搬型) ②低圧原子炉代替注水槽水位	ケース 2	①サブプレッジョン・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)、代替注水流量 (可搬型) のうち機器動作状態にある流量により、サブプレッジョン・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、サブプレッジョン・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。 推定は、代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) を優先する。
	ベデスタル水位	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①ベデスタル水位の 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する。
		②代替注水流量 (常設) ②代替注水流量 (可搬型) ③低圧原子炉代替注水槽水位	ケース 2	②ベ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)、代替注水流量 (可搬型) 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。 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 (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 放射線量率	格納容器放射線モニタ (ド ライウエル)	①格納容器放射線モニタ (ド ライウエル)	ケース 1	①格納容器放射線モニタ (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格納容器放射線モニタ (サプレッション・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	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装	ケース 1	①平均出力領域計装の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能になった場合は、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 (燃料域)	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、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去系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。
		②残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	②残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	ケース6	
		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、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去系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。
		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)	ケース4	
		②サブプレッジョン・チェンバ温度 (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(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 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原子炉圧力から原子炉圧力容器内に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。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
		③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	ケース 5		
		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原子炉圧力から原子炉圧力容器内に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。 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。	
	ドライウエル温度 (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	ケース 5	
		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	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。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉格納容器内の状態	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 ①原子炉圧力 (SA)	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、エリアモニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。
		② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース 9	
	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)	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、エリアモニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。
		② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース 9	

※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残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	ケース2	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・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、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から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、残留熱代替除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プール水位(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・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(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ンネル	ケース 1	①原子炉建物水素濃度の 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ンネルを優先する。
		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 8	
原子炉格納容器内 の酸素濃度	格納容器酸素濃度	①格納容器酸素濃度 (SA)	ケース 1	①格納容器酸素濃度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。
	格納容器酸素濃度 (SA)	①格納容器酸素濃度	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、格納容器酸素濃度により推定する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(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 10	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 10	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 10	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 10	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 1 L 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 2 L 送電電圧		
	66kV 鹿島支線電圧		
	C-メタクラ母線電圧 ^{*1}	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}		
	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 (常用) 母線電圧 ^{*1}		
	SA 用 115V 系充電器電圧		
	230V 系充電器 (R C I C) 電圧		
	230V 系充電器 (常用) 電圧		
	230V 系直流盤 (常用) 母線電圧		
	A-115V 系充電器電圧		
	B-115V 系直流盤 (SA) 母線電圧		
	HPCS 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}		
	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		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
	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		
	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	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		
	ガスタービン発電機電力		
	高圧発電機車電圧		
	高圧発電機車周波数		
	直流給電車電圧		
緊急用メタクラ電圧 ^{*1}	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}	緊急用ロードセンタの受電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	燃料の確保状態を確認するパラメータ		
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	
	可搬型回転数計		
	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		
	ペDESTAL 注入流量		
	消火ポンプ出口圧力	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	
	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	大量送水車の運転状態を確認するパラメータ	
	大型送水ポンプ車出口圧力	大型送水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	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ		
ほう酸水貯蔵タンク液位			
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。

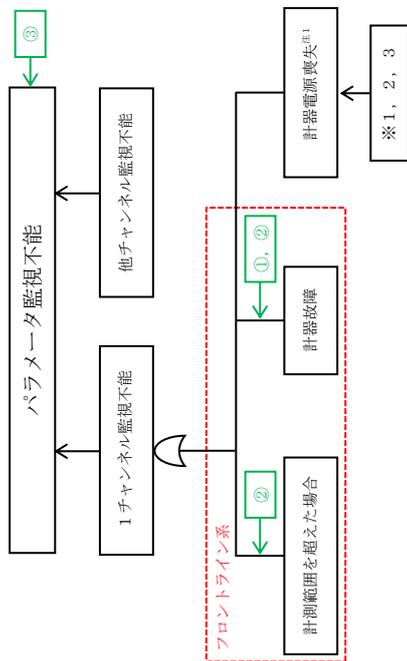
第 1.15-4 表 補助パラメータ(2 / 2)

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N2ガス減圧弁二次側圧力*1	主蒸気逃がし安全弁の動作状態を確認するパラメータ	
	N2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		
	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	
	原子炉隔離時冷却系配管周囲温度		
	スクラバ水 pH		
	薬液タンク水位	原子炉格納容器内の pHを確認するパラメータ	
	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		
	復水器真空度	原子炉浄化系の運転状態を確認するパラメータ	
	原子炉浄化系系統流量		
	原子炉浄化系系統入口温度		
	原子炉浄化系非再生熱交出口温度		
	残留熱代替除去ポンプ出口流量		残留熱代替除去系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉補機冷却ポンプ圧力*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		
	RCW熱交出口温度*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		原子炉補機海水ポンプの動作状態を確認するパラメータ
	原子炉棟排気高レンジモニタ	原子炉建物の放射線量率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	燃料プールの状態を確認するパラメータ	
	スキマサージタンク水位		
	燃料プール冷却ポンプ出口流量		
	純水タンク水位	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	屋外の放射線量を確認するパラメータ		

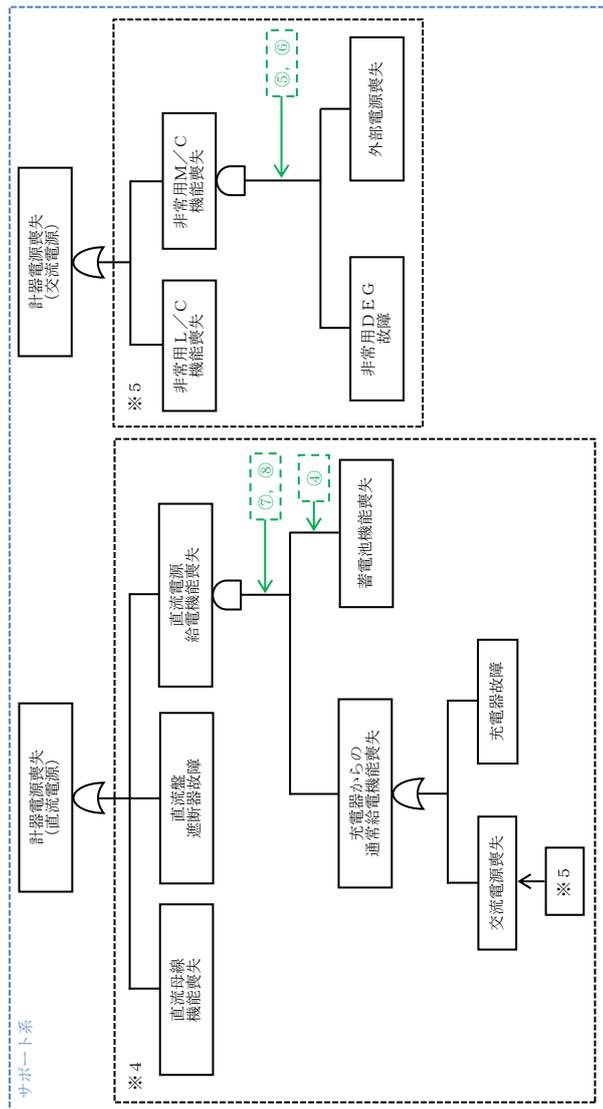
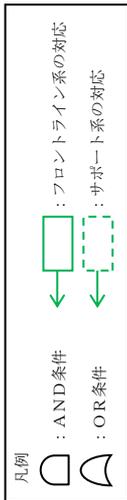
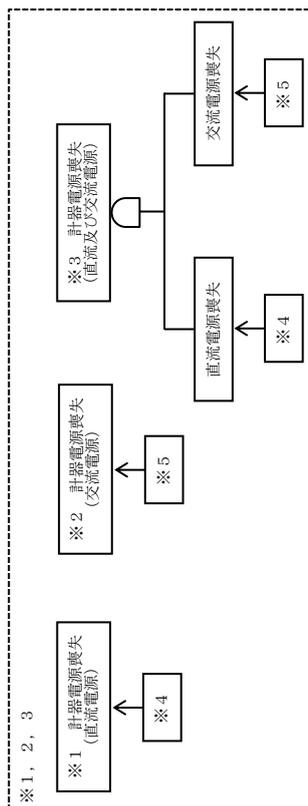
※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故対処設備とする。

第 1.15-5 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



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

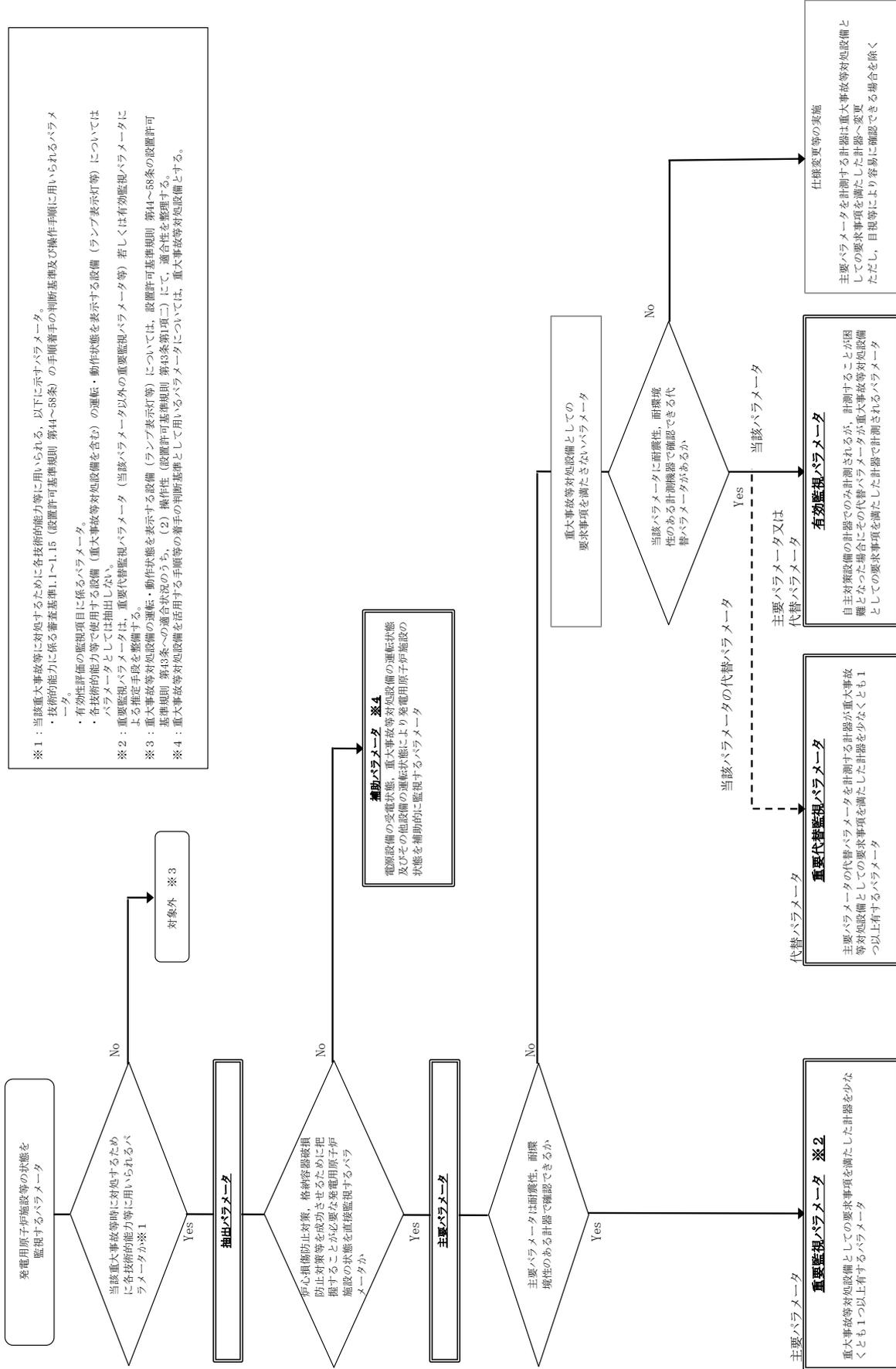
凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

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 1チャンネル監視不能	計測範囲を超えた場合						
		計器故障						
		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				
				充電器からの 通常給電機能喪失			充電器故障	
		計器電源喪失 (交流電源)	非常用L/C 機能喪失				非常用L/C 機能喪失	
			非常用M/C 機能喪失				交流電源喪失	非常用DEG 故障
								外部電源喪失
						非常用DEG 故障		
			外部電源喪失					

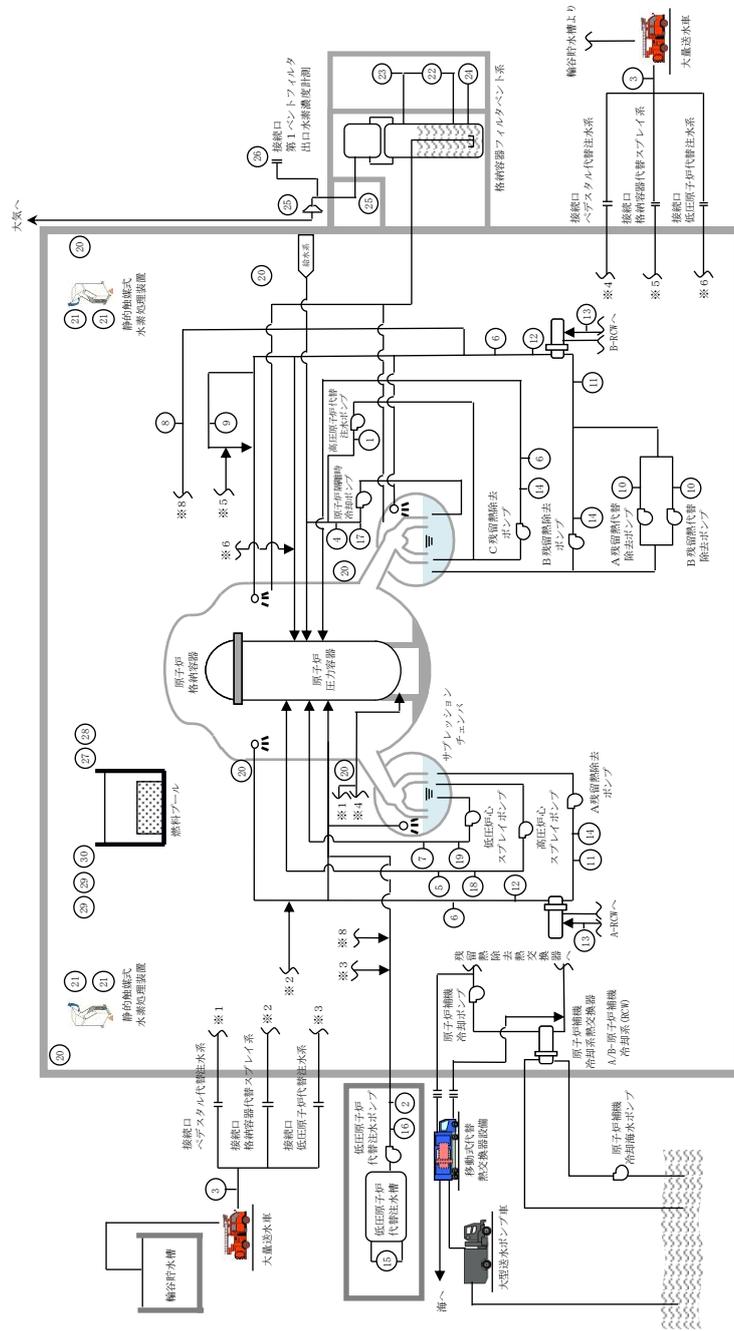
※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

第 1.15-1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)

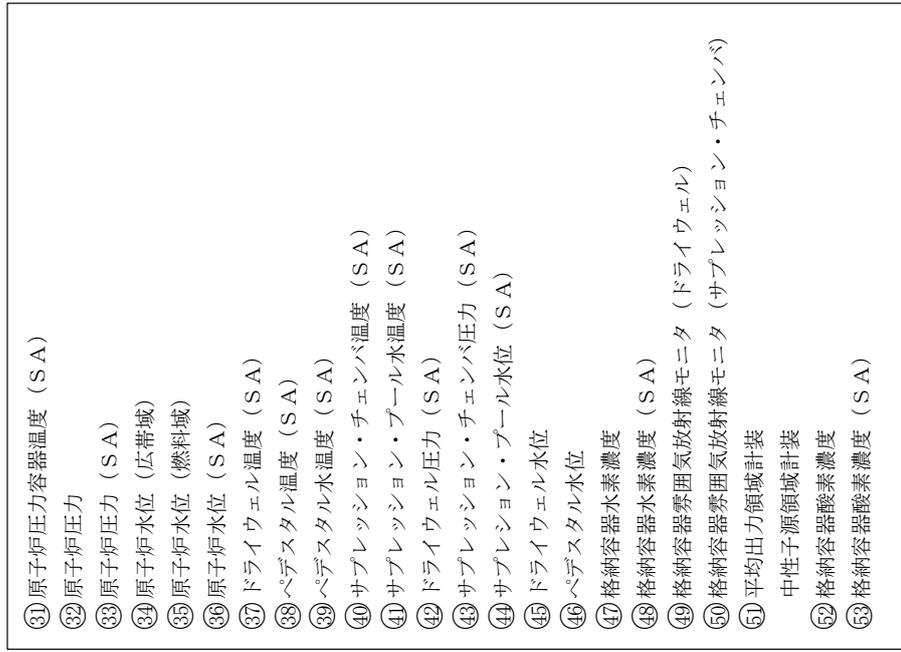


第 1.15-2 図 重大事故等発生時に必要なパラメータの選定フロー

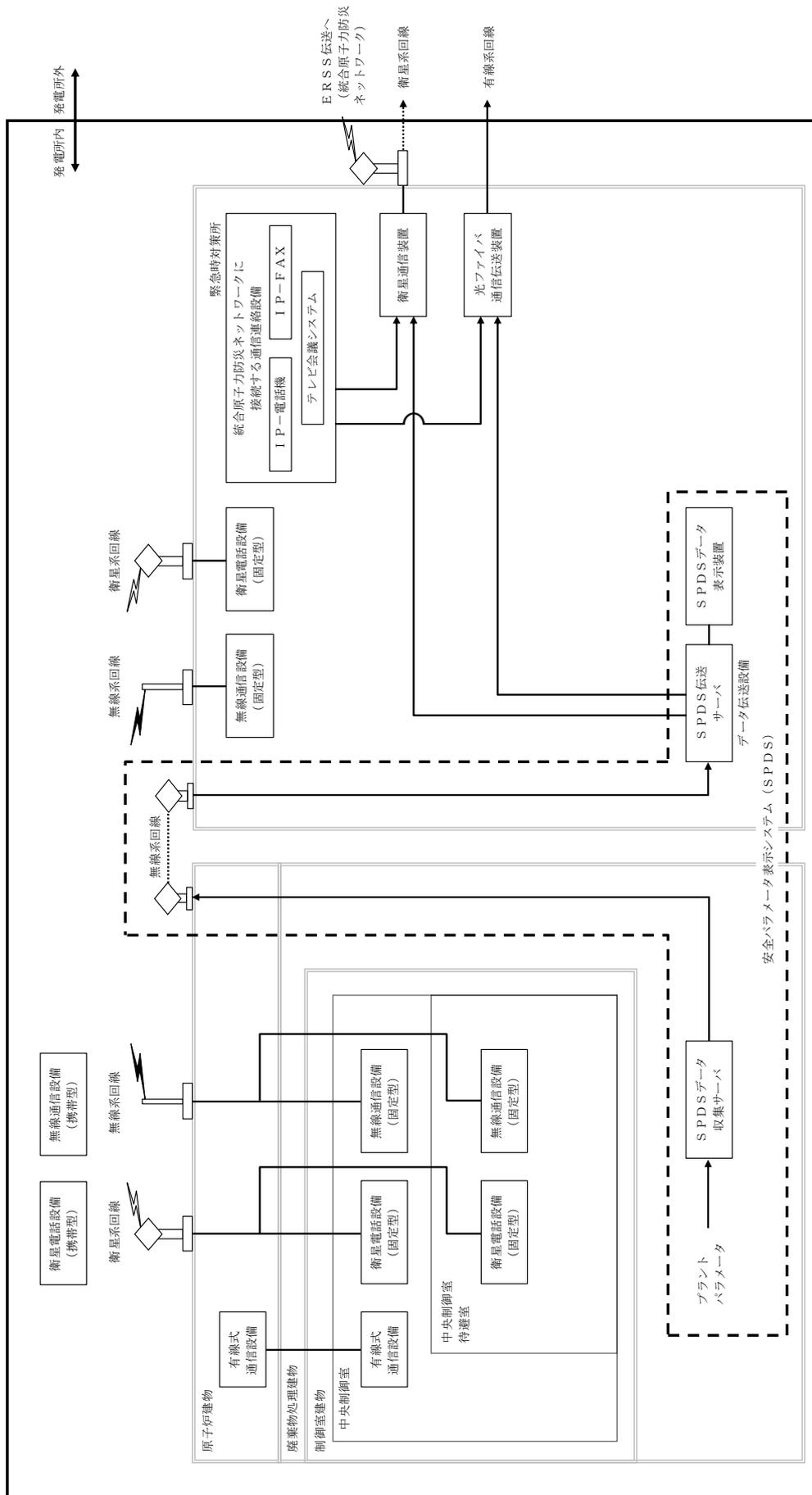
- ① 高压原子炉代替注水流量
- ② 代替注水流量 (可搬型)
- ③ 代替注水流量 (可搬型)
- ④ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- ⑤ 高压炉心スプレイポンプ出口流量
- ⑥ 残留熱除去ポンプ出口流量
- ⑦ 低圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ⑧ 残留熱代替熱除去系格納容器スプレイ流量
- ⑨ 残留熱代替熱除去系ポンプ出口圧力
- ⑩ 残留熱代替熱除去系熱交換器入口温度
- ⑪ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑫ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑬ 残留熱除去系熱交換器冷却水流量
- ⑭ 残留熱除去ポンプ出口圧力
- ⑮ 低圧原子炉代替注水槽水位
- ⑯ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ⑰ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ⑱ 高压炉心スプレイポンプ出口圧力
- ⑲ 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ⑳ 原子炉建物流水素濃度
- ㉑ 静的触媒式水素処理装置入口温度
- ㉒ 静的触媒式水素処理装置出口温度
- ㉓ スクラバ容器水位
- ㉔ スクラバ容器圧力
- ㉕ スクラバ容器温度
- ㉖ 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)
- ㉗ 燃料プール水位 (SA)
- ㉘ 燃料プール水位・温度 (SA)
- ㉙ 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
- ㉚ 燃料プール監視カメラ (SA)



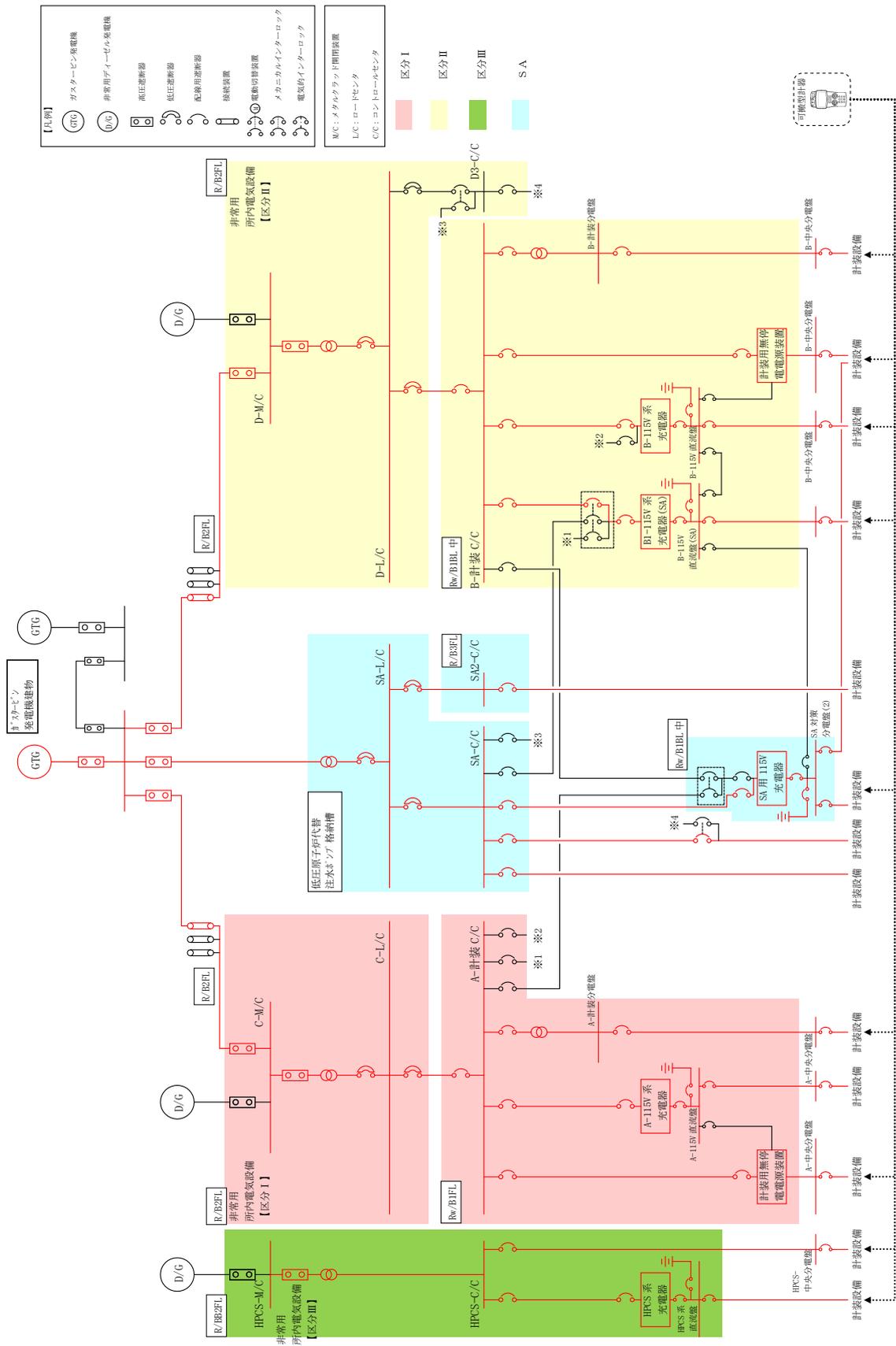
第1.15-3 図 主要設備 概略系統図(1/3)



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)



第 1.15-4 図 計器の電源構成図

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)	<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="width: 100%; height: 100%; background-color: #00aaff; position: relative;"> 移動 </div> <div style="margin-left: 10px;"> <p>20分 △ 接続完了, 計測開始</p> <p>↑ 1 測定点あたり10分 (接続, 測定のみ)</p> </div> </div>												
	可搬型計測器によるパラメータ確認													

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 (58 条)	技術基準規則 (73 条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（設置許可基準規則第十六条第三項第二号に規定するパラメータをいう。以下同じ。）を計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>【解釈】 1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	一	<p>【解釈】 1 第 58 条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	<p>【解釈】 1 第 73 条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策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(直電) からの給電	所内常設蓄電式直電 電源設備	新設	① ⑥ ⑦	代替電源(直電) からの給電	直電給電車及び可搬 型代替交流電源設備	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。
	常設代替直電電源設 備	新設			-	-			
	可搬型直電電源設備	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			-	-			
	-	-			-	-			
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、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等)の計測が困難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、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果を安全パラメータ表示システム(SPDS)及びデータ表示装置により計測又は監視及び記録する手順を整備する。</p> <p>また、複数の計測結果を計算により推定するパラメータの値、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、230V 系充電器(常用)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 44~58 条) の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータより選定する。

選定した主要パラメータ (パラメータの分類: 原子炉圧力容器内の温度, 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, 全ての監視対象パラメータについては添付資料 1.15.3 で整理する。

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。

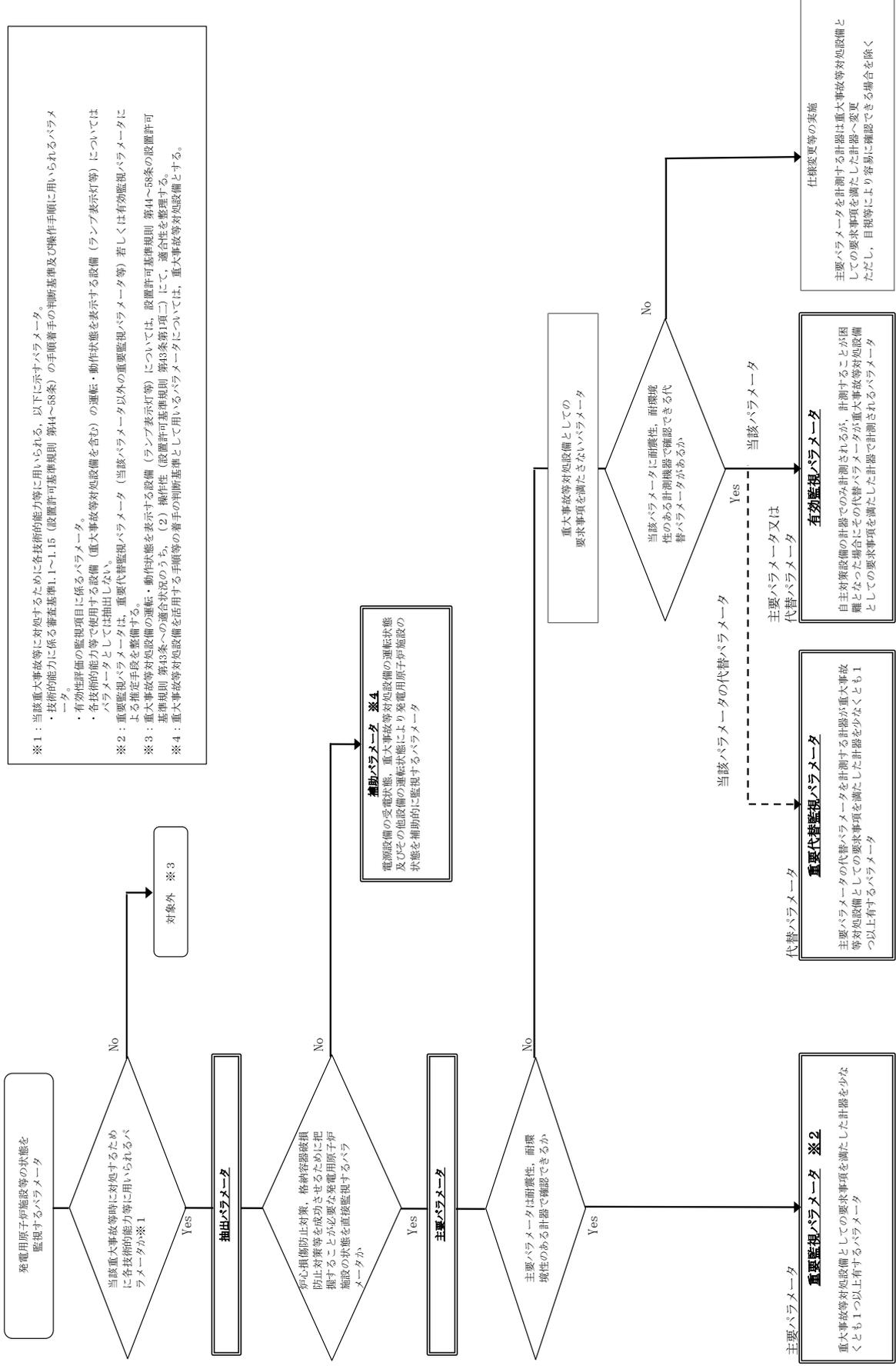
・有効監視パラメータ

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。



※1：当該重大事故等に対処するために各技術的能力等に用いられる、以下に示すパラメータ。
 ・技術的能力に係る審査基準1.1～1.15（設置許可基準規則 第44～68条）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ。
 ・有効性評価の監視項目に係るパラメータ。
 ・各技術的能力等で使用する設備（重大事故等対処設備を含む）の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）についてはパラメータとしては抽出しない。
 ※2：重要監視パラメータは、重要代替監視パラメータ（当該パラメータ以外の重要監視パラメータ等）若しくは有効監視パラメータに上る推定手段を整備する。
 ※3：重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、設置許可基準規則 第44～58条の設置許可基準規則 第43条への適合状況のうち、（2）操作性（設置許可基準規則 第46条第1項二）にて、適合性を整理する。
 ※4：重大事故等対処設備を活用する手順等の書面の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。

補助パラメータ ※4
 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

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

重要監視パラメータ ※2
 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

有効監視パラメータ
 自主対策設備の計器でのみ計測されるが、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

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) 代替注水流量 (可搬型) 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) 代替注水流量 (可搬型) 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	高圧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)	低圧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)
	代替注水流量 (可搬型)	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)
	高圧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)
	低圧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)	低圧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) ペデスタル水位
	代替注水流量 (可搬型)	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) ペデスタル水位
	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 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力

※: [] 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	代替注水流量 (常設) 代替注水流量 (可搬型) 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) 代替注水流量 (可搬型) 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) 代替注水流量 (可搬型) 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	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
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 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 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 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 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 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 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力
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	格納容器酸素濃度(SA)
	格納容器酸素濃度(SA)	格納容器酸素濃度
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】

なお、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。

目次

0. 重大事故等対処に係る監視事項についての説明資料

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溶融炉心を冷却するための手順等
- ・ 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- ・ 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- ・ 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- ・ 1.12 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となる水の供給手順等
- ・ 1.14 電源の確保に関する手順等

2. 有効性評価の監視項目に係る判断と確認

(1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- ・ 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
- ・ 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
- ・ 2.3 全交流動力電源喪失
 - ・ 2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G失敗）＋H P C S失敗
 - ・ 2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G失敗）＋高圧炉心冷却失敗
 - ・ 2.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G失敗）＋直流電源喪失
 - ・ 2.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D G失敗）＋S R V再閉失敗＋H P C S失敗
- ・ 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 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - ・ 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - ・ 3.4 水素燃焼
 - ・ 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

- (3) 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のある事故
 - ・ 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

0. 重大事故等対処に係る監視事項についての説明資料

次項以降の「重大事故等対処に係る監視事項」についての解説を以下に示す。

- a. 「対応手段」欄は、事故処置中に確認する項目、対応手段を示す。
- b. 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。

表 1 重大事故等対処に係る監視事項（例）

a. 対応手段	b. 項目	分類	c. 抽出パラメータを計測する計器					d. 抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器	評価					
			計器名称	計器数	SBO影響		e. パラメータ分類		計器名称	計器数	SBO影響		1. 計器故障等	1. SBO
					e. 直後	f. 負荷切離し後					e. 直後	f. 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によって、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		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 (広帯域)	2	2	1			
			原子炉水位 (燃料域)	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 (広帯域)	2	2	1			
			原子炉水位 (燃料域)	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 (広帯域)	2	2	1			
			原子炉水位 (燃料域)	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 (広帯域)	2	2	1			
			原子炉水位 (燃料域)	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 (広帯域)	2	2	1			
			原子炉水位 (燃料域)	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 (広帯域)	2	2	1			

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

1.1 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				計器故障等	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					
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)	緊急時監視要領書 (厳格ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	スクラム発生の有無	スクラム警報	1	1	1	1	—	—	—	—	—	—		
		スクラム要義	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化												
		判断基準	全副制御棒全挿入ランプ	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			プラント停止状態 [制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	②	—	—	—	—	—	—	—	—
		原子炉出力	平均出力領域計装	6	6	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—
			全副制御棒全挿入ランプ	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		操作	プラント停止状態	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	②	—	—	—	—	—	—	—
			原子炉出力	平均出力領域計装	6	6	0	①	—	—	—	—	—	—	—
		緊急時監視要領書 (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)	全副制御棒全挿入ランプ	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—
				平均出力領域計装	6	6	0	—	—	—	—	—	—	—	—
緊急時監視要領書 (厳格ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	監視事項は主要パラメータにて確認	全副制御棒全挿入ランプ	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—		
		平均出力領域計装	6	6	0	—	—	—	—	—	—	—	—		
緊急時監視要領書 (厳格ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	監視事項は主要パラメータにて確認	全副制御棒全挿入ランプ	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—		
		平均出力領域計装	6	6	0	—	—	—	—	—	—	—	—		
緊急時監視要領書 (厳格ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	監視事項は主要パラメータにて確認	全副制御棒全挿入ランプ	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—		
		平均出力領域計装	6	6	0	—	—	—	—	—	—	—	—		
緊急時監視要領書 (厳格ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	監視事項は主要パラメータにて確認	全副制御棒全挿入ランプ	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—		
		平均出力領域計装	6	6	0	—	—	—	—	—	—	—	—		
緊急時監視要領書 (厳格ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	監視事項は主要パラメータにて確認	全副制御棒全挿入ランプ	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—		
		平均出力領域計装	6	6	0	—	—	—	—	—	—	—	—		

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	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	直後	負荷切り直し後	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	負荷切り直し後	評価											
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	—	—	—	—	—	—									
			[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	②	—	—	—	—	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	監視事項は代替パラメータにて確認								
			原子炉再循環ポンプ しや断器開放状態	4	4	2	—	—	—	—	—	—	—								
			原子炉再循環ポンプ 運転状態	1	1	0	—	—	—	—	—	—	—								
			操作	原子炉出力	平均出力領域計表	6	6	0	①	—	—	—	—	—	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					
					[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				
					平均出力領域計表	4	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	監視事項は主要パラメータにて確認				
			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	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
						[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	②	—	—	—	—	—	—	—	—	—	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	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

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(撤除ベース) 「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	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	[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	
			原子炉浄化系隔離弁表示灯	2	0	0	—	原子炉浄化系運転状態	—	—	—	—	—	—	—

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	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	SPO影響			計器故障等	SPO			
				計器数	負荷切り離し後				計器数	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					
事故時最低重要図書(概算ベース) 「反応度制御」 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	平均出力領域計表	6	6	0	①	-	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 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	監視事項は主要パラメータにて確認				
													1	0		
		中性子源領域計表	4	0	0	①	-	6	1	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 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	監視事項は主要パラメータにて確認			
														1	0	
		主要気漏れ検出表示灯	8	8	0	-	-	-	-	-	-	-	-			
														1	1	
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	3 2 2	3 2 2	3 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	監視事項は主要パラメータにて確認		
															1	1
															1	1
															1	1
4	4															
1	1															
1	1															
1	1															
3	0															
1	0															
1	1															
2	2															
1	1															
2	2															
1	1															
2	2															

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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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（操縦ベース） 「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	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (圧差検)	2	2	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 原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系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
							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	
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	
							原子炉降圧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 (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	

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	対処手段	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	計器名称	計器数			直後	負荷切り離し後
事故時操作要領書(概略 ペーシ) 「反応度制御」 原子炉圧力容器内の水位低 下条件による原子炉出力抑 制		原子炉給水流量	③	4	0	0	0	0	終復水量の運転状態を確認 するパラメータ	③	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	1	1	—	—	①	2	2	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	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	削減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		
		原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	①	1	0	0	0	0	—	—	①	2	2	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	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 口圧力	①	1	1	1	1	1	—	—	①	1	1	1	—	—		
		原子炉隔離時冷却タービ ン入口圧力	③	1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却系の運転 状態を確認するパラメータ	③	0	0	0	0	—	—		
		原子炉隔離時冷却タービ ン排気圧力	③	1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却系の運転 状態を確認するパラメータ	③	0	0	0	0	—	—		
		原子炉隔離時冷却タービ ン回転速度	③	3	0	0	0	0	原子炉隔離時冷却系の運転 状態を確認するパラメータ	③	0	0	0	0	—	—		
		高圧炉心スプレイポンプ出 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	1	—	—		

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） 「反応度制御」 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	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—		
	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	全周制御全挿入ランプ	1	1	0	1	—	—	—	—	—	—	—	—	
		[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	1	②	—	中性子源領域計装 [制御棒手動操作・監視系]	4	0	0	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	監視事項は代替ハラ メータにて確認
	原子炉出力	平均出力領域計装	6	6	0	0	①	—	平均出力領域計装	6	6	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	監視事項は主要ハラ メータにて確認
	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	0	—	—	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	0	制御棒手動操作・監視系の間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	全周制御全挿入ランプ	1	1	0	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	1	②	—	中性子源領域計装 [制御棒手動操作・監視系]	4	0	0	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	監視事項は代替ハラ メータにて確認
	原子炉出力	平均出力領域計装	6	6	0	0	①	—	平均出力領域計装	6	6	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	監視事項は主要ハラ メータにて確認
	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	0	—	—	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	0	制御棒手動操作・監視系の間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	

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			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 (撤装ペー 「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	—	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	—
		[制御棒手動操作・監視系]	1	0	1	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 界維持が推定可能	監視事項は代替パラ メータにて確認
		平均出力領域計表	6	0	6	①	—	平均出力領域計表	6	6	0	—	—
		中性子源領域計表	4	0	4	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
事故時操作要領書 (撤装 ペー 「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	—	—	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	—
		全副制御棒全挿入ランプ	1	0	1	①	—	平均出力領域計表	6	6	0	—	—
		[制御棒手動操作・監視系]	1	0	1	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 界維持が推定可能	監視事項は代替パラ メータにて確認
		平均出力領域計表	6	0	6	①	—	平均出力領域計表	6	6	0	—	—
操作 (1 / 2)	原子炉出力	平均出力領域計表	6	0	6	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
		[制御棒手動操作・監視系]	1	0	1	①	—	平均出力領域計表	6	6	0	—	—
		平均出力領域計表	4	0	4	①	—	平均出力領域計表	6	6	0	—	—
		中性子源領域計表	4	0	4	①	—	中性子源領域計表	4	1	1	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

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	SRO影響		計器名称	計器数	SRO影響		計器故障等	SRO
					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（撤装ベース） 「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	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
			原子炉圧力	2	2		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	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	
			原子炉圧力	2	2		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	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		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	
			原子炉圧力	2	2		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	
			原子炉圧力	2	2		原子炉圧力 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	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	
			原子炉圧力	2	2		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	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		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	
		制御棒駆動水圧系駆動水差圧	1	1	③	制御棒駆動水圧系駆動水差圧	1	0		制御棒駆動水圧系駆動水差圧を監視するパラメータ		

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	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							
1.2.2.1. フロントライオン系統(臨時)の手順 (1)高圧原子炉代替注水系統による原子炉への注水 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	3 1 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			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				
										代替注水流量 (可搬型)	4	4	4			4				
										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			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				
										ホプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2			2				

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	
													パラメータ分類
事故時操作要領書（撤換ベース） 「水位確保」等 AM（船舶明瞭作頭領書） [H.P.A.C.]による原子炉注水	原子炉圧力容器内の水位 別冊基準（2/3）	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	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			
			代替注水流量（可搬型）	4	4	4	4	4	4	4			
			原子炉閉鎖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		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	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		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
			原子炉圧力（S.A）	1	1	1	1	1	1	1		1	
			サブプレッション・チェンバール圧力（S.A）	2	2	2	2	2	2	2		2	

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（確保ベース） 「水圧確保」等 AM設備別操作要領書 [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	SBO	
		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
	判 断 基 準 (3 / 3)	水質の確保	サブレーション・プール水位 (SA)	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1			
				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		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	
				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			
				残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	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			
				高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	0			
				残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3		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	
				低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	0			
				残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	2	2			

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（撤収 ペーセス） 「水位確保」等 AMR（総括操作要領書） [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
	<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>原子炉圧力容 器内の水位</p>	<p>〔原子炉水位（燃料槽）〕 原子炉水位（燃料槽） 原子炉水位（燃料槽）</p>	3	3	3	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>	
				2	2	2	1	1	1		1
				2	2	2	1	1	1		1
				4	4	4	4	4	4		4
				1	1	1	1	1	1		1
				1	1	1	1	1	1		1
				0	0	0	0	0	0		0
				0	0	0	0	0	0		0
				0	0	0	0	0	0		0
				1	1	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	2	2		2
				1	1	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	2	2		2
				2	2	2	2	2	2		2

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉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（船舶明瞭作要領書 [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				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
<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</p>	<p>操作（2 / 4）</p>	<p>原子炉圧力容 器内の水位</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	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	<p>監視事項は主要パラ メータにて確認</p>				
			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			1		
			代替注水流量（可搬型）	4	4	4	4	4	4			4		
			原子炉閉鎖時冷却ポンプ出 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	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	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	1	
			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）とサブプレッシャ 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
			サブプレッシャ ン・チェンバ 圧力（SA）	2	2	2	2	2	2			2	2	

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				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（確保ベース） 「水圧確保」等 AN設備別操作要領書 [HPAC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 (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 (圧排域) 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圧力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
								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 (圧排域) 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圧力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
								サブプレッション・プールの水位 (SA)	1	1	1		水源であるサブプレッション・プールの水位 (SA) の水位変化により代替監視可能
								原子炉圧力容器への注水量 高圧原子炉代噴注水流量	1	1	①		-
原子炉水位 (SA)	1	1	1		原子炉水位 (SA)	1	1	1					

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	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
		分類	計器名称	計器数	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 ベークス） 「水圧確保」等 AMI（個別操作要領書 「HPACによる原子炉注 水」）	操作 （ 4 ／ 4 ）	水質の確保	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	計器故障等 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		
				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	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			
				残留熱代替除去系ポンプ出 口圧力	2	2	2	2			

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	SBO								
		分類	計器数	直後	計器数	直後	SBO影響										
										負荷切り離し後							
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手順 (1)高圧原子炉代替注水システムによる原子炉への注水 b. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系統起動	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	① ① ①	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (SA) 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 代替注水流量 (可動型) 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 (SA) ホアプレシジョン・チェンバ 圧力 (SA)	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	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
											4	4	4	4	4	4	4
											1	1	1	1	1	1	1
											1	1	0	0	0	0	0
											3	3	0	0	0	0	0
											1	1	0	0	0	0	0
											1	1	1	1	1	1	1
											2	2	2	2	2	2	2
											1	1	1	1	1	1	1
											2	2	2	2	2	2	2

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（微減 ペース） 「水位確保」等 AM（強制停炉要領書） （IHP、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					
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由			
	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	0	0	0	0	監視事項は主要ハラ 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	
				4	4	4	4	4	4	4	4		4	4	4	
				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	
				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	
				可搬型計測器	可搬型計測器	可搬型計測器	可搬型計測器	可搬型計測器	可搬型計測器	可搬型計測器	可搬型計測器		可搬型計測器	可搬型計測器	可搬型計測器	可搬型計測器

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ワンダリ 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（確保ベース） 「水圧確保」等 AM設備別操作要領書 「HPAC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	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 ① 重要監視パラメータ、② 有効監視パラメータ、③ 補助パラメータ	水質の確保	サブレーション・プール水位 (SA)	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		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
							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		
							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		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
							低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0		
							残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2		

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	
													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） 「水位確保」等 AMI（個別操作要領書） T.H.P.A.C 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（燃料槽）」 原子炉水位（燃料槽） 原子炉水位（燃料槽）	3	3	3	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	2	2	1	1	1	1			1
				2	2	2	1	1	1	1			1
				4	4	4	4	4	4	4			4
				1	1	1	1	1	1	1			1
				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	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						
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													
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													

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（撤収ベース） 「水位確保」等 AM（強制冷却制御） MIPAC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		
												補助パラメータ 分類理由	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	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	1 1	2 2	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
			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	
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4		4	
			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 (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
			サブプレッション・チェンジョン・圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2	2	2		2	
			可搬型計測器	—	—	—	—	—	—	—		—	—

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		
													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） 「水位確保」等 AM（総別機作要領書） NIPAC現象起動による 原子炉注水	操作 (3 / 3)	種機監視機能	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
			原子炉圧力 (圧排機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力を推定し、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 (S.A)	1	1	1	1	1	1					
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	2	2					
			高圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	1	1	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				
			高圧原子炉代替注水システム ピン入口圧力	1	1	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				
			高圧原子炉代替注水システム ピン排気圧力	1	1	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				
			高圧原子炉代替注水ポンプ 入口圧力	1	1	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				
										—				
										—				

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	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		
1.2.2.2 サポート系故障時の手順 (1) 全交流動力電源喪失及び緊急発電電源系統喪失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（敬儀 「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	直接的に原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	
										代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	
										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 (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	

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		
												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（微候 ベース） 「水位確保」等 AM監視開始作要領書 「NRC」現象起動による 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」	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	0	0	0	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	直接的に原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	
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4		4	
			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	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	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
			サブプレッシャ ン・チェンバ ン圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2		2	
			可搬型計測器	—	—	—	—	—	—	—		—	—

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	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
		分類	計器名称	計器数	負荷切り離し後						
					直後			負荷切り離し後			
事故時操作要領書（僅候ベークス） 「水圧確保」等 AMI監視用操作要領書 「RCIC現象起動」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」	判 断 基 準 (3 / 3)	水質の確保	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				
				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			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	
				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				
				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	1				
				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				
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2								

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	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	直後	負荷切り離し後	
対応手段 事故時操作要領書（撤収ペーセス） 「水位確保」等 AMI監視動作要領書 「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」	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	3	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	2	1	1	1	
			2	2	2	1	1	1	
			3	3	3	0	0	0	
			2	2	2	4	4	4	
			2	2	2	1	1	1	
			3	3	3	0	0	0	
			2	2	2	1	1	1	
			2	2	2	2	2	2	
			1	1	1	1	1	1	
			2	2	2	2	2	2	
			2	2	2	2	2	2	

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉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		
												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（撤換ペーセス） 「水位確保」等 AM監視開始作業者 「N/C」現象発生による原子炉注水 原子炉災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水処理」	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	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	1 1	2 2	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
			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	
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4		4	
			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 (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
			サブプレッション・チェンジョン・圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2		2	
可搬型計測器	—	—	—	—	—	—	—	—	—				

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（微減 ペース） 「水位確保」等 AM（微増/微減要領書） 「TRC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」	補機監視機能 操作 (3 / 3)	可搬型回転計	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	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	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
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	2	2			2	
		原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力	1	1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ				

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	計器名称	計器数	直後		SBO影響 負荷切り離し後	
												計器故障等
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 ベース） 「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	4	4	4	—	
		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) 原子炉水位 (燃料床)	原子炉水位 (燃料床)	3	3	3	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	2	①	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
			原子炉水位 (燃料床)	2	2	2	①	代替注水流量 (常設)	1	1	1	
			原子炉水位 (燃料床)	2	2	2	①	代替注水流量 (可線型)	4	4	4	
			原子炉水位 (燃料床)	2	2	2	①	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	
			原子炉水位 (燃料床)	2	2	2	①	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	
原子炉圧力 (S.A)	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	3	3	①	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	2	2	2	①	低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	2	①	残留熱除去系原子炉注 水流量	1	1	1		
		残留熱除去ポンプ出口流量	2	2	2	①	原子炉圧力	2	2	2		
原子炉圧力 (S.A)	残留熱除去系原子炉注 水流量	残留熱除去系原子炉注 水流量	2	2	2	①	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	
		残留熱除去系原子炉注 水流量	2	2	2	①	サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2		

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（個別機作頭継書） （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				
												補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SDO影響	SDO影響
判断基準（2 / 2）	補機監視機能 水源の確保	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	③	原子炉補機冷却系の動作状態を確認するパラメータ	原子炉補機冷却系の動作状態を確認するパラメータ		
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	1	1	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	直接的に原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	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	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と併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	0	0		
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4	4	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	0	0		
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0		
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	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	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	0	0		
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	0	0		
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0		
			ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2	2	0	0		
			補機監視機能	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0		
			水源の確保	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0		

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
事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM図（燃料操作要領書） （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（燃料棒）〕 原子炉水位（燃料棒） 原子炉水位（燃料棒）	3	3	3	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	2	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熱除去に必要な水量より代替監視可能		
				2	2	2	1	1			
				3	3	3	1	1			
				2	2	2	4	4			
				2	2	2	1	1			
				3	3	3	1	1			
				2	2	2	0	0			
				2	2	2	0	0			
				1	1	1	1	1			
				2	2	2	2	2			
				2	2	2	1	1			
2	2	2	2	2							

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（個別操作要領書） （ORCD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
<p>操作（2 / 4）</p>	<p>原子炉圧力容 器内の水位</p>	<p>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	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	<p>監視事項は主要バラ メータにて確認</p>		
			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		1	
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4		4	
			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	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 (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
			サブプレッシャ ン・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2	2	2		2	

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	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（徴収ペーパー） 「水位確保」等 AM認識別操作要領書 （COR'D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	直接的に原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対し、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			

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					
												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） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 (COR/Dによる原子炉注水)	原子炉圧力容器内の圧力 操作 (4 / 4)	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		
		原子炉圧力容器への注水量	制御棒駆動水圧系系統流量	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				—			
		補機監視機能	制御棒駆動水圧系弁てん水ヘッド圧力	1	1	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				—			
		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				—			
		事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」 AM設備別操作要領書 (S.L.Cによる原子炉注水)	電源	C-メタタラ母線電圧		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	③		非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ					—	
				C-ローテセント母線電圧		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	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					—	

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（撤換 ベース） 「水位確保」 AM図（燃料棒作動領域） [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				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 / 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	3	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
				2	2	2	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1		
				2	2	2	1	代替注水流量（常設）	1	1		
				2	2	2	4	代替注水流量（可搬型）	4	4		
				2	2	2	1	原子炉停堆時冷却ポンプ出口流量	1	1		
				3	3	3	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相殺熱除去に必要な水量より代替監視可能	
				2	2	2	3	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		
				2	2	2	1	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
				2	2	2	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1		
				2	2	2	2	原子炉圧力	2	2		
				2	2	2	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・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能	
				2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2		

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」 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	
												パラメータ 分類
別冊 基準 第（3）／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	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	
			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		
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1		
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4		
			原子炉閉鎖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		1
			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

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（徴収ベース） 「水位確保」 AM（個別機作要領書） [SLCによる原子炉注水]	項目 判断基準 (4 / 4)	分類 水源の確保	抽出パラメータを計測する計器				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			
		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	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	代替水源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	1	1	1	③	代替水源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 (快報域)」 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (感警域)	3	3	3	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	原子炉圧力容器内水位	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	2	①		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
				2	2	2	①		代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	
				3	3	3	①		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
				2	2	2	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線熱除去に必要な水量より代替監視可能
				2	2	2	①		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
				1	1	1	①		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
				1	1	1	①		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
				2	2	2	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
				2	2	2	①		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	

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 ペーサー） 「水位確保」 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				
												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	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	1	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	1	
									代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	
									代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	
									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 (SA)	1	1	1	1	1	
									ホプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	

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				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							
事故時操作要領書（徴収ベース） 「水位確保」 AM（個別機作要領書） （S L Cによる原子炉注水）	操作（3 / 3）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	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	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	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	直接的に原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 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	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	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	直接的に原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	1	ほう 飽水貯蔵タンク液位	1		1	0	③	ほう 飽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 飽水注入ポンプ出口圧力 復水輸送系出口ヘッド圧力	1		1	0	③	ほう 飽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			—	—	—	—	—

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	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				
1.2.4 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	
											代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	
											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) とサブプレッジョン・チェンバの圧力 (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	

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	
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	2	2	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		2	2
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				4	4	4	4	4	4	4	4		4	4
				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
				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
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	2

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（僅候 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	計器数		
	判 断 基 準 (3 / 3)	水質の確保	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	①	高圧原子炉代替注水流速	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速	1	1	1	
							残留熱代替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	
							残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	

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（攷察ベース） 「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	直後	負荷切り離し後		計器故障等		
												SB0	SB0
操作 (1 / 4)	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)	原子炉圧力容器内の水位	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	1			
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1			
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4			
			原子炉停機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相殺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		1	
			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	

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				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			
<p>操作 (2 / 4)</p>	<p>原子炉圧力容 器内の水位</p>	<p>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	<p>監視事項は主要パラ メータにて確認</p>		
			高圧原子炉代替注水流量	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					
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4					
			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	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					

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（攷候ページ） 「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	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 (3 / 4)		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	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) (燃料罐)	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 (燃料罐)	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	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 (圧力換算) (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		
															原子炉水位 (燃料罐)	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	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	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		
															サブプレッション・プール水温度 (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		
															原子炉圧力容器内の圧力	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		
原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	1		①	—	原子炉圧力容器への注水量	2	2	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	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			
			原子炉圧力	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										

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（攷察 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		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器故障等	SBO	計器故障等		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	—	—	—	—	—	—	—	
			原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	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	—	—	—	—	—	—	
		機械監視機能	原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力	1	1	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	—	—	—	—	—	—	
			原子炉隔離時冷却系タービン回転速度	1	1	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	—	—	—	—	—	—	
操作（4 / 4）		水源の確保	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—	
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	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	—	—	—	—	—	—	—	
			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	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	—	—	—	—	—	—		
			残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	①	—	—	—	—	—	—		
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①	—	—	—	—	—	—		
			残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	①	—	—	—	—	—	—		

監視事項は主要パラメータにて確認

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						
											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	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	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	1		
									代替注水流量 (可操型)	4	4	4	4		
									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排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 (S.A)	1	1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブレクション・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
									サブレクション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2		

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	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	SBO影響			
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) 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						
				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						
				代替注水流量 (可搬型)	4	4	4			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4						
				原子炉閉鎖時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			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	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	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	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		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		1				
				原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1		1	原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1		1				
				ホップレシジョン・チェンバ	2	2	2		2	ホップレシジョン・チェンバ	2	2	2		2				

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ワ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（僅候 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	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 種 (3 / 3)	水質の確保	サブレーション・プール水位 (SA)	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	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	
							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		
							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	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	
							低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0		
							残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2		

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（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	SBO		
												補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類
操作 (1 / 4)	原子炉圧力容 器内の水位	「原子炉水位（攪炭域）」 原子炉水位（攪炭域） 原子炉水位（燃料域）	3	3	3	1	3	3	3	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	2	1	2	2	2	2	1		1
			2	2	2	1	2	2	2	2	1		1
			4	4	4	1	4	4	4	4	1		1
			1	1	1	1	1	1	1	1	1		1
			1	1	1	0	0	0	0	0	0		0
			3	3	3	0	0	0	0	0	0		0
			1	1	1	0	0	0	0	0	0		0
			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

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉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				補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響		評価		SBO	
		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		監視事項は主要パラ メータにて確認
①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ	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	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					
				代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4					
				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	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					
				ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2					

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										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	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(循環ペーセス) 「水位確保」等	操作 (3 / 4)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2					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	①	—	原子炉水位 (S.A)	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	1 1	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									
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2					原子炉圧力 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	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	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					原子炉圧力 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	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・プール水温度 (S.A)	2	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									
			サブプレッション・プール水温度 (S.A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (S.A) の温度変化により代替監視可能									
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	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) の水位変化により代替監視可能									
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	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	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能									
相機監視機能							原子炉水位 (S.A)	1	1	1	相機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											

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（僅候 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		計器故障等	SBO	
		分類	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			
	操作 (4 / 4)	水質の確保	サブレーション・プール水位 (SA)	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	
								残留熱代解除系原子炉注水流量	1	1	1	
								残留熱代解除系系統研容器スプレイ流量	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	
								残留熱代解除系ポンプ出口圧力	2	2	2	

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
1.3.2.1 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 ペーパース) 1減圧冷却)	補機監視機能 注水手段の 確保(運転 状態) 判 断 基 据	補機監視機能	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					
			高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0	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						
			原子炉降臨時冷却ポンプ出 口圧力	1	1	1	①						
			低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	2	2	①						
			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					

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(巻後ページ) 「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)	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	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		
								原子炉水位 (S.A)	1	1		
								原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2		

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(巻後ページ) 「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		計器数	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
								計器数	1	高压原子炉代替注水流量	1	1		
								計器数	1	代替注水流量(常設)	1	1		
								計器数	4	代替注水流量(可搬型)	4	4		
								計器数	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		
								計器数	1	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	
								計器数	3	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		
								計器数	1	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
								計器数	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1		
								計器数	2	原子炉圧力	2	2		
								計器数	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	
								計器数	2	サブプレッション・チェンバース圧力(SA)	2	2		

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(巻後ページ) 「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			計器数	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	原子炉水位 (S A)	1	1	①	-	2	2	原子炉水位 (圧密域) 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	監視事項は主要なパラメータにて確認
								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		
								4	4	代替注水流量 (可搬型)	4	4		
								1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		
								1	0	蒸気炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
								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 (S A)	1	1		
								2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2		

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧カ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	SDO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		SDO影響 直後 負荷切り離し後	
事故時操作要領書(徴候ベース) 「減圧冷却」	操作 (4 / 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	—	代替注水流量(常設)	1	1	計器故障等 代替注水流量(常設)、代替注水流量(可搬型)のうち、いずれか一方が故障した場合、注水流量が低下する可能性がある。代替注水流量(可搬型)により代替監視可能 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	SBO
			サブプレッション・プール水 温度(SA)	2	2	①	—	代替注水流量(可搬型)	4	4		
			復水器真空度	3	3	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1		
			復水器真空度	3	3	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	サブプレッション・チェンバ 温度(SA)	2	2		
事故時操作要領書(徴候ベース) 「急速減圧」	判断 基準	注水手段の 確保(運転 状態)	補機監視機 能	3	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
			補機監視機 能	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	①	—	—	—	—		—
			残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	①	—	—	—	—		—
			低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	0	①	—	—	—	—	—	—
			低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	2	2	①	—	—	—	—	—	—
			低圧原子炉代替注水ポン 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	—	—	—	—	—
			消火ポンプ出口圧力	2	2	③	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ド 圧力	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
			RPP出口ヘッド圧力	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	

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(巻後ページ) 「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	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	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	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		

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 ペーセス) [急速減圧]	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		
								4	4	代替注水流量(可搬型)	4	4		
								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		

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(巻後ページ) 「急速減圧」	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	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	-	①	原子炉水位 (S A)	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	監視事項は主要なパラメータにて確認
										原子炉水位 (圧密域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
										高圧原子炉代替注水流	1	1	1		
										代替注水流 (常設)	1	1	1		
										代替注水流 (可搬型)	4	4	4		
										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	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		

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										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			
					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(巻戻ページ) [急速減圧]	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)	1	1	①	—	代替注水流速 (常設)	1	1	1	代替注水流速 (常設)、代替注水流速 (可搬型) のうち、いずれか一方の加減および水線である低圧原子炉代替注水流速により代替監視可能	SBO	
			原子炉格納容器内の温度	2	2	①	—	代替注水流速 (可搬型)	4	4	4			
		補機監視機能	原子炉格納容器内の温度 (S A)	2	2	①	—	低圧原子炉代替注水流速	1	1	1	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
			補機監視機能	3	3	③	事後水系の運転状態を確認するパラメータ	復水器真空度	3	0	—	—	—	

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 事前準備(作原領書(シビア アクシデント) [注水-1])	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	SBO
			直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後								
	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)	2	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	
									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		
									代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4		
									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		
									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	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		

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	評価		SBO			
			直後	SBO影響 負荷切り離し後			計器数	計器故障等				
対応手段 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		
			1	1	1		1	1	1		1	
			4	4	4		4	4	4		4	4
			1	1	1		1	1	1		1	1
			1	1	1		1	1	1		1	1
			3	3	3		3	3	3		3	3
			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

判断基準 (2 / 3)

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		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	SBO				
					直後	負荷切り離し後					計器名称	計器数	SBO影響	
													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	① ② ③	高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	3	—	—	—	—				
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	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	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	0	1	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—				
			RFP出口ヘッド圧力	1	0	1	除復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—				

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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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								
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	原子炉圧力	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							
							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							
							操作 (1 / 4)											
							監視事項は主要パラメータにて確認											

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					
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（燃料被覆）」 原子炉水位（燃料被覆） 原子炉水位（燃料被覆）	3	3	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	
				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		
				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		
				4	4			4	4	4	4	直接的に原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	直接的に原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	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
				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		
				3	3			3	3	3	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	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		
				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		
				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		
				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	直接的に原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	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		

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	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	-	2	2	原子炉水位 (圧縮域) 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	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	直接的に原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	代替注水流量 (常設)	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
								4	4	代替注水流量 (可搬型)	4	4	代替注水流量 (可搬型)		4	4	直接的に原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	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	直接的に原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	蒸圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	蒸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	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	直接的に原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	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	直接的に原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	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	直接的に原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	原子炉圧力	2	2	原子炉圧力		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	原子炉圧力 (S.A)	1	1	原子炉圧力 (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
								2	2	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	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
								18	0	[エリア放射線モニタ]	18	0	[エリア放射線モニタ]		18	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

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										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	格納容器放射性放射線モニタ（サブレンジョン・デエンバ）	2	1	①	—	[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	①	—	原子炉圧力	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	1	1			原子炉圧力（S A）	1	1	1			
			原子炉圧力	2	2			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（線料域）	2	2	2			
操作（4 / 4）	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力	原子炉圧力	1	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	
		原子炉圧力	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	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		

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	
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が安全弁開放 事後操作要領書(既設 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保(電 源)」)	駆動源の確保 注水手段の確保(運転状態)	③ ③ ① ① ① ① ① ③ ③ ③	2	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	—	—	
			2	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	—	—	
			1	高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0	①	—	—	—	—
			3	残留蒸気除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	—	—	—
			1	低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0	①	—	—	—	—
			2	低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	2	2	2	①	—	—	—	—
			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	—	—	—
			1	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	—	—	—
			1	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	—	—	—

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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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				
車庫時操作要領書(機後ペーシス) 「急減圧」 「電源復旧」 AM設備別機作要領書 「SRV駆動源確保(電源)」	原子炉圧力容器内の圧力 操作	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、監視可能	SBO 監視事項は主要パ ラメータにて確認
			原子炉圧力 (圧帯域) 原子炉圧力 (燃料域)	2 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容器温 度より代替監視可能				
			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、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	—	—	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測すること が、監視可能				
			原子炉圧力 (圧帯域) 原子炉圧力 (燃料域)	2 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容器温 度より代替監視可能				
			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、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				
			可搬型計測器	—	—	—	—	—	—	—				
			原子炉圧力 (現場計器)	1	1	1	—	—	—	—				

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 分類	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	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			
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（補助蓄電池）による速がし安全弁開放 事故時操作要領書（既録 ベーセス） 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「ハンテリ」によるSRV開 放し力影響対策手順書 原子炉冷却材圧力監視手 続書 速がし安全弁開放操作（補 助蓄電池）」	駆動源の確保		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	①							
			残留蒸気ポンプ出口圧力	3	3	3	①							
	判 断 基 礎		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	①							
			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				
	操 作 1 / 2	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			直接的に原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 (線料域)	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							

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				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	評価				SBO		
			計器名称	計器数	SBO影響				計器名称	計器数	計器故障等				
					直後	負荷切り離し後					直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することかでき、監視可能	間接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することかでき、監視可能			
車庫時操作要領書（徴候ペーセス） 「急減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「バスケリによるSRV開放」 原子炉災害対策手順書 「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）」	操作 (2 / 2)	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)	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かでき、監視可能	監視事項は主操作ペーセスにて確認		
			可搬型計器	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	
			原子炉圧力 (現場計器)	1	1	1	—	—	—	—	—	—		—	—
			原子炉圧力 (現場計器)	1	1	1	—	—	—	—	—	—		—	—

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										
					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 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 「急速減圧」 「電源復旧」 「原子炉災害対策手順書」 「蓄電池設備による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)	③ ③	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	SBO影響 直後 負荷切り離し後	計器名称 計器数	計器故障等	SBO										
										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況を監視するパラメータ			—
										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監視するパラメータ			—
										高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0	①	—			—
										残留蒸気ポンプ出口圧力	3	3	3	3	①	—			—
										低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0	①	—			—
										低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	2	①	—			—
										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監視するパラメータ			—
										復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を監視するパラメータ			—
										RFP出口ヘッド圧力	1	1	0	0	③	給復水系の運転状態を監視するパラメータ			—

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					
事故時操作要領書（飯後ペーセス） 「急速減圧」 「電源復旧」 「原子炉災害若手明書」 「警報施設による速がし安全弁開放操作（原子炉建物を）」	原子炉圧力容器内の圧力 操作	原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力	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 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	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 (圧帯域)	2	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 (燃料域)	2	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
			原子炉圧力 (S.A)	1	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	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	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 (圧帯域)	2	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 (燃料域)	2	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
			原子炉圧力 (S.A)	1	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	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				
可搬型計測器	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
原子炉圧力 (現場計器)	1	1	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	—		

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		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			
1.3.2.2 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 事故時操作要領書(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	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						
		高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0	①							
		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	1	0	0	①							
		低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	2	①							
		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ド圧力	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						
		RPP出口ヘッド圧力	1	1	0	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ						

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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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	評価		
					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) 「急減圧」 原子力災害対策手順書 「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	1	直後	1	負荷切り離し後	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することか ぎ、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 1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することか ぎ、監視可能			
			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	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することか ぎ、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か ぎ、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	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	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することか ぎ、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か ぎ、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か ぎ、監視可能			

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			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	パラメータ 分類		直後	負荷切り離し後	計器名称		計器数	計器故障等							
														直後	負荷切り離し後						
事故時操作要領書（徴候 ペーシス） 「急速減圧」 「原子炉災害対策手順書 」に基づき安全弁蒸発ガス代 替供給設備による減圧が安 全弁開放！	操作 (2 / 2)	原子炉圧力 容器内の圧 力 原子炉圧力（現場計器） 蒸発ガス代替供給系蒸発ガ スポンベ圧力 蒸発ガス代替供給系蒸発ガ ス供給圧力 補機監視機 能	可搬型計測器 原子炉圧力（現場計器） 蒸発ガス代替供給系蒸発ガ スポンベ圧力 蒸発ガス代替供給系蒸発ガ ス供給圧力	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	③ ③ ③ 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 主蒸気速がし安全弁の作動 状態を確認するパラメータ	計器故障等	SBO											
											1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 速がし安全弁の作動に必要な蒸発ガス供給設備による速がし安全弁駆動確保										
											事故時操作要領書（徴候 ペーシス） 「急速減圧」 ANI設備別操作要領書 「蒸発ガスSIV駆動設備確保（蒸発 ガスSIV駆動設備）」 「原子炉災害対策手順書 」に基づき速がし安全弁用蒸 発ガスポンベ駆替！	判断 基準	補機監視機 駆動源の確 保 補機監視機 能	ADSアキュムレータ入口 圧力低警報 N2ガスポンベ圧力低警報 N2ガスポンベ圧力 ADS用N2ガス減圧弁二次側 圧力 ADS用N2ガス減圧弁二次側 圧力 N2ガスポンベ圧力	2 2 2 2 2 2	0 0 2 2 2 2	0 0 2 2 2 2	③ ③ ③ ③ ③ 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 主蒸気速がし安全弁の作動 状態を確認するパラメータ 主蒸気速がし安全弁の作動 状態を確認するパラメータ 主蒸気速がし安全弁の作動 状態を確認するパラメータ	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」 「原子炉災害対策手順書 」に基づき蒸発ガスポンベによる主 蒸気速がし安全弁減圧対 策！	判断 基準	原子炉格納 容器内の圧 力 補機監視機 能	ドライウエル圧力（SA） ADS用N2ガス減圧弁二次側 圧力	2 2	2 2	2 2	① ③	直接的に原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	SBO											

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	3 1	① ①	-	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域)	2	3 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 (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	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)	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	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																																								
																																					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	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	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)	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	監視事項は主要パラメータにて確認																
																																																													2	2	-	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	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	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

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

項目	対応手段	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	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			
車内時操作要領書(徴候ペーセス) 〔二次格納施設制御〕	原子炉格納容器パイパスの監視	原子炉格納容器パイパスの監視	ドライウエルの圧力 (SA)	2	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	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			ドライウエルの温度 (SA)	7	7	7	①	ドライウエルの温度 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエルの温度 (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	
			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	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	3	3	3	①	[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	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			残留熱除去系配管周囲温度	24	24	0	③	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	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配管周 囲温度	6	6	0	③	原子炉圧力	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	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	0	0	②	[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	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			ドライウエルの床ドレンカン プ水位	1	0	0	③	原子炉冷却材の漏えいを確 認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			RECポンプ室 (西側) 床漏 れ警報	1	1	1	—	原子炉冷却材の漏えいを確 認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			トーラス室東側床漏れ警報	1	1	1	—	原子炉冷却材の漏えいを確 認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

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	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		評価	SBO			
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後					
															計器故障等		
判断基準 (2 / 3)	漏えい関連 警報		トーラス室西側床漏れ警報	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—			
			DR熱交換器室床漏れ警報	2	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
			原子炉建屋大物挿入口前エリア床漏れ警報	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
			DRポンプ室床漏れ警報	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
			LPCSポンプ室床漏れ警報	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
			RCIC蒸気管圧力低警報	4	4	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			RCIC蒸気管漏れ警報	2	2	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			[原子炉水位 (狭帯域)] 原子炉水位 (広帯域)	3 2	3 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	—	—	—	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
操作 (1 / 8)	原子炉格納 容器ハイバ スの監視		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	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		
			原子炉圧力	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	

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) 〔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	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	
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (圧差検) 原子炉水位 (燃料検)	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	監視事項は主観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	0	①	—						
		原子炉格納容器ハイバスの監視	残留蒸除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—						
			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						
			原子炉隔離時冷却系配管周囲温度	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	—						
			原子炉棟排気高レンジモニタ	4	4	0	③	原子炉建物の放射線量を確認するパラメータ						
			機気系モニタ	2	2	0	③	原子炉建物の放射線量を確認するパラメータ						
			燃料取扱筒放射線モニタ	4	4	0	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ						

操作 (2 / 8)

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧カ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 事故時操作要領書(巻添 ペーシス) [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 (3/1/8)	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	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	SBO
									原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (線料域)	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 (SA)	1	1	1		
			低圧炉心スプ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	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 (線料域)	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 (SA)	1	1	1			
			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 (線料域)	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 (SA)	1	1	1			
			高圧炉心スプ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	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 (線料域)	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 (SA)	1	1	1			

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				
運転時操作要領書(徴候ペーセス) 「二次格納施設制御」	操作 (4 / 8)	補機監視機	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 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 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	SBO 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 (S.A)	1	1	1			
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	2			1
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1			1

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 事故時操作要領書(巻末ペーシス) [二次格納施設制御]	項目	分類	抽出パラメータの計器		計器数	SBO影響		抽出パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	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				計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後		
操作 (5 / 8)	水庫の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)	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	計器故障等	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 (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	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				
						残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1				
						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				
						残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2				
						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)	2	2	2				
						原子炉格納容器内の温度	2	2	2	原子炉格納容器内の温度	2	2	2				

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	抽出パラメータを計測する計器				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(徴候ペネーム) 〔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	サブプレッション・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		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能力より代替監視可能		
			原子炉補機冷却ポンプ圧力	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	2	0	0	0	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		
			RCW熱交出口温度	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								

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 運転時操作要領書(巻後ペー ズ) 〔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	—	—							
	CUW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	1	—	—							
	トーラス室東側床漏洩警報		1	1	—	—							
	トーラス室西側床漏洩警報		1	1	—	—							
	RHR熱交換器室床漏洩警報	漏えい関連 警報	2	0	—	—							
	原子炉建屋大物搬入口前エ リア床漏洩警報		1	1	—	—							
	RHRポンプ室床漏洩警報		3	0	—	—							
	LPCS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	—	—							
	LPCS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	—	—							

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	計器名称	計器数	SBO影響		評価		
					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	—	—					SBO		
			RHRフラッシ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	—	—							

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 (1) フロントライン系故障時の対応手順 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	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)	3 2 2	3 2 2	① ① ①	1 1 1 4 1 1 1 3 1 1 1 1 1 2	1 1 1 4 1 1 0 0 0 1 1 1 2 1 2	1 1 1 4 1 1 0 0 1 1 1 1 1 1 2 1 2	計器故障等	SBO												
											原子炉水位 (SA)	高圧原子炉代替注水流量	代替注水流量 (常設)	代替注水流量 (可搬型)	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 (SA)	ホアプレーション・チェンバ 圧力 (SA)
											直接的に原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											
											原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とホアプレーション・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可能											

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） MELSR（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			
												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	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 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	
				4	4	4	4	4	4	4	4		4	
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				1	1	1	0	0	0	0	0		0	
				3	3	3	0	0	0	0	0		0	
				1	1	1	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	
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	

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（確保ベース） 「水圧確保」等 AM設備（燃料作業者用） 「FLISR（常設）」による 原子炉注水	電源		緊急用メタクラ電圧	1	1	1	1	緊急用メタク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	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	③						
別冊基準（3/2）	水源の確保		低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1	①							
				代替注水流量（常設）	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（SA）	1	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	0								

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（撤炭ベース） 「水位確保」等 AM図（燃料棒位置図） TFLSR（箱設）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	原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位	3 2 2	3 2 2	3 1 1	3 0 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	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		
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4		
							原子炉停機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		

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	抽出パラメータを計測する計器				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（撤換ベース） 「水位確保」等 AMI（個別操作要領書） MELSR（常設）による 原子炉注水	項目 操作（2 / 4）	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	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	2	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)	1	1	1	1	1	1	1		1
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4		4
			原子炉閉鎖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
			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
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1		1
			ホプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2		2

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（撤炭ペーパー） 「水位確保」等 AM（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	1	直後	負荷切り離し後	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			直接的に原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				
									原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2				

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（確保ベークス） 「水圧確保」等 AM設備別操作要領書「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	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	1	1	1	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	原子炉水位	原子炉水位（圧差検） 原子炉水位（燃料検）	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		
	原子炉水位	原子炉水位	原子炉水位（SA）	1	1	1	1	1	1			
	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	2	2	2	—		
	水源の確保	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	1	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力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	
	操作（4 / 4）											

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 (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 (b) 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（取扱 「水位確保」等 AAM設備別要領書 「CWTによる原子炉注 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)	3 2 2	3 2 2	3 1 1	① ① ①	ー ー ー	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				
									高圧原子炉代替注水流量	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					
									代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4					
									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 (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					

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図（個別原簿書 ）（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
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)	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	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	2	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)	1	1	1	1	1	1	1		1
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4		4
			原子炉閉鎖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
			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
			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

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）等 AM認識別原簿書 （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	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			
判断基準 (3 / 3)	電源	電源	C-メタタクラ母線電圧	1	1	1	補助パラメータ 分類理由 非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	③	1	1	—	—
			D-メタタクラ母線電圧	1	1	1	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	③	1	1	—	—
			C-ローロードセントラ母線電圧	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	③	1	1	—	—
			D-ローロードセントラ母線電圧	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	③	1	1	—	—
			復水貯蔵タンク水位	1	0	0	復水貯蔵タンクの運転状態 を確認するパラメータ	③	1	0	—	—
			水源の確保									

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		
												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（撤炭 ペーセス） 「水位確保」等 AM図（燃料取扱要領書） (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（燃料槽）〕 原子炉水位（燃料槽） 原子炉水位（燃料槽）	3	3	3	3	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	2	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相線 熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			2	2	2	2	1	1	1				監視事項は主要パラ メータにて確認
			3	3	3	3	1	1	1				
			3	3	3	3	1	1	1				
			3	3	3	3	1	1	1				
			3	3	3	3	1	1	1				
			3	3	3	3	1	1	1				
			3	3	3	3	1	1	1				
			3	3	3	3	1	1	1				
			3	3	3	3	1	1	1				
			3	3	3	3	1	1	1				
			3	3	3	3	1	1	1				

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（個別原簿書 ）（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 分類理由	パラメータ 分類			
	操作 (2 / 3)			1	1	1	原子炉圧力容 器内の水位	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			
							高圧原子炉代替注水流量	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		
							代替注水流量（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		
							代替注水流量（可搬型）	4	4	4	4	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することが でき、監視可能		
							原子炉閉鎖時冷却ポンプ出 口流量	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		
							高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	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閉鎖 熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要バラ メータにて確認
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3	3	3	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閉鎖 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	1	1	1	1	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閉鎖 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	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閉鎖 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	2	2	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閉鎖 熱除去に必要な水量より代替監視可能	
							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へ注水している系統の注水流量と閉鎖 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）とサブプレッシャ ン・チェンバの圧力（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 圧力（SA）	2	2	2	2	2	2	2	2	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閉鎖 熱除去に必要な水量より代替監視可能	

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	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			
事故時操作要領書（徴候 ペーパーク） 「水位確保」等 AM認識別図帳書 （CWTによる原子炉注 水）	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 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2 2	2 2	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	—	—	—	—	—	—	—	—	—			—	
			原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2 2	2 2	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
			原子炉圧力容器への注水量	1	R P V / P C V 注入流量	1	1	0	③	—	—	—			—	
			機械監視機能	1	原子炉圧力容器への注水量	1	1	0	③	—	—	—			—	監視事項は主要パラメータにて確認
			水源の確保	1	原子炉圧力容器への注水量	1	0	0	③	—	—	—			—	

操作 (3 / 3)

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	抽出パラメータを計測する計器						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		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			
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 (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（敬儀 「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) とサブレンジオン・チェンバの注水圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力 (SA)	3 2 2	3 2 2	3 1 1	① ① ①	補助パラメータ分類理由 ー ー	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	計器故障等	SBO
								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		
								代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4		
								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										
サブレンジオン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2										

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 AM監視機能作動要領書 （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
	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
			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 (可搬型)	4	4	4						
			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						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						
			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・チェンバース圧力 (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・チェンバース圧力 (S.A)	2	2	2						
			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					非常用ローセントの受電状態を確認するパラメータ

判断基準 (2 / 3)

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
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 「潤滑系による原子炉注水」	水源の確保		補助消火水槽水位	2	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 (SA)	1	1	1	—		
			ろ過水タンク水位	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) 代替注水流量 (可操型)	1 1 4	1 1 4	1 1 4	—		
操作 (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 (圧縮域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉圧力容器内の水位	3 2 2	3 2 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母液熱除去に必要な水量より代替監視可能	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と母液熱除去に必要な水量より代替監視可能	1 1 3	1 1 0	1 0 0	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	1	0	0	原子炉圧力	2	2	1	1	1	—	
			残留熱除去ポンプ出口流量	2	2	2	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	—	
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	—	
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	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補水を推定可能	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補水を推定可能	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補水を推定可能	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補水を推定可能	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補水を推定可能	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補水を推定可能	1	1	1	1	1	—	

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） （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			
													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	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	1	1				
				1	1	1	1	1	1	1	1	1			
				4	4	4	4	4	4	4	4	4			
				1	1	1	1	1	1	1	1	1			
				1	0	0	0	0	1	0	0	0			
				3	0	0	0	0	3	0	0	0			
				1	0	0	0	0	1	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			

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 ベース） 「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		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	計器故障等								
															原子炉圧力	原子炉圧力						
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 (圧力罐) 原子炉水位 (燃料罐)	2 2	2 2	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	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			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			原子炉水位 (圧力罐) 原子炉水位 (燃料罐)	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 (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	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 (圧力罐) 原子炉水位 (燃料罐)	2 2	2 2	1 1			原子炉水位 (圧力罐) 原子炉水位 (燃料罐)	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 (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													
原子炉圧力容器への注水量	1	1	0	③	③	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	2	2	2	③	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	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	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ															

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	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
1.4.2.1 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（既録） 「水位確保」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 「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 (燃料床)] 原子炉水位 (燃料床) 原子炉水位 (燃料床)	3 2 2	3 2 2	3 1 1	① ① ①	1 1 1 4 1 1 1 3 1 1 1 1 1 2	1 1 1 4 1 1 0 0 0 0 1 1 2 1 2 2	1 1 1 4 1 1 0 0 1 1 1 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	SBO 監視事項は主要パラメータにて確認		
												原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (SA)
												高圧原子炉代替注水流量	高圧原子炉代替注水流量
												代替注水流量 (常設)	代替注水流量 (常設)
												代替注水流量 (可搬型)	代替注水流量 (可搬型)
												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
												高圧炉心スプレイポンプ出口流量	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	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	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	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
												原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 (SA)
												ホアプレーション・チェンバ圧力 (SA)	ホアプレーション・チェンバ圧力 (SA)

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	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			
															SRD影響	SRD影響	
事故時操作要領書（確保 ベークス） 「水位確保」等 AM（強制停炉要領書 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」	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	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										
				代替注水流量 (可搬型)	4	4	4										
				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										
				ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2										

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			
					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図（個別操作要領書） 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」	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	1	1	—	計器故障等	SBO	
			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	1	1	—		
	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			—		

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（濃度ベース） 「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」	操作 (1) / (2) / (3)	原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位	〔原子炉水位（燃料棒）〕	3	3	3	原子炉水位	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	
			原子炉水位（燃料棒）	2	2	2	原子炉水位	1	1			
			原子炉水位（燃料棒）	2	2	2	原子炉水位	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			
			代替注水流量（常設）	1	1	1	代替注水流量（常設）	1	1			
			代替注水流量（可搬型）	4	4	4	代替注水流量（可搬型）	4	4			
			原子炉降圧時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉降圧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	3	3	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	2	2	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	2	2	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	2	2	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1			
			原子炉圧力	2	2	2	原子炉圧力	2	2			
			原子炉圧力（S.A）	1	1	1	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	2	サブプレッション・チェンバ圧力（S.A）	2	2						

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				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（撤換 ペーパークラス） 「水位確保」等 AM（強制停炉要領書） 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 ② ③	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	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	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	高圧原子炉代替注水流量		1	1	
				1	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	1	1	1	代替注水流量 (可搬型)		4	4	
				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	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	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	残留熱除去ポンプ出口流量		3	0	
				1	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	
				1	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	1	1	1	原子炉圧力		2	2	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力 (S.A.)		1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A.) とサブプレッシャ ン・チェンジョン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	1	1	1	1	1	1	サブプレッシャ ン・チェンバ ー圧力 (S.A.)		2	2	

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										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	抽出パラメータの代替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
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 (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	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	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	1	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
		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	1 1	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
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	2 2	2 2	1 1	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
補機監視機能 水測の確保	大量送水車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	「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	③	③	③	③	③	③
		輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	「緊急時対策本部」に確認	③	③	③	③	③	③	③	③
		輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	「緊急時対策本部」に確認	③	③	③	③	③	③	③	③

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	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 a. 復旧 b. 残留熱除去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 称ベース) 「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 2 2 3 1 1 2 2 2 2 2 2	① ① ① ①	1 1 1 4 1 1 3 1 1 1 1 2	1 1 1 4 1 1 0 0 0 0 1 1 2	1 1 1 4 1 1 0 0 1 1 2 1 2	計器故障等	SBO									
										原子炉水位 (SA)	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	
										代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	
										代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4	
										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	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	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	2	2	2	

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 AM設備個別動作要領書 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	直接的に原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	1				
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1				
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4				
			原子炉閉鎖時冷却ポンプ出 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	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と閉鎖 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				
			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	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			
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2				

別
冊
第
(2 / 4)

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	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		
事故時運転操作要領書（敬 厳（ベース） 「水位確保」等 AMI（個別機作要領書 「RHR」による原子炉注 水）	補機監視機能	原子炉補機冷却ポンプ圧力	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	—	—	—	—	
		親母機除去系熱交換器冷却 水流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	
	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	—	—	—	—	
		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	—	—	—	—	
		計器故障等	計器故障等	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		評価	評価	—	—	—	—	—	—	—	—	—

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	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	計器故障等	SBO	
			計器数	直後	負荷切り離し後				
対応手段 事故時重電機作要領書(敬 儀<ベ>ス) 「水圧確保」等 AMI(個別機作要領書 「RHR」による原子炉注 水)	判 断 基 準 (4 / 4)	水質の確保 サプレッション・プール水 位(SA)	計器数	1	1	1			
			直後	1	1	1			
			負荷切り離し後	1	1	1			
			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	1	1	1		
			計器名称	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
			計器故障等						
			SBO						
			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	1	1	1		
			計器名称	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1		
			計器故障等						
			SBO						
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	1	0	0					
計器名称	高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0					
計器故障等									
SBO									
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	3	0	0					
計器名称	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0					
計器故障等									
SBO									
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	1	0	0					
計器名称	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0					
計器故障等									
SBO									
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	1	1	1					
計器名称	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1					
計器故障等									
SBO									
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	1	1	1					
計器名称	残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量	1	1	1					
計器故障等									
SBO									
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	1	1	1					
計器名称	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	1	1	1					
計器故障等									
SBO									
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	1	1	0					
計器名称	高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0					
計器故障等									
SBO									
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	3	3	3					
計器名称	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3					
計器故障等									
SBO									
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	1	1	0					
計器名称	低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0					
計器故障等									
SBO									
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	2	2	2					
計器名称	残留熱代替除去系ポンプ出 口圧力	2	2	2					
計器故障等									
SBO									

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
事故時運転操作要領書（敬 称へんす） 「水位確保」等 AM図（個別操作要領書） 「RHRによる原子炉注 水」	原子炉圧力容 器内の水位 操作 (1 / 5)	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	3	3	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	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	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	2	2	2	2	2	2	2		2
			2	2	2	2	2	2	2	2		2

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	評価
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響			
								負荷切り離し後	直後		
事故時運転監視作業要領書（敬 称へんそ） 「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	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			
			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				
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4				
			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				
			ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	2				

操作 (2 / 5)

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				
事故時運転操作要領書（敬 称ベース）等 「水位確保」等 AM総則別添付図鑑書 「TRHR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	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圧力を計測することがで 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	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力を計測することが 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		

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 事故時運転要領書(敬 儀<ベ>ス) 「水位確保」等 AM(個別)操作要領書 「RHR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	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 (4 / 5)	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	監視事項は主要ハラ 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	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			
								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	機器側除去ポンプ出口流量 (A系、B系のみ)	2	0	0	①	-	原子炉水位 (圧排機) 原子炉水位 (燃料機)	2 2	2 2	1 1	機器側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	
								原子炉水位 (S.A)	1	1	1			
								機械監視機能 (A系、B系のみ)	2	2	2			

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 事故時運転要領書(敬 儀<ベ>ス) 「水圧確保」等 AMR(個別操作要領書 「RHRによる原子炉注 水」)	項目	抽出パラメータを計測する計器				計測				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					
<p style="text-align: center;">操作 (5 /5)</p>	<p style="text-align: center;">水質の確保</p>	<p style="text-align: center;">サブレーション・プール水位(SA)</p>	<p style="text-align: center;">1</p>	<p style="text-align: center;">1</p>	<p style="text-align: center;">①</p>	<p style="text-align: center;">-</p>	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	<p>監視事項は主要パラメータにて確認</p>
							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	
							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	
							残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	

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	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压力容器への注水 事故時運転操作要領書(敬 概ページ)等 「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 (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		
													代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4		
													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		

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	評価	
		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
事故時運転監視作業要領書（敬 称ベース） 「水位確保」等 AM設備（燃料棒位置調整機） TILPCS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) 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	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				
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1				
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4				
			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				
			ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2				

別
冊
第
(2 / 3)

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 事故時重監操作要領書(敬 依<ベ>ス) 「水圧確保」等 AM図(個別操作要領書 JLPCS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	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	SID
	補機監視機能	原子炉補機冷却ポンプ圧力 (A系のみ)	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						
	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						
		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						
		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	高圧原子炉代替注水流量	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			
		高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0			1	0	0			
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0			3	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 (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			1	0	0			
		残留熱代替除去系原子炉注 水流量	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			
		原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力	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			
		残留熱除去ポンプ出口圧力	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	0				
	残留熱代替除去系ポンプ出 口圧力	2	2			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

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
事故時運転操作要領書（敬 称へんす） 「水位確保」等 AM総操規（機作要領書） ILLICSによる原子炉注 水	原子炉圧力容 器内の水位 操作 (1 / 4)	〔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	3	3	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	2	2	1	1	1		
			2	2	2	2	1	1	1		
			4	4	4	4	4	4	4		
			1	1	1	1	1	1	1		
			1	1	1	1	1	1	1		
			1	1	1	1	1	1	1		
			0	0	0	0	0	0	0		
			3	3	3	3	3	3	3		
			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		

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	評価
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響			
								負荷切り離し後	直後		
事故時運転操作要領書（敬 称ベース） 「水位確保」等 AM（総機師操作要領書 TLPCS）による原子炉注 水	原子炉圧力容 器内の水位 ① ② ④	原子炉圧力容 器内の水位	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				
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4				
			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				
			ホプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2				

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 事故時運転要領書（微 欠ベース）等 「水圧確保」等 AN設備別操作要領書 （JLPCS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		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			
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 (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 (圧力機)	2	2	—	—	原子炉圧力 (圧力機)	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 (燃料機)	2	2	—	—	原子炉圧力 (燃料機)	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 (燃料機)	2	2	—	—	原子炉圧力 (燃料機)	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 (燃料機)	2	2	—	—	原子炉圧力 (燃料機)	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 (燃料機)	2	2	—	—	原子炉圧力 (燃料機)	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 (燃料機)	2	2	—	—	原子炉圧力 (燃料機)	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 (燃料機)	2	2	—	—	原子炉圧力 (燃料機)	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 (燃料機)	2	2	—	—	原子炉圧力 (燃料機)	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 (燃料機)	2	2	—	—	原子炉圧力 (燃料機)	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	
		サブプレッジョン・プールの水位 (SA)	サブプレッジョン・プールの水位 (SA)	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 (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	
			サブプレッジョン・プールの水位 (SA)	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 (SA) の水位変化により代替監視可能		
		補機監視機能	補機監視機能	1	0	①	—	補機監視機能	1	1	1	補機監視機能により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
			補機監視機能	1	0	①	—	補機監視機能	1	1	1	補機監視機能により必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	

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 事故時運転要領書(敬 儀<ベ>ス) 「水圧確保」等 AM(設備別)操作要領書 [L.P.C.S.]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	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 (4 / 4)	水質の確保	サブレーション・プール水位(SA)	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	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	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	
						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	1	0		
						残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	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	
						低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0		
						残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	2		

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	SR0				
		分類	計器名称	計器数	直後	SR0影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後			SR0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) 溶解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 (6) 低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶解炉心の冷却 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「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)	原子炉圧力容 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	3 1 1	① ① ①	ー ー ー	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		
								高圧原子炉代替注水流量	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	直接的に原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 (可搬型)	4	4	4	4		4	直接的に原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	直接的に原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	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	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
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	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
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	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	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
								原子炉圧力 (SA)	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
								ホアプレーション・チェンバ 圧力 (SA)	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

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	評価	
		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-4」等 AMI監視作業者要領書 (NLSR（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 (広帯域)	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	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	2			
		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			
		代替注水流量 (可搬型)	4		4	4		4	4			
		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		3	0		0	0			
		低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	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			
		原子炉圧力	2		2	2		2	2			
		原子炉圧力 (SA)	1		1	1		1	1			
		ホプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2		2	2		2	2			

別冊
基準
第 (2 / 5)

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（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM総機別操作要領書（TFLSR（併設））による原子炉注水	別冊基準第（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)	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 (燃料域)	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
														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)	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 (燃料域)	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
														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

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 （TFLSR（併設）による 原子炉注水）	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	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	直接的に原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	—	サブプレッション・プール水 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		
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	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圧力を計測することがで 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	2	直接的に原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)	7	7	7	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	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
			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	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
			ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベデスタル水温度 (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

判断基準 (4/5)

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										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		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「FELSR（常設）」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	緊急用メタクラ電圧	1	1	1	—	—	
			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	SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	—	—	
判断基準（5/5）	水源の確保		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の代替監視可能	低圧原子炉代替注水水位の代替監視	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			代替注水流量（常設）	1	1	1			
			原子炉水位（広帯域）	2	2	2			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（燃料域）	2	2	2			
			原子炉水位（SA）	1	1	1			原子炉水位（SA）	1	1	1			
			サブプレッション・ブール水位（SA）	1	1	1		サブプレッション・ブール水位（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				

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（シビアアクシデント）「注水-4」等 AMI（個別操作要領書）「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 原子炉圧力容器内の水位	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	直接的に原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			
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1			
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4			
			原子炉停堆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			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
			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			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			

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	評価	
		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-4」等 AMI監視作業者要領書 (NLSR（常設）)による 原子炉注水	原子炉圧力容 器内の水位 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	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					
		代替注水流量（常設）	1	1	1	1	1					
		代替注水流量（可搬型）	4	4	4	4	4					
		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（SA）	1	1	1	1	1					
		ホプレッション・チェンバ 圧力（SA）	2	2	2	2	2					

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総機別操作要領書（JFLSR（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	補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響	抽出パラメータ 分類理由	抽出パラメータ 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 (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 (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	

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「FLSR（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	低圧原子炉代替注水流量（常設）	1	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位（圧差検） 原子炉水位（燃料検）	2 2	2 2	—	—	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	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	
			原子炉水位（SA）	1	1	①	—	—	1	1	原子炉水位（SA）	1	1	1		1	—
			低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	①	—	—	2	2	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2		2	—
操作（4 / 4）	機械監視機能	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	代替注水流量（常設）	1	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滿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（圧差検） 原子炉水位（燃料検）	2 2	2 2	—	—	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	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流量水位の代替監視可能	
			原子炉水位（SA）	1	1	①	—	—	1	1	原子炉水位（SA）	1	1	1		1	—
			サブプレッショングローブ・ブール水位（SA）	1	1	①	—	—	1	1	サブプレッショングローブ・ブール水位（SA）	1	1	1		1	—
水の確保	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	0	—	—	0	0	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0	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水位が確保されていることを監視可能			

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 (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」	原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位	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	1	1
													高圧原子炉代替注水流量	1	1	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	1	1
													代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4
													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	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	0	0	0	0
													残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	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	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	1	1
													原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
													原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	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	2	2	2	2	2

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（シビアアクシデント）「注水-4」等 AMI監視用画面画面 (CWTによる原子炉注水)	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	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					
			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					
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4					
			原子炉閉鎖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閉鎖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			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	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 (SA)	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	2					

別冊第2巻(2/5)

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総則別添付要領書（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	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	直接的に原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		直接的に原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		
原子炉水位 (S.A)	1	1	1														
原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2														

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	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（シビアアクシデント）「注水-4」等AM総則別添付要領書（CWT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	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	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	直接的に原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	2	直接的に原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			
							ベダスタル温度 (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			
		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	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		
ベダスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原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)	7	7	7	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・チェンバ温度 (SA) の上昇により代替監視可能				
						ベダスタル水温度 (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				

判断基準 (4/5)

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（シビアアクシデント「注水-4」等AM認識明瞭化要領書（CWTによる原子炉注水）	判断基準（5 / 5）	電源	C-メタタクラ母線電圧	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	—		
			D-メタタクラ母線電圧	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	—		
			C-ロー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	—		
			D-ロー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	—		
			復水貯蔵タンク水位	1	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	—		
			水源の確保											

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（シビアアクシデント「注水-4」等AM認識別操作要領書（CWTによる原子炉注水））	原子炉圧力容器の水位 操作 (1 / 3)	原子炉圧力容器の水位 [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	3	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	2	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	
			2	2	2	1	1	1	1	代替注水流量（常設）	
			2	2	2	1	1	1	1	代替注水流量（可搬型）	
			1	1	1	1	1	1	1	原子炉停堆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	
			3	3	3	0	0	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	
			1	1	1	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	残留熱代替除去系原子炉注水流量	
			2	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力	
			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	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	

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				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	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			
															SB0影響	SB0影響	
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）	原子炉圧力容器の水位	原子炉圧力容器の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	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	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
				4	4	4	4	4	4	4	4	4	4		4	4	4
				1	1	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
				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

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	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																			
					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） （CWTによる原子炉注 水）	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力	2	原子炉圧力	2	-	①	2	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 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料罐)	2	2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
																																	原子炉水位 (S.A)	1
																	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
																																	原子炉圧力	2
																	原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料罐)	2	2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
																																	原子炉水位 (S.A)	1
																	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-		
																																	原子炉圧力	2
																	原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料罐)	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	2	2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-																	-	-
																	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ	1	R P V / P C V 注入流量	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	1	復水輸送ポンプ出口ヘッダ 圧力	1	0	-	③	1	0	-	-	-	-	-	-	-	-																	-	-
																	水溜の確保	1	復水貯蔵タンク水位	1	0	-	③	0	0	-	-	-	-	-	-	-		

操作 (3 / 3)

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	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			
1.4.2.1 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 (c) 消火系による既存溶融炉心の冷却 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4.1」等 AAM設備別操作要領書 「消火系による注水」	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 (c) 消火系による既存溶融炉心の冷却 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4.1」等 AAM設備別操作要領書 「消火系による注水」	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 (燃料減)] 原子炉水位 (燃料減) 原子炉水位 (燃料減)	3 2 2 3 2 2	3 2 2 3 2 2	① ① ① ①	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	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注水量可能	
								代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
								代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4		
								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	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		

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	評価	
		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-4」等 AM（個別機作要領書） （消防系による注水）	判 析 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	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		2	2	1	1	
			代替注水流量 (常設)	1	1	1		2	2	1	1	
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4		2	2	4	4	
			原子炉閉鎖時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		2	2	1	1	
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	①	2	2	1	0	
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		2	2	3	0	
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		2	2	1	0	
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		2	2	1	1	
			原子炉圧力	2	2	2		2	2	2	2	
			原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1		2	2	1	1	
			ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2		2	2	2	2	

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（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM図（個別操作要領書） （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	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		直接的に原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		直接的に原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		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能

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 （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	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	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	
			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	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	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)	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	
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	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	
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	7	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	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	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	
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	①	—	ドライウエル温度 (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	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	
			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	
			ドライウエル圧力 (SA)	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	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	
			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	
			ドライウエル圧力 (SA)	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	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	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	

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（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM設備別操作要領書 （消防系による注水）	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	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	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	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	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	ろ過水タンク水位	1	1	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ							

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（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「朝夕系による注水」	原子炉圧力容器の水位 操作 (1) / (2) / (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	3	3	3	3	3	3	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	2	2	2	2	2	2	2		1
			2	2	2	2	2	2	2	2	2		1
			3	3	3	3	3	3	3	3	3		1
			0	0	0	0	0	0	0	0	0		0
			0	0	0	0	0	0	0	0	0		0
			0	0	0	0	0	0	0	0	0		0
			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
			2	2	2	2	2	2	2	2	2		2

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
		計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後			SBO影響			
								計器数	直後		
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 （消防系による注水）	原子炉圧力容 器の水位	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	
		代替注水流量（常設）	1	1	1	1					
		代替注水流量（可搬型）	4	4	4	4					
		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	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					
		ホプレッション・チェンバ 圧力（SA）	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）とホプレッ
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

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		
												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） 「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	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 (S.A)	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圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力 (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 (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 (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容器温度より代替監視可能
			原子炉圧力 (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 (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 (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 (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
原子炉圧力容器への注水量	1	R P V / P C V 注入流量	1	1	0	0	0	0	0	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	③		
補機監視機能	2	消火ポンプ出口圧力	2	2	2	2	2	2	2	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	③		
水源の確保	2	補助消火水槽水位	2	0	0	0	0	0	0	0	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	③	
	1	ろ過水タンク水位	1	1	1	1	1	1	1	1	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	③	

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 (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（凉水/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 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器内の水位	3 2 2 3 1 1 3 2 2 3 1 1 3 2 2	① ① ① ①	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	
						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		
						代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4		
						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		

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	
														SRD影響
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM図解印刷作業者要領書 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」	別 冊 第 (2 / 5)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	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	2 2	2 2	1 1	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 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	
				代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4		4	
				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	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	
				低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	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	
				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
				サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2		2	

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					
												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	
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM図（個別操作要領書） 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」	判 断 基 準 （ 3 / 5 ）	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	2	2	1	1	—	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	2	2	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	—	原子炉圧力 (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	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	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	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	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	

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		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（シビアアクシデント）「注水-4」等 AM総機組作要領書（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	
		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	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	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・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	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)	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	—	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	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、ドライウエル圧力 (SA) の上		
		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・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		
		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	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 (4 / 5)

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	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			
対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデンント） 「注水-4」等 AM図（強制停炉手順書） 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」	電源	緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの発電状態 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	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	—	—	—	—

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（補助制御要領書） 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	「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	3	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	2	1	1	1	1	1			
			2	2	2	1	1	1	1	1		1	
			4	4	4	4	4	4	4	4		4	
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	
			1	1	1	1	1	1	1	1		1	
			0	0	0	0	0	0	0	0		0	
			0	0	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	

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
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM図（補助操作要領書） TFLSR（可搬型）によ る原子炉注水。 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送 水」	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	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 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量（常設） 代替注水流量（可搬型） 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)	
				2	2	2	2	2	2	2	2		2
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				4	4	4	4	4	4	4	4		4
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				1	0	0	0	0	1	0	0		0
				3	0	0	0	0	3	0	0		0
				1	0	0	0	0	1	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

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	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-4」等 AM総機別操作要領書 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」	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 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 直接的に原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
			原子炉圧力	2	2	1	1	—	原子炉圧力 (S.A)	2	2	1		
			原子炉圧力	2	2	1	1	—	原子炉圧力 (S.A)	2	2	1		
			原子炉圧力	2	2	1	1	—	原子炉圧力 (S.A)	2	2	1		
			原子炉圧力	2	2	1	1	—	原子炉圧力 (S.A)	2	2	1		
			原子炉圧力	2	2	1	1	—	原子炉圧力 (S.A)	2	2	1		
			原子炉圧力	2	2	1	1	—	原子炉圧力 (S.A)	2	2	1		
			原子炉圧力	2	2	1	1	—	原子炉圧力 (S.A)	2	2	1		
			原子炉圧力	2	2	1	1	—	原子炉圧力 (S.A)	2	2	1		
			原子炉圧力	2	2	1	1	—	原子炉圧力 (S.A)	2	2	1		

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（個別操作要領書） 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	代替注水量（可搬型）	4	4	4	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	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	
			4	4	4	③	原子炉水位（S.A.）	1	1	1	1			
			4	4	4	③	大量送水車の運転状態を確 認するパラメータ	—	—	—	—			—
			4	4	4	③	代替送水車の確保状態を確 認するパラメータ	—	—	—	—			—
	機械監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認	③	大量送水車の確保状態を確 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	—	—	—	—	—	—	—		

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											
1.4.2.2 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故障時の対応手順 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（既録） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」	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)	3 2 2	3 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												
													原子炉水位 (SA)	1	1	1	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	1	1	1	1	1	1	1	1
													代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4
													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	1
													高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	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	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	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	2	2	2	2	2	2	2	2
													原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	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	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

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

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	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	
		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
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」	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	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	
			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）	1	1	1	1	1	1	1	1		
		代替注水流量（可搬型）	4	4	4	4	4	4	4	4		
		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	0	0	0		
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	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		
		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（SA）	1	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	2	

別冊基礎第（2）／（3）

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） （加圧蒸気除去機能喪失時対 応）	項目	抽出パラメータを計測する計器				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 (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	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															
																原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	1	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	1	1						
																原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	1						
																残留蒸気系熱交換器入口 温度	2	2	2	2	2	2	2	2						
																電源	D-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	—	—			
																相線監視機能	原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	0	0	0	0	0	—	—			

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） 「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	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
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)]	3 2 2	3 2 2	3 1 1	0 0 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
							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 (可搬型)	4	4	4		
							原子炉停機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		

監視事項は主要パラメータにて確認

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	評価
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響			
								負荷切り離し後	直後		
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
			代替注水流量（常設）	1	1	1	1	1			
			代替注水流量（可搬型）	4	4	4	4	4			
			原子炉閉鎖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（SA）	1	1	1	1	1			
			ホプレッション・チェンバ 圧力（SA）	2	2	2	2	2			

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	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(徴収ベース) [加圧蒸気発生機駆動時対策] 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	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								
								原子炉水位 (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							
								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						
								原子炉浄化系系統流量	1	0	0		③	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		③	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		③	原子炉浄化系の運転状態を確認するパラメータ						

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			計器故障等	SBO								
		分類	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							
1.4.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 a. 復旧 b. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 事故時操作要領書（取換） 「用機熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「RHRによる原子炉除熱」	<p>判断基準 (1 / 5)</p> <p>原子炉圧力容器内の水位</p> <p>〔原子炉水位（低圧域）〕 〔原子炉水位（標準域）〕 〔原子炉水位（停止域）〕 〔原子炉水位（定検時水位用）〕</p>	<p>3</p> <p>2</p> <p>2</p> <p>1</p> <p>1</p>	<p>3</p> <p>2</p> <p>2</p> <p>1</p> <p>1</p>	<p>3</p> <p>1</p> <p>1</p> <p>0</p> <p>0</p>	<p>①</p> <p>②</p> <p>③</p> <p>④</p> <p>⑤</p>	<p>—</p> <p>—</p> <p>—</p> <p>—</p>	<p>補助パラメータ</p> <p>分類理由</p>	<p>原子炉水位 (S.A)</p> <p>高圧原子炉代替注水流</p> <p>代替注水流 (常設)</p> <p>代替注水流 (可動型)</p> <p>原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</p> <p>高圧炉心スプレイポンプ出口流量</p> <p>残留熱除去ポンプ出口流量</p> <p>低圧炉心スプレイポンプ出口流量</p> <p>残留熱代替除去系原子炉注水流</p> <p>原子炉圧力</p> <p>原子炉圧力 (S.A)</p> <p>ホアレーション・チェンバ</p>	<p>1</p> <p>1</p> <p>1</p> <p>4</p> <p>1</p> <p>1</p> <p>3</p> <p>1</p> <p>1</p> <p>2</p> <p>1</p> <p>2</p>	<p>1</p> <p>1</p> <p>1</p> <p>4</p> <p>1</p> <p>0</p> <p>0</p> <p>0</p> <p>1</p> <p>1</p> <p>2</p> <p>1</p> <p>2</p>	<p>計器故障等</p>	<p>SBO影響</p> <p>直後</p> <p>負荷切り離し後</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									監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流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 (S.A) とホアレーション・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

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） 「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」	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			
別冊基準（2/5）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	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	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			
			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			
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4			
			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	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	0	0	0			
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	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			
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2			
			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		
			サブプレッション・チェンジョン・圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2	2			

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（微候 ペーパース） 「加減熱除去機能喪失時対 処」 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 (圧排域) 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						
								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						
								原子炉水位 (圧排域) 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						
								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

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」）	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	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
			原子炉圧力 (S A)	1	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	2	原子炉水位 (S A)	1	1	1	
			原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	
			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	
			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	2	2		
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認	

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		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（復旧ペーパー） 「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」	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	機械監視機能	原子炉補機冷却ポンプ圧力	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							
			親母熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	①	—							
		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							

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	
												パラメータ分類
事故時操作要領書（攪炭ペーパス） 「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 監視可能	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	SBO	
			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
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4			4
			原子炉停機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 (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注水を推定可能				
サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2					

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） 「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」	項目	抽出パラメータを計測する計器				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 / 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	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	
								代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	
								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	

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			
事故時操作要領書（微候 ベークス） 「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	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 原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力を推定することがで きる。監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力を推定することがで きる。監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力を推定することがで きる。監視可能	SBO	
								原子炉水位 (圧排機) 原子炉水位 (燃料機)	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

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 ページ） 「加熱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」	項目	抽出パラメータを計測する計器				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						
													パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由				
	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 (圧排機) 原子炉水位 (燃料機)	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 (圧排機) 原子炉水位 (燃料機)	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

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	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（徴候 ペーセス） 「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	残留熱除去ポンプ出口圧力 (A系、B系のみ)	2	2	2	①	—	—	—	2	2	2	2	—	計器故障等	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	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	2	2	2	①	—	—	—	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 熱交換電圧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		
		残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	①	—	—	—	2	0	0	2	2	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		
		原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	③	—	—	—	2	0	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	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	①	—	—	—	2	0	0	2	2	—	—	—	
		R/CW熱出口温度	2	0	0	③	—	—	—	2	0	0	2	2	—	—	—	

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 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				
1.4.2.3 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	3	3	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			
				2	2	2	2	①	1	1	1	1		1	1	
				2	2	2	2	①	1	1	1	1		1	1	1
				3	3	3	3	①	1	1	1	1		1	1	1
				3	3	3	3	①	1	1	1	1		1	1	1
				3	3	3	3	①	1	1	1	1		1	1	1
				3	3	3	3	①	1	1	1	1		1	1	1
				3	3	3	3	①	1	1	1	1		1	1	1
				3	3	3	3	①	1	1	1	1		1	1	1
				3	3	3	3	①	1	1	1	1		1	1	1
				3	3	3	3	①	1	1	1	1		1	1	1
				3	3	3	3	①	1	1	1	1		1	1	1
				3	3	3	3	①	1	1	1	1		1	1	1
				3	3	3	3	①	1	1	1	1		1	1	1

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		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					
														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(僅候ペーセス) 「水位確保」等		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	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	1	1		1	監視可能
				4	4	4	4	4	4	4	4	4	4		4	監視可能
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	監視可能
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	監視可能
				3	3	3	3	3	3	3	3	3	3		3	監視可能
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	監視可能
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	監視可能
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	監視可能
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	監視可能

判断基準 (2 / 3)

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（僅候ベークス） 「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	
													パラメータ分類
	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					
	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			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			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	
			残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1			残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	
			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	
			残留熱代替除去ポンプ出口圧力	3	3	3			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			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0		
		残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2			残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	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

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（攷察 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										
												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 2 2	3 2 2	3 1 1	0 0 0	0 0 0	0 0 0	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 蒸発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										
												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	
												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		
												代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4		
												原子炉停機時冷却ポンプ出 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	1	1	1	1		
												残留熱除去ポンプ出口流量	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		
												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	

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				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 / 5）	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	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
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	3
				4	4	4	4	4	4	4	4		4	4
				5	5	5	5	5	5	5	5		5	5
				6	6	6	6	6	6	6	6		6	6
				7	7	7	7	7	7	7	7		7	7
				8	8	8	8	8	8	8	8		8	8
				9	9	9	9	9	9	9	9		9	9
				10	10	10	10	10	10	10	10		10	10
				11	11	11	11	11	11	11	11		11	11
				12	12	12	12	12	12	12	12		12	12
				13	13	13	13	13	13	13	13		13	13
				14	14	14	14	14	14	14	14		14	14

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		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	操作 (3 / 5)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	直後	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	
					負荷切り離し後	2			2	2	2			
					原子炉圧力 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2			2	2	2			原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力と相対し、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			
								原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2			

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 ベークス） 「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		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（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	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		
				1	1	①		原子炉水位 (圧力換算) 原子炉水位 (燃料棒)	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			
				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				
				1	1	①		サブプレッション・プールの水位 (S.A)	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			
原子炉圧力容器への注水量	残熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	—	原子炉水位 (圧力換算) 原子炉水位 (燃料棒)	2 2	2 2	1 1	出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 (S.A)	1	1	1					

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（僅候 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	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	
												パラメータ 分類
	機械監視機能	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	—	—	—	—			
操作 (5/5)	水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	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 (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	
							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	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	
							残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	2	

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

①重要監視パラメータ、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	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										
1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準状態）による対処手順 (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)	原子炉圧力容器内の水位 【原子炉水位（操作時）】 【原子炉水位（標準時）】 【原子炉水位（停止時）】 【原子炉水位（定換時水張用）】	3 2 2 1 1	3 2 2 1 1	3 2 2 1 1	① ① ① ① ①	1 1 1 4 1 1 3 1 1 1 2 1 2	1 1 1 4 1 0 0 0 0 1 1 2 1 2	1 1 1 4 1 0 0 1 0 1 1 2 1 2	SBO 監視事項は主要パラメータにて確認												
											原子炉水位 (SA)	高圧原子炉代替注水流量	代替注水流量 (常設)	代替注水流量 (可搬型)	原子炉閉鎖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 (SA)	ホップレシジョン・チェンバ 圧力 (SA)
											直接的に原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											

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				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 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	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	
				4	4	4	4	4	4	4	4		4	
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				1	1	1	0	0	0	0	0		0	
				3	3	3	0	0	0	0	0		0	
				1	1	1	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	

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（攷察 ペーシス） 「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	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	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										
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																	

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	-	-	-	-	-	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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	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	-	-	-	-	-	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	-	-	-	-	-	-	除熱先の温度変化により代替監視可能		
			蒸気発生炉圧力容器温度 (S A)	2	2	-	-	-	-	-	-	監視事項は主要パラメータにて確認		

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（備後） 「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		計器数	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			
	補機監視機能	原子炉補機冷却ポンプ圧力	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	—	—	—	—		
												親母機除去系熱交換器冷却水流量	2
		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	—	—	—	—	—	

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 （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	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		
												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（減圧冷却）	操作 (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（広帯域）】 【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 1 0 1	3 1 0 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	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相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			
							代替注水流量（可搬型）	4	4	4			
							原子炉停機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満水を推定可能
							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			

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				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	
			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		
			代替注水流量(常設)	1	1	1	1	1	1	1		
			代替注水流量(可搬型)	4	4	4	4	4	4	4		
			原子炉閉鎖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		1
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	1	1	1		1
			ホプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	2	2	2	2		2

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										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	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	
				2	2	2	2		原子炉水位 (圧巻域) 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
				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圧力を計測することができ、監視可能		
				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		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		
				2	2	2	2		原子炉水位 (圧巻域) 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
				2	2	2	2		原子炉圧力 (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
				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 (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		
				2	2	2	2		原子炉水位 (圧巻域) 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	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 (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	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	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	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	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			

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） 「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 (4 / 4)	監視監視機能	残留熱除去系熱交換器入口 温度 (A系、B系のみ)	2	残留熱除去系熱交換器入口 温度 (A系、B系のみ)	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度 (S A)	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	残熱先の温度変化により代替監視可能	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と熱交換器ユニットの 熱交換量評価より代替監視可能	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冷却 水流量	2	0	0	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、最終ヒートシフトが確保されていることを 代替監視可能	2	0	0	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	0	0	0	0	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																																										
																																																																				原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	0	0	0	0	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	—	—																												
																																																																																		残留熱除去系熱交換器冷却 水流量	2	0	0	0	0	0	0	—	2	0	0	—	—														
																																																																																																RCW熱出口温度	2	0	0	0	0	0	0	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	—	—

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	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						
1.4.2.3 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	3 1 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					
									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						
									代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4						
									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						
									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										
									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										

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	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					
別 冊 第 (2 / 3)	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	1	1	①	-	-	-	-	-	-							
													原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	2	2
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	1	1			
		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	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	1	1	1	1	1		
		代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	
		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	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	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	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	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	1	1	1	1	
		原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
		原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
		ホプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2

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 ベークス） 「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
	補機監視機能	原子炉補機冷却ポンプ圧力 (A系のみ)	③	0	0	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	—	
			③	1	1	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	—	
			③	1	1	非常用ロードセントクの受電 状態を確認するパラメータ	1	1	1	—	
水脈の確保	電源	サブプレッション・プール水位 (S A)	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	
							残留熱代替除去系ポンプ出 口圧力	2	2	2	

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 ペーパークラス） 「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	SBO	
												パラメータ 分類
操作 (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（停止域）】	3	3	3	3	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	2	2	1	1	1	1		1
			2	2	2	2	1	1	1	1		1
			1	1	1	1	0	0	0	0		0
			3	3	3	3	1	1	1	1		1
			4	4	4	4	4	4	4	4		4
			1	1	1	1	1	1	1	1		1
			1	1	1	1	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
			2	2	2	2	2	2	2	2		2
			2	2	2	2	2	2	2	2		2

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		評価		SBO
		計器数	計器名称	計器数	計器故障等			SBO影響		計器故障等		
								直後	負荷切り離し後		直後	
操作（2 / 5）	原子炉圧力容器内の水位	1	原子炉水位 (S.A.)	2	原子炉水位 (広帯域)	2	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	原子炉水位 (燃料域)	2	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	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	1	
				1	代替注水流量 (常設)	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	
		4	代替注水流量 (可搬型)	4	代替注水流量 (可搬型)	4	代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	
				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	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	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
				3	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	0	
		1	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	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
				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	1	1	1	1	
		2	原子炉圧力	2	原子炉圧力	2	原子炉圧力	2	2	1	1	
				1	原子炉圧力 (S.A.)	1	原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	
		2	ホプレッション・チェンバ圧力 (S.A.)	2	ホプレッション・チェンバ圧力 (S.A.)	2	ホプレッション・チェンバ圧力 (S.A.)	2	2	2	2	
				1	原子炉圧力 (S.A.)	1	原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	

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			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	-	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			原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力と相対し、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			

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（攪拌ペーセス） 「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	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（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（圧力換算） 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			
監視監視機能	低圧抑心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0	①	—	原子炉水位（圧力換算） 原子炉水位（燃料罐）	2 2	2 2	1 1	出糞機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（S.A）	1	1	1				
													—		

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（僅候 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 (5 / 5)	水質の確保	サプレッション・プール水位 (SA)	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		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 (SN) 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			
						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			
						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		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	0			
						残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2			

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. 原子炉格納容器の過圧抑制防止のための手順 (1) 最終ヒートシンク(箱)への放射熱輸送(全交流動力電源喪失時の場合) b. 残留熱代解除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 AM設備(別添必要領書「RHHARによる格納容器内の放射線」)	原子炉格納容器内の放射線	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	18	0	0	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	
		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	18	0	0	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	原子炉圧力容器温度(SA)	原子炉圧力						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
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			
		原子炉水位(圧帯域) 原子炉水位(線料域)	原子炉水位	2	2	2	①	—	原子炉水位(圧帯域) 原子炉水位(線料域)	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、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		原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
	残留熱除去系熱交換器入口温度	サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	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	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
			直接的に原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		直接的に原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			
			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(SA)又はベダスタル温度(SA)により代替監視可能		
	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	ベダスタル温度(SA)						ベダスタル温度(SA)	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	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			
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)	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	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	
		直接的に原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	—	直接的に原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				

判 断 基 準 (1 / 3)

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		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	直後			負荷切り離し後			
AM設備明瞭化要領書 (KHARによる格納容器 除熱)	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	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			
			残留熱除去系熱交換器冷却 水流量 (B系のみ)	1	0	0	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			
			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	—	—	—	—	—		—	
			電源	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—
			—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—
			—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—

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		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
AM設備別操作要領書 (KHARKによる格納容器除熱)	水源の確保 判断基準 種 (3 / 3)			1	1	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	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ブプレッション・プール水位 (SA) の体積監視可能 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	
						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量	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	
						残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	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	
						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	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	
						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	
						残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	

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		
AM設備明瞭作要領書 [KHARによる格納容器 燃焼]	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)] 原子炉水位 (圧縮域) 原子炉水位 (燃料域)	3 2 2	3 1 1	① ① ①	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
								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	
								代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	
								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	
								残留熱代替排除系原子炉注水流量	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	

操作
(1 / 5)

監視事項は主要パラメータにて確認

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・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能

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 AM設備明細作業要領書 (KHAR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	SBO
<p style="text-align: center;">機 作 (2 / 5)</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 (SA)</p>	<p style="text-align: center;">1</p>	<p style="text-align: center;">1</p>	<p style="text-align: center;">1</p>	<p style="text-align: center;">①</p>	<p style="text-align: center;">-</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		
								高圧原子炉代管注水流量	1	1	1		
								代管注水流量 (常設)	1	1	1		
								代管注水流量 (可搬型)	4	4	4		
								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		

監視事項は主要パラメータにて確認

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	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
AM設備明細作業要領書 [KHARによる格納容器 燃焼]	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器内の圧力	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	—	—	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	—	—	ベテスタル温度 (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	
			ドライウエル圧力 (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	
			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	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	
			原子炉圧力 (SA)	2	2	①	—	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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	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	
			原子炉水位 (SA)	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	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	
			原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	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	

操作 (3 / 5)

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	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			
AM設備別操作要領書 (KHARKIによる格納容器 除熱)	操作 (4 / 5)	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	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 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	
			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	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	
			ベテスタル温度 (SA)	2	2	—	—	ベテスタル温度 (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	
			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	—	
			サブプレッション・プール水 位 (SA)	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	
			残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	①	—	原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	—	
			残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	—	
			残留熱代替除去系原子炉注 スプレッド流量	1	1	①	—	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	2	2	—	
最終ヒートシンク の確保	—	残留熱代替除去系格納容器 出口温度	1	0	①	—	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	2	2	—	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		残留熱代替除去系熱交換器出口 温度 (B系のみ)	1	1	①	—	残留熱代替除去系ポンプ出 口圧力	2	2	—		
			1	0	①	—	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	—	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			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	7	7	—		
			1	0	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	—	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	—		

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 AM設備別操作要領書 (KHARK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				
操作 (シ / 予)	水源の確保	補機監視機能	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	残留熱代替除去系ポンプ出口流量	2	2	2	①	—	—	—	—	—		
			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	1	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	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0
			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	3	0	0	0	0	0	0	0
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	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
			残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	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	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	0
			残留熱除去ポンプ出口圧力	残留熱除去ポンプ出口圧力	1	1	1	3	3	3	3	3	3	3	3
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	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	0
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	1	1	1	2	2	2	2	2	2	2	2			

監視事項は主源パラメータにて確認

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

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	直後	負荷切り離し後			
														計器故障等	SBO	
1.5.2.1 フロントライン系放熱時の手順 (2) 最終ヒートシンク (大気) への体積熱輸送 (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 (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 事故時操作要領書 (版数) 「PCV圧力制御」	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]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より体積監視可能	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]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より体積監視可能	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	—	—	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	—			
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	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体積監視可能	
				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	2	—	直接的に原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) ベデスタル温度 (S.A)	7 2	7 2	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 (S.A) 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	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	—	直接的に原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	

判断基準 (1 / 2)

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		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(復旧ベース) 【PCV圧力制御】	判断基準 (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 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設), 代替注水流量 (可搬型) 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槽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	代替注水流量 (常設), 代替注水流量 (可搬型) 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槽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	代替注水流量 (常設), 代替注水流量 (可搬型) 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槽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		
		電源	判断基準 (2 / 2)	C-メタクラ母線電圧	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	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	1	1	1	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	1	1	1	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	1	1	1	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	1	1	1	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	1	1	1	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	1	1	1	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	—

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		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(復旧ベース) [PCV圧力制御]	操作 (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 (ドライウエール)	2	1	①	—	[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		
			格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	1	①	—	[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水素濃度	格納容器水素濃度 [格納容器水素濃度]	1 1	0 0	①	—	格納容器水素濃度 (S.A)	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 (S.A)	1	0	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酸素濃度	格納容器酸素濃度 [格納容器酸素濃度]	1 1	0 0	①	—	格納容器酸素濃度 (S.A)	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 (S.A)	1	0	①	—	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		
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・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)、代替注水流量 (可搬型)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	1	1	①	—	代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型)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		

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)	項目	抽出パラメータを計測する計器				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			
														SB0影響	SB0影響	
	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	—	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	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	—	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	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・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	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・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	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	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 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		
			スクラバ容器水位	8	8	8	①	—	スクラバ容器水位	8	8	8	—	—	—	—
			スクラバ容器圧力	4	4	4	①	—	スクラバ容器圧力	4	4	4	2	2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器 フィルタメ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	—	スクラバ容器温度	4	4	4	2	2	—	監視事項は主要パラメータにて確認
			最終ヒートシンク の確保	第1ベンチフィルタ出口放 射線モニタ (高レンジ・低 レンジ)	2 1	2 1	2 1	①	—	第1ベンチフィルタ出口放 射線モニタ (高レンジ・低 レンジ)	2 1	2 1	2 1	2 1	—	—

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, 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				評価
				計器数	SDI影響		計器数	SDI影響				
					直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後			
		分類	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	計器故障等	SDI		
1.5.2.1 フロントライン系統設備時の手順 (2) 最終ヒートシンク(大気)への伝熱輸送(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 (b) 第1ベントフィラメント系による原子炉格納容器水位調整(水張り)	事故時操作要領書(徴候) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベント調整」 「第1ベント調整」 「原子炉格納容器水位調整」	補機監視機能	スクララハ容器水位	8	8	①	—	—	計器故障等	SDI		
		操作	スクララハ容器水位	8	8	①	—	—				
1.5.3.1 フロントライン系統設備時の手順 (2) 最終ヒートシンク(大気)への伝熱輸送(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 (b) 第1ベントフィラメント系による原子炉格納容器水位調整(水抜き)	事故時操作要領書(徴候) 「PCV圧力制御」	補機監視機能	スクララハ容器水位	8	8	①	—	—				
		操作	スクララハ容器水位	8	8	①	—	—				

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

対処手段	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	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											
1.5.2.1 フロントライン系放熱時の手順 (2) 最終ヒートシンク (大気) への大體熱輸送 (交流動力電源が健全である場合) a. 格納容器フィオタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (4) 格納容器フィオタベ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」 原子力災害対策手順 原子力発電所業務要領書使用 原子力発電所業務要領書使用 原子力発電所業務要領書使用 ヒート系の窒素ガス置換	原子炉格納容器内の放射線 放射線計測器 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (S/A) 原子炉水位 (圧力) 原子炉水位 (圧力) 原子炉圧力 (S/A) 原子炉水位 (圧力) 原子炉水位 (圧力) 原子炉圧力 (S/A) 原子炉圧力 (S/A) 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 (S/A) ドライウエル温度 (S/A) ベダスタル温度 (S/A) ドライウエル圧力 (S/A) サプレッション・チェンバ 圧力 (S/A)	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	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	① ① ① ① ① ① ① ① ① ① ① ① ① ①	18 18 2 1 2 2 1 2 2 2 7 2 2 2 2	[エアリア放射線モニタ] [エアリア放射線モニタ] 原子炉圧力 原子炉圧力 (S/A) 原子炉水位 (圧力) 原子炉水位 (圧力) 原子炉水位 (圧力) 原子炉水位 (圧力) 原子炉水位 (圧力) 原子炉水位 (圧力) 原子炉圧力 (S/A) 原子炉圧力 (S/A) 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 (S/A) ドライウエル温度 (S/A) ベダスタル温度 (S/A) ドライウエル圧力 (S/A) サプレッション・チェンバ 圧力 (S/A)	0 0 2 1 2 2 1 2 2 2 7 2 2 2 2	計器故障等	監視事項は主要バラメータにて確認 監視事項は主要バラメータにて確認 監視事項は主要バラメータにて確認 監視事項は主要バラメータにて確認 監視事項は主要バラメータにて確認 監視事項は主要バラメータにて確認 監視事項は主要バラメータにて確認 監視事項は主要バラメータにて確認 監視事項は主要バラメータにて確認 監視事項は主要バラメータにて確認 監視事項は主要バラメータにて確認 監視事項は主要バラメータにて確認 監視事項は主要バラメータにて確認												
											判断基準											

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		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) 原子力災害対策手順 ① 可搬式蒸発器設置装置を使用した格納容器フィルタバベント系の窒素ガス置換	補助監視機能 操作		第1ベントフィルタ出口水素濃度	1	0	0	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	4	スクラハ容器圧力 (S.A)	2	2	2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器フィルタバベント系の健全性を代替監視が可能	
1.5.2.1 フロントライン系統即時の手順 (2) 最終ヒートシンク(大気)への大規模輸送(交流動力電源が健全である場合) ①、② 格納容器フィルタバベント系による原子炉格納容器内減圧及び除熱 (3) 第1ベントフィルタスクラハ容器スクラハポンプの調整	基判 準断	-										
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 (第1ベントフィルタスクラハ容器への水補給)	補助監視機能 操作		スクラハ水pH	2	2	2	スクラハ水pH	2	2	2	格納容器フィルタバ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	8	スクラハ容器水位 (S.A)	2	2	2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器フィルタバベント系の健全性を代替監視が可能	

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
1.5.2.1. 原子炉格納容器の高圧破損防止のための手順 (2) 最終ヒートシンク (水気) への代替熱輸送 (空流動力電源が健全である場合) b. 可搬式蒸気供給装置による原子炉格納容器への蒸気ガス供給 事故時操作要領書 (既録 「PCV圧力制御」 原子炉力発生対策手順書 可搬式蒸気供給装置の使用 用した格納容器の蒸気ガス 供給)	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	—	[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	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	原子炉圧力容器温度 (S/A)	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			
									原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (線形域)	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	
									原子炉水位 (S/A)	1	1	1			
	判断基準	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	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	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	直接的に原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		
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	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	
								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、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		

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) 原子力災害対応マニュアル 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	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	—		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	—		ベテスタル温度 (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		
	操作	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	2	直接的に原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	①		サブプレッション・プール水 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	
				格納容器水素濃度 [格納容器水素濃度]	1 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	
		原子炉格納容器内の水素濃度		格納容器水素濃度 (SA)	1	0	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
				格納容器水素濃度 (SA)	1	0	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	
				格納容器水素濃度 (SA)	1	0	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	
				格納容器水素濃度 (SA)	1	0	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	
	原子炉格納容器内の水素濃度		格納容器水素濃度 (SA)	1	0	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	
			格納容器水素濃度 (SA)	1	0	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		

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	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		
															計器故障等	
1.5.2.1 フロントライン系統内の対処手順 (2) 最終ヒートシンク (大気) 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 (既録) 「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	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	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	—	原子炉圧力	2	2	1	1	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	原子炉圧力 (S/A)		
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2	原子炉水位 (広帯域)		
								原子炉水位 (線形域)	2	2	2	2	2	原子炉水位 (線形域)		
	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	格納熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	格納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	直接的に原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	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	2	直接的に原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	2	2	直接的に原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	—	ドライウエル温度 (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			

別冊第 (1) / (2)

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(復旧 ペーセス) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「配圧強化ポンプラインに よる格納容器へント」	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水位	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量(常設), 代替注水流量(可搬型)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槽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	
	判断基準 (2 / 2)		C-メタクラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	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	1	1	1	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	1	1	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	1	1	1	1	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	—	
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	1	1	1	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	1	1	1	緊急用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	—	

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		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		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（攪拌ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「配圧強化ポンプトラインによる格納容器ベント」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	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			
		格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッショナル・ブール）	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			
	原子炉格納容器内の放射線度	格納容器放射線度 [格納容器放射線度]	1 1	0 0	①	—	1	0	0	直接的に格納容器内放射線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			
		格納容器放射線度（S.A.）	1	0	①	—	1	0	0	直接的に格納容器内放射線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度	格納容器輻射線度 [格納容器輻射線度]	1 1	0 0	①	—	1	0	0	直接的に格納容器内輻射線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			
		格納容器輻射線度（S.A.）	1	0	①	—	1	0	0	直接的に格納容器内輻射線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	サブプレッショナル・ブール水位（S.A.）	代替注水流速（常設）	1	1	①	—	1	1	1	代替注水流速（常設）、代替注水流速（可搬型）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速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		
			代替注水流速（可搬型）	1	1	①	—	4	4	4				
			低圧原子炉代替注水流速	1	1	①	—	1	1	1				

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

対応手段 事故時操作要領書（抜粋） （PCV圧力制御） AM（認知機能作業者） （超圧強化ベントライオンによる格納容器ベント）	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	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			直後	負荷切り離し後			
操作 (2 / 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
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	船和温度/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)	2	2	直接的に原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	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	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	船和温度/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 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	船和温度/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・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	
		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	船和温度/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	
		ベデスタル温度 (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	
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	船和温度/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 界により代替監視可能	
最終ヒートシंकの確保	非常用ガス処理系排ガス・モニタ	3	3	0	③	超圧強化ベントライオンの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—		

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		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 フロントライン系統稼働時の対応手順 (2) 飛線ヒートシンク(大気)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オ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オン停止後の窒素ガスハースン 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窒素ガスハースン」 原子力災害対策手順 「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チ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	18	0	0	0	原子炉格納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	18	0	0	0	原子炉格納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	原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	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	
								原子炉圧力(SA)	1	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		
								原子炉水位(広帯域)	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より代替監視可能
								原子炉水位(線形域)	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より代替監視可能
	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	—	原子炉圧力	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	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度(SA)又はベンチスタル温度(SA)により代替監視可能		
								ベンチスタル温度(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
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	2	2	直接的に原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		

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	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							
1.5.2.1 フロントライン系放熱時の手順 (3) 最終ヒートシンク (大気) への体積熱輸送 (全交流動力電源喪失時の場合) a. 格納容器アルタラ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) b. 格納容器アルタラ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) (c) 格納容器アルタラ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) 事故時操作要領書 (原簿) 「PCV圧力制御」 AM設備制操作要領書 (FVS (遠隔手動弁操作機 構) による格納容器ベン ト)	原子炉格納容器内の放射線量率	放射線監視用気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より体積監視可能	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	放射線監視用気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より体積監視可能	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	—	原子炉圧力	2	2	1	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	原子炉水位 (広帯域)	2		2	2	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	
							原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	原子炉圧力 (S/A)	1		1	1	1	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1
							2	2	2	2	2	2	2		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	—	格納容器蒸気系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	格納容器蒸気系熱交換器入口温度	2	2	2	格納容器蒸気系熱交換器入口温度により体積監視可能	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	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	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	ベデスタル温度 (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	ドライウエル圧力 (S/A)	2	2	2	—	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	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				

判断基準 (1 / 2)

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		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（復旧ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCS（遠隔手動弁操作機構）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 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	代替注水流量 (常設), 代替注水流量 (可搬型) 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槽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	代替注水流量 (可搬型)	4	
			1	1	1	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽水位	1	
			1	1	1	1	1	1	1	1	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	1	1	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	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	—	
			1	1	1	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	—	
			1	1	1	1	1	1	1	1	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	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	—	
			1	1	1	1	1	1	1	1	電源	—	

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（濃度ベーンズ） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書「FCS（遠隔手動弁操作機構）による格納容器ベント」	操作 (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（ドライウェル）	2	2	1	①	—	[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]	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	格納容器水素濃度 [格納容器水素濃度]	1	0	0	①	—	格納容器水素濃度 (S A)	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放射線量率	格納容器水素濃度 (S A)	1	0	0	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放射線量率	格納容器酸素濃度 [格納容器酸素濃度]	1	0	0	①	—	格納容器酸素濃度 (S A)	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
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器酸素濃度 (S A)	1	0	0	①	—	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
		原子炉格納容器内の放射線量率	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)、代替注水流量 (可搬型) 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
		原子炉格納容器内の放射線量率	代替注水流量 (可搬型)	1	1	1	①	—	代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) 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
		原子炉格納容器内の放射線量率	低圧原子炉代替注水流量	1	1	1	①	—	低圧原子炉代替注水流量	1	1	1	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) 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

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	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（復旧ペーページ） 「PCV圧力制御」 AM認識別操作要領書 「FCS（遠隔手動弁操作機構）による格納容器ベント」	原子炉格納容器内の圧力 最終ヒートシンクの確保	原子炉格納容器内の圧力	ドラライウエル圧力 (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 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	ドラライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	—	ドラライウエル温度 (SA)	7	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドラライウエル温度 (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	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圧力	ドラライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	—	ドラライウエル圧力 (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
		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
		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
		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・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
		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・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温度	ドラライウエル温度 (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	ドラライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	—	ドラライウエル圧力 (SA)	2	2	2		総和温度/圧力の関係から、ドラライウエル圧力 (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
操作 (2 / 2)	スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 スクラバ容器温度 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)	スクラバ容器水位	スクラバ容器水位	8	8	8	①	—	—	—	—	—	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		
		スクラバ容器圧力	スクラバ容器圧力	4	4	4	①	—	—	ドラライウエル圧力 (SA)	2	2		2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器フィルタベント系の健全性を代替監視可能
		スクラバ容器温度	スクラバ容器温度	4	4	4	①	—	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2		2	監視事項は主要パラメータにて確認

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					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		
1.5.2.1 フロントライン系統配管時の手順 (3) 最終ヒートシンク(大気)への伝熱輸送(全交流動力電源喪失時の場合) 4. 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スクラップラ容器水位調整(水取り)	事故時操作要領書(徴候) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベント調整」 「スクラップラ容器水位調整」 「原子力災害対策手順」 「第1ベントフィラメント系スクラップラ容器への水供給」	補機監視機能	スクラップラ容器水位	8	8	8	①	—	—	計器故障等	SBO	
		補機監視機能	スクラップラ容器水位	8	8	8	①	—	—	計器故障等	SBO	
1.5.3.1 フロントライン系統配管時の手順 (3) 最終ヒートシンク(大気)への伝熱輸送(全交流動力電源喪失時の場合) (c) 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) (d) 第1ベントフィラメント系スクラップラ容器水位調整(水抜き)	事故時操作要領書(徴候) 「PCV圧力制御」	補機監視機能	スクラップラ容器水位	8	8	8	①	—	—	計器故障等	SBO	
		補機監視機能	スクラップラ容器水位	8	8	8	①	—	—	計器故障等	SBO	

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	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	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					
1.5.2.1 フロントライン系放熱時の手順 (3) 最終ヒートシンク (大気) への大體熱輸送 (全交流動力電源喪失時の場合) a. 格納容器フィタ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) (4) 格納容器フィタメント系停止後の窒素ガススプレー 事故時操作要領書 (既録) 「PCV圧力制御」 原子炉実装対策手順 原子炉実装対策要領書 原子炉実装対策要領書 原子炉実装対策要領書 フィタメント系の窒素ガス置換	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エアリア放射線モニタ]	18	0	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			
		格納容器内空気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エアリア放射線モニタ]	18	0	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	原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力	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	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	原子炉圧力			
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (線形域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (線形域)	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より代替監視可能	
		原子炉圧力容器内の圧力	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	2	2	原子炉圧力容器温度から原子炉圧力容器内の圧力を予測することができ、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	2	2	2	ドライウエル圧力から、原子炉圧力容器内の圧力を予測することができ、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・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力から、原子炉圧力容器内の圧力を予測することができ、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	原子炉格納容器圧力 (S.A)	2	2	2	①	—	原子炉格納容器圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2	原子炉格納容器圧力から、原子炉格納容器内の圧力を予測することができ、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	①	—	ドライウエル温度 (S.A)	7	7	7	7	7	ドライウエル温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S.A) 又はサブプレッション・チェンバ温度 (S.A) により代替監視可能		
			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・チェンバ温度/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		

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） (PCV圧力制御) 原子力災害対策手順 可搬式蒸気発生装置を使用した格納容器フィルタバベント系の窒素ガス置換	操作 機械監視機能		第1ベンチフイルタ出口水素濃度	1	0	0	0	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が可能 監視事項は主要パラメータにて確認
			スクララ容器圧力	4	4	4	2	2	2	2	
1.5.2.1 フロントライン系統即時の手順 (3) 最終ヒートシンク（水次）への大管熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合） 1. 格納容器フィルタバベント系による原子炉格納容器内減圧及び除熱（現職操作） (a) 第1ベンチフイルタスクララ容器スクララポンプ起動	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ベンチフイルタスクララ容器水位調整] 原子力災害対策手順書 [第1ベンチフイルタスクララ容器への水供給]	操作 機械監視機能		スクララ水pH	2	2	2	2	2	2	2	格納容器フィルタバベント系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
			スクララ容器水位	8	8	8	8	8	8	8	8

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	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（既録） 「P CV圧力制御」 原子力発電所手帳 可搬式蒸気供給装置の使用 用した格納容器の蒸気ガス 循環	1.5.2.1. 原子炉格納容器の高圧破損防止のための手順 (3) 最終ヒートシンク（大気）への蒸気輸送（全交流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	—	[エリア]放射線モニタ	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	—	[エリア]放射線モニタ	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	—	原子炉圧力	2	2	1	1	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	原子炉圧力（S/A）				
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（線形域）	2 2	2 2	1 1	1 1	2 2	2 2			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	2	2	2	①	—	原子炉圧力	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力	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	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	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	原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力（S/A）	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		直接的に原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） 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 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			

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) 原子力災害発生時手順書 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	直接的に原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	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	—	ベテスタル温度 (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	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	直接的に原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	
		原子炉格納容器内の水素濃度	サブプレッション・プールの水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・プールの水 温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・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
			格納容器水素濃度 [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	
		原子炉格納容器内の酸素濃度	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
			格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	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	①	—	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	

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	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	計器数	直後			負荷切り離し後								
													パラメータ 分類	SBO影響						
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 (S/A) への代替熱輸送 (全交流動力電源喪失時の場合) c. 耐圧強化ベンチラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現地操作) (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 (現地操作) 事故時操作要領書 (既録) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベンチラインによる格納容器へント」	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	—	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	—	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	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	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	原子炉圧力 (S/A)							
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (線形域)	2	2	2	2	2			2	2	2	2	2
	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)	1	1	1	1	1	原子炉圧力 (S/A)	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	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	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	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) 又はベンチスタル温度 (S/A) により代替監視可能			
								ベンチスタル温度 (S/A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
ドライウエル圧力 (S/A)								2	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
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 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		
							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	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 (S/A)	2	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

別
紙
第
(1 / 2)

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(復旧 ペーセス) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「配圧適化ベントラインに 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			
					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 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設), 代替注水流量 (可搬型) 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槽水位により代替監視可能	SBO	
	判 断 基 準 (2 / 2)		C-メタクラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	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	1	1	1	1	1	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	1	1	1	1	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	1	1	1	1	1	1	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		
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	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	1	1	1	1	1	1	緊急用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	

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		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（攪拌ペーンズ） （PCV圧力制御） AM設備別操作要領書 （配圧強化ペーンズ） による格納容器ペーン	操作 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（ドライウェル）	2	1	—	①	[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	
			格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッショナル・ブール）	2	1	—	①	[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水素濃度	格納容器水素濃度 [格納容器水素濃度]	1	0	—	①	格納容器水素濃度 (S.A)	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 (S.A)	1	0	—	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酸素濃度	格納容器酸素濃度 [格納容器酸素濃度]	1	0	—	①	格納容器酸素濃度 (S.A)	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 (S.A)	1	0	—	①	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	
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッショナル・ブール水位 (S.A)	代替注水流速 (常設)	1	1	—	①	代替注水流速 (常設)	1	1	1		
				代替注水流速 (可搬型)	1	1	—	①	代替注水流速 (可搬型)	4	4	4	代替注水流速 (常設)、代替注水流速 (可搬型) のうち動作状態にある流量および水源である低圧再処理代注水流速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
				低圧再処理代注水流速	1	1	—	①	低圧再処理代注水流速	1	1	1		

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		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(徴候ベース) [PCV圧力制御] AM(認別操作要領書) [副圧降化ベントライオンによる格納容器ベント]	最終ヒートシンクへの熱を輸送するための手順等	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	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	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	船和温度/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		
			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
			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	2		船和温度/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		船和温度/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	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・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能
			ベテスタル温度 (SA)	2	2	2	—	ベテスタル温度 (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
			ドライウエル圧力 (SA)	2	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2		船和温度/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) の上界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	7	7	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		船和温度/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
			非常用ガス処理系排ガスモニタ	最終ヒートシンクの確保	3	3	0	③	副圧降化ベントライオン状態を確認するパラメータ	—	—	—	—		—

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	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		
													計器数	計器故障等
1.5.2.1 プロントライン系統臨時の対応手順 (最終ヒートシンク (水質) 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 (見張操作) b) 耐圧強化ベントライン停止後の蒸発ガスハーン 事故時操作要領書 (確保 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 耐圧強化ベント停止後の 蒸発ガスハーン」) 原子力災害対策手順 「可動式蒸発器供給装置を 用いた格納容器フイタルタベ ン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 (ドライウェル)	2	2	1	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	原子炉格納容器内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	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	原子炉格納容器内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	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 (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	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	原子炉格納容器内圧力 (S/A)	2	2	2	①	格納容器蒸発器熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	格納容器蒸発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	
							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 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	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
							ベダスタル温度 (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	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・チェンバ温度 (S/A)	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 (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	

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	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					
事故時操作要領書 (参照ページ) 「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 冷却」 原子力災害時要領書 「移動式熱交換機車および 大型送水ポンプ車を使用し た最終ヒートシンク確保 (OISS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)」	1.5.2.2.サボート系統故障時の手順 (1)最終ヒートシンク(第)への代替熱輸送 ①、原子炉補機代替冷却系による除熱	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	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	監視事項は主要ハラ 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	2	2	2	2	2	2	2		船舶温度/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	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
			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	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)	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7		7	船舶温度/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
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	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
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7		7	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A)又はサブスタ 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	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	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	2	2		2	船舶温度/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

別
冊
第
一
巻
第
一
編
(1/2)

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	SDI影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SDI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 (稼働マニュアル) 「S/C温度制御」等 AM(設備印刷作業者用)等 「A/H/E/Fまたは大形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形送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保(USSC機)」 「大形送水ポンプ車を使用した海水供給(ハイトロクゾ機)」	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	—	—	計器故障等	SBO		
		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クーリング水位	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	①	—	—	—				
		最終ヒートシンクの確保										
		移動式代替熱交換設備淡水ポンプ出口圧力										
操作 補機監視機能		「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	—	—				
		「緊急時対策本部」に確認			③	大形送水ポンプ車の運転状態を確認するパラメータ	—	—				

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	計器数	直後	SBO影響							
											負荷切り離し後	負荷切り離し後				
1.5.2.2 サポート系故障時の手順 (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 (凝係ベース) 「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 送水」 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 プ編)」	1.5.2.2 サポート系故障時の手順 (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 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				
			サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		船和温度/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		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		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		7	船和温度/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	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		
			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	監視事項は主要パラ メータにて確認
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	船和温度/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	
			サブレーション・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	監視事項は主要パラ 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	2	船和温度/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	

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 (原燃ペーセス) 「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 ンプ補）」	電源	電圧	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	—	—	—	—		
			残留熱除去系熱交換器冷却 水流量	2	0	①	—	—	—	—	—		
			最終ヒートシンク の確保	2	0	①	—	—	—	—	—		
			機械監視機能	「緊急時対策本部」に確認	—	—	③	大型送水ポンプ車の運転状 態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
			操作	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
1.5.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (1)原子炉補機冷却系による除熱	事故時操作要領書（原燃 ペーセス） 「S/C温度制御」	判断 基準 （1 / 2）	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	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 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	
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	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	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	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	—	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 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	
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	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	

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） （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	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							
														SB0影響	SB0影響					
判断基準 (2/2)	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						
									ドラライウエル温度 (SA)	7	7	7	燃料温度/圧力の関係から、ドラライウエル温度 (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 圧力 (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							
									RCWサージタンク水位	2	0	0	—	—						
									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 器内の温度	2	2	2	2	2	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	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	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	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 熱交換量算出より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認				
操作	最終ヒートシンクの確保		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						
			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出口圧力	2	2	2	残留熱除去系熱交換器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	監視事項は主要パラ メータにて確認						
			原子炉補機冷却ポンプ圧力	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	—	—	—	—	—	—						
			残留熱除去系熱交換器冷却 水流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—						
		RCW熱交換器冷却 水流量	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	—	—	—	—	—	—	—						
		RCW熱交換器冷却 水流量	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	—	—	—	—	—	—	—						

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		
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライトン系事故直後の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ (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 (徹底ベース) 「ACV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM設備別操作要領書 「ACSS (常設) による格納容器スプレイ」	原子炉格納容器内の圧力	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	直接的に原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	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) 又はヘデスタル温度 (SA) により代替監視可能
		ヘデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	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
		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 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	2	2	2	2	2	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
		ヘデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	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
		ドライウエル圧力 (SA)	7	7	7	7	7	7	7	7	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
		ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	ドライウエル温度 (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	2	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
		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)	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
別冊 基準 (1) (2)	原子炉格納容器内の水位	代替注水流速 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流速 (常設)	1	1	1	代替注水流速 (常設)、代替注水流速 (可搬型) 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 替注水流速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	
		代替注水流速 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4	代替注水流速 (可搬型)	4	4	4	代替注水流速 (可搬型) 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 替注水流速により代替監視可能		
		低圧原子炉代替注水流速	1	1	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水流速	1	1	1	代替注水流速 (可搬型) 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 替注水流速により代替監視可能		

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	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（確保ベース） 「DCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AMR個別操作要領書 「ACSSS（蒸設）」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	緊急用メタクラの発電状態を確認するパラメータ	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発電状態を確認するパラメータ	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（蒸設）	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	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（燃料域）	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		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
				1	1	1	1		サブプレッション・ブール水位（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
				2	0	0	0		低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	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

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 (徴収ベース) [PCV圧力制御] [D/W温度制御] AM(総則)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	2	直接的に原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		直接的に原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		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	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	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	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	
								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	
								ドライウエル圧力 (SA)	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	
			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	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	

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	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					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（攪拌ペーンズ）、「圧力制御」「ID/W温度制御」AMM個別操作要領書「ACSS（蒸気）」による格納容器スプレイ	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	—	代替注水流量（常設）	1	1	1	代替注水流量（常設）、代替注水流量（可搬型）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	
				1	1	①		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		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
				1	1	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
				1	1	①		サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2		ドライウエル圧力（SA）の選法により代替監視可能
				1	1	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		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		ベデスタル水位	4	4	4		
				2	2	①		低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2		—
				2	2	①		監視監視機能	2	2	2		—

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				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	SBO影響			
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設備別操作要領書 「ACSSS(蒸設)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	-	代替注水流量 (蒸設)	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		原子炉水位 (圧排機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	2			2	2	2	
				1	1	1		原子炉水位 (SA)	1	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
				2	0	0		ホプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1			ホプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1
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設備別操作要領書 「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	-	ホプレッション・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				
				7	7	7		ドライウエル温度 (SA)	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		ベデスタル温度 (SA)	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
				2	2	2		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	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設備別操作要領書 「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	-	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		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	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 界により代替監視可能
				2	2	2		ベデスタル温度 (SA)	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
				2	2	2		ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2			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) の上 界により代替監視可能

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	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（確保ベース）、「圧力制御」(D/W)電度制御書「AMR個別操作要領書」(CWT)による格納容器スプレッド	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 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	①	—	代替注水流速 (常設)	1	1	代替注水流速 (常設), 代替注水流速 (可搬型)のうち動作状態にある流量および外流である低圧原子炉代替注水流速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	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	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	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	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	1	1	1	1	1	③	後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	③	後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	③	後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	③	後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	③	後水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—

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ッド] <th rowspan="3">項目 <th colspan="6">抽出パラメータを計測する計器</th> <th colspan="6">抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器</th> </th>	項目 <th colspan="6">抽出パラメータを計測する計器</th> <th colspan="6">抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器</th>	抽出パラメータを計測する計器						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		
	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	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	直接的に原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	2	直接的に原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			
							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		
		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	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	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	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		

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（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM設備別操作要領書 「CWTによる格納容器スプレッド」	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	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) のうち動作中継ぎから運転中と見做される低圧蒸気炉代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	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	低圧原子炉代注水水位	1	1	1		
				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	—	—	—	—		—
				1	0	0	③	復水貯蔵タンク水位	—	—	—	—		—
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 a. フロントライン系放熱時の対応手順 b. 代格納容器スプレッド c. 消火系による原子炉格納容器内へのスプレッド 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設備別操作要領書 「消火系による格納容器スプレッド」	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	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 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	
				2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7		
				2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2		
				2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2		
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 a. フロントライン系放熱時の対応手順 b. 代格納容器スプレッド c. 消火系による原子炉格納容器内へのスプレッド 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設備別操作要領書 「消火系による格納容器スプレッド」	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	7	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温度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、サブプレッション・チェンバ温度 (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 監視事項は主要パラメータにて確認	
				2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2		
				2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2		
				2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		

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（確保ベークス） （P/C/V圧加部降） （D/W温度部降） AMM図（個別操作要領書） （炉気系による格納容器スプレイン）	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	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)、代替注水流量 (可搬型)のうち動作状態にある流量および外漏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
	判断基準 (2 / 2)	電源	C-メタカラ母線電圧	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	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	—	—	—	—	—	—	—
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	—	—	—	—	—	—	—
		水源の確保	補助消火水槽水位	2	0	③	代替淡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	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

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（機核ベース） [PCV圧力制御] [D/W温度制御] AM（個別操作要領書） [海兵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	計器故障等
	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	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	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	—	—	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	
			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	—	—	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・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	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	2	—	—	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	
			ベデスタル温度 (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	
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (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	—	—	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	
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	代替注水流量 (常設)	1	1	1	—	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (可搬型) の水位が規定値より低下している状態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
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	①	—	代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) の水位が規定値より低下している状態にある低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	
			低圧原子炉代替注水流位	1	1	1	—	—	低圧原子炉代替注水流位	1	1	1	代替注水流量 (可搬型) の水位が規定値より低下している状態にある低圧原子炉代替注水流位により代替監視可能	

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		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) [PCV圧力制御] [D/W温度制御] AMM個別操作要領書 [海王星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			—			

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				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		
												補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライトン事故直後の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ 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 (確保 ベーセス) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AMI(強制印刷)要領書 「MCS/S/A(強制)」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	直接的に原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) 又はベグスタル温度 (SA) により代替監視可能
		ベグスタル温度 (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 圧力 (SA)	2	2	2	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
		ベグスタル温度 (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	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
		ベグスタル温度 (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	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 器内の温度	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) 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 替注水槽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	
		代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4	4	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) 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 替注水槽水位により代替監視可能		
		低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) 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 替注水槽水位により代替監視可能		
		低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) 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 替注水槽水位により代替監視可能		

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	
															SB0影響
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制御(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 「水量送水車を使用した送水」	電源	緊急用メタクリル電圧	1	1	1	③	緊急用メタクリルの充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	—	—	—	—	—	—	
			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	—	—	—	—	—	—	—	—	
操作 (1 / 2)	水源の確保	輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—		
		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・チェーン圧力 (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・チェーン圧力 (SA)	2	2	2	①	—	—	サブプレッション・チェーン圧力 (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	
原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェーン圧力 (SA)	2	2	2	①	—	—	サブプレッション・チェーン圧力 (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		

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	抽出パラメータを監視する計器										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		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（攪拌ベーン）、圧力制御（D/W温度制御） AMR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「水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温度	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			
		原子炉格納容器内の水位	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力（SA） サブプレッジョン・チェンバ 位（SA）	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッジョン・チェンバ位により代替監視可能				
		原子炉格納容器への注水量	4	4	4	①	—	代替注水流量（可搬型）	3	3	3	代替注水流量（常設）、代替注水流量（可搬型）のうち動作状態にある流量および水頭である低圧原子炉代替注水槽水位により代替監視可能				
		原子炉格納容器への注水量	4	4	4	①	—	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	代替注水流量（常設）、代替注水流量（可搬型）のうち動作状態にある流量および水頭である低圧原子炉代替注水槽水位により代替監視可能				
		原子炉格納容器への注水量	4	4	4	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）の差圧により代替監視可能				
		原子炉格納容器への注水量	4	4	4	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）の差圧により代替監視可能				
		原子炉格納容器への注水量	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替監視可能				
		大量送水車ポンプ出口圧力	1	1	1	③	大量送水車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	1	1	1	—		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）	1	1	1	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1）	1	1	1	—		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）	1	1	1	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）	1	1	1	—		代替送水車の確保状態を確認するパラメータ		

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		計器故障等	SBO影響	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				
1.6.2.1 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. 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 (既録) 「S/C温度制御」 AM設備別操作要領書 TRHR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	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、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	—	—	—	—	—	—	—
			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-ロートセントタ母線電圧	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-ロートセントタ母線電圧	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	—	—	—	—	—	—	—
	最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却ポンプ圧力	原子炉補機冷却ポンプ圧力	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	—	—	—	—	—	—	—
			親置熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—
	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)	RCW熱交出口温度	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	—	—	—	—	—	—	—
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型)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	1	1	1	1	—	
代替注水流量 (可搬型)			4	4	4	①	—	代替注水流量 (可搬型)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	4	4	4	4	—		
—	—	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	①	—		

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			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			
事故時操作要領書（僅候ベース） 「S/C温度制御」 AM階個別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」	原子炉格納容器内の温度	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圧力（A系、B系のみ）	2	2	2	①	—	—	—	—	—	—	—		
	補機監視機能	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	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	2	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換率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	
		最終ヒートシンクの確保	2	0	0	①	—	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	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	
		操作	2	0	0	①	—	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	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	原子炉補機冷却ポンプ圧力	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	—	—	—	—	—	—	
		残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—	
		RCW熱出口温度	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	—	—	—	—	—	—	
	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	代替注水流量（常設）	1	1	1	①	—	代替注水流量（常設）	1	1	1	1	代替注水流量（常設）、代替注水流量（可搬型）のうち動作中である常設および可搬型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
代替注水流量（可搬型）			4	4	4	①	—	代替注水流量（可搬型）	4	4	4	4	代替注水流量（可搬型）のうち動作中である常設および可搬型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水位			1	1	1	①	—	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	

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 (1) フロントライオン系故障時の対応手順 a. 代格納容器スプレイ (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」 AN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放射線量率	格納容器内気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	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]	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	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 (S A)	1	1	1	1		
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		
		原子炉格納容器内の圧力	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	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
			サブプレッジョン・チェンバ圧力 (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	
			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) 又はベデスタル温度 (S A) により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (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
			ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッジョン・チェンバ温度 (S A) により代替監視可能	

判断基準 (1 / 3)

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） 【図表-1】 【図表-2】 AMM図（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	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	計器故障等	SBO																		
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	7	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																						
													ドライウエール温度 (SA)	7	7	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											
																								ドライウエール圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力 (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
		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)、代替注水流量 (可搬型) のうち動作状態による流量および水源である低圧原子炉代替注水槽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 器内の水位	サブプレッション・プールの 水位 (SA)	1	1	1	3	1	1	1	1	1	ドライウエール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																				
															低圧原子炉代替注水槽水位	1	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	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) のうち動作状態による流量および水源である低圧原子炉代替注水槽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槽水位	1	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 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4	4	4	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) のうち動作状態による流量および水源である低圧原子炉代替注水槽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槽水位	1														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										

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) 「操規-1」 「操規-2」 AM設備別操作要領書 「ACSSS(常設)」による格 納容器スプレィ	項目	抽出パラメータを計測する計器				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		
	電源	緊急用メタクラ電圧	1	1	1	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	③		1	1		
		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	③					
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			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
									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
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			7	7		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	2		直接的に原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		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			2	2		直接的に原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		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

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	抽出パラメータを監視する計器						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（シビアアクシデント） 【図表-1】 【図表-2】 AMM図（個別操作要領書） 「ACSSS（常設）」による格納容器スプレイ	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・プールの 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	
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (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		
		ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	—	—	ベダスタル温度 (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		
	操作 (2 / 3)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プールの 水位 (SA)	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	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
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	—	—	代替注水流量 (常設)	4	4	4	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) のう ち動作状態によ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	
			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		
操作 (2 / 3)	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)	1	1	1	ドライウエル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	
		代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	①	—	代替注水流量 (可搬型)	4	4	4			
		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	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		

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） 「脱落-1」 「脱落-2」 AMN設備別操作要領書 「ACSSS(常設)」による格 納容器スプレイ	項目	挿出パラメータを非測する計器					挿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			
	原子炉格納容 器への注水量		原子炉格納容 器への注水量 (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			
	補機監視機能		低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	2	①	ドライウエル水位	3	3	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			
	水源の確保		低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	①	ホプレッション・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	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	①	ベデスタル水位	4	4	4				
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2		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			
			原子炉水位 (SA)	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		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		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			

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	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		
1.6.2.2 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 a. 代替格納容器スプレイ (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	格納容器内気放射線モニ タ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[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]	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	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	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	原子炉圧力 (S.A) 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 (燃料域)	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	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
			原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	—	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	原子炉水位 (S.A) 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	原子炉格納容 器内の圧力	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	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	2	2	直接的に原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	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	2	①	—	ベデスタル温度 (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	
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 (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 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		

判断基準 (1 / 3)

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） 【図表-1】 【図表-2】 AMM図（個別操作要領書） 【CWTによる格納容器ス トレイ】	項目	抽出パラメータを監視する計器				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
	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	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	
			2	2	2	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 バ圧力 (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		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		
			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		
判 断 基 準 (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	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) 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	
			1	1	1	1	1	1	1	1	1		
			1	1	1	1	1	1	1	1	1		
			1	1	1	1	1	1	1	1	1		
			1	1	1	1	1	1	1	1	1		
			1	1	1	1	1	1	1	1	1		
			1	1	1	1	1	1	1	1	1		
			1	1	1	1	1	1	1	1	1		
			1	1	1	1	1	1	1	1	1		
			1	1	1	1	1	1	1	1	1		
	原子炉格納容 器内の水位	ドライウエル水位	3	3	3	3	3	3	3	3	ドライウエル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	
			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	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	3		

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		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			—	—						
			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			—	—						
			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			—	—						
			原子炉格納容器内の圧力	操作 (1 / 2)	原子炉格納容器内の温度	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	
						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) ベデスタル温度 (SA)	7	7	2	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
						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 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	—	—	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	操作 (1 / 2)	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原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	—	—	ドライウエル圧力 (SA) 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	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	—	—	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	直接的に原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			

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） 【図表-1】 【図表-2】 AMM図個別操作要領書 【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						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			
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	①	—	代替注水流量（常設）	1	1	1	代替注水流量（常設）、代替注水流量（可搬型）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 替注水槽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	
			3	3	3	①	—	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽水位により代替監視可能		
			3	3	3	①	—	ドライウェル水位	4	4	4	ドライウェル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	
	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	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	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	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	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	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	

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		監視事項は主要パラメータにて確認				
					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) フロントライン系統故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ (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	格納容器内気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	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	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	原子炉圧力容器温度 (S A)	原子炉圧力	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
				原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	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 (燃料域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (S A)	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より代替監視可能	
				原子炉水位 (S A)	2	2	2	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	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (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	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	2	直接的に原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)	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	—	ベデスタル温度 (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) 又はベデスタル温度 (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	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	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (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	

判断基準 (1 / 3)

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） 【図表-1】 【図表-2】 AMM図（個別操作要領書） 【別添系による格納容器ス トレイ】	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	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	計器故障等	SBO						
	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	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										
													サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	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・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能
													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
		代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1												
												代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4	4	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) のうち動作状態によ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	
		低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1	1	1	1	1												
												代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	ドライウエルへ注水している系統の注水流量より代替監視可能	
		代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4	4	4											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水位	1	1	1	1	1	1	1	1	水源である低圧原子炉代替注水水位の水位変化により代替監視可能	

判断基準 (2 / 3)

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					
																SBO影響				
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」 AMI(個別機作要領書) 「海内系による格納容器スプレッド」	判断基準 種別 (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												
			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												
			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												
			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	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	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	
						ベダスタル温度 (SA)	2	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	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	2	2	直接的に原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	操作 (1 / 2)	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	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・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	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	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	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	
			ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	2	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	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	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	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	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	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	監視事項は主要パラメータにて確認	

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） 【図表-1】 【図表-2】 AMM図個別操作要領書 （炉心系による格納容器ス プレイン）	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	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
操作（2 / 2）	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器への注水量	サプレッション・プール水位（S.A.）	1	1	1	①	代替注水流速（常設）	1	1	1	代替注水流速（常設），代替注水流速（可搬型）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槽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		
				3	3	3	①	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	代替注水流速（常設）		ドライウェルへ注水している系統の注水流速より代替監視可能	
				1	1	1	③	R P V / P C V 注入流量	1	0	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	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
				2	2	2	③	消火ポンプ出口圧力	2	2	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—		—	—
				2	2	2	③	補助消火水槽水位	2	0	代替注水源の確保状態を確認するパラメータ	—		—	—
				1	1	1	③	ろ過水タンク水位	1	1	代替注水源の確保状態を確認するパラメータ	—		—	—
				1	1	1	③	ろ過水タンク水位	1	1	代替注水源の確保状態を確認するパラメータ	—		—	—
				1	1	1	③	ろ過水タンク水位	1	1	代替注水源の確保状態を確認するパラメータ	—		—	—
				1	1	1	③	ろ過水タンク水位	1	1	代替注水源の確保状態を確認するパラメータ	—		—	—
				1	1	1	③	ろ過水タンク水位	1	1	代替注水源の確保状態を確認するパラメータ	—		—	—

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) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代格納容器スプレイ (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 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	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	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	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	原子炉格納容器内圧力 (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
			原子炉格納容器内圧力 (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
			原子炉格納容器内圧力 (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	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
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内圧力 (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	直接的に原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
			原子炉格納容器内圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (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
原子炉格納容器内圧力 (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	直接的に原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)

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	抽出パラメータを監視する計器										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		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） 「図表-1」 「図表-2」 AMM図（個別図） 「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 「水量送水車を使用した送 水」	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			
		ドライウエル温度 (SA)	7	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、サブプレッション・チェン バ圧力 (SA) により代替監視可能				
		ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	—	—	ベダスタル温度 (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				
		原子炉格納容 器内の水位	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	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 器内の水位	3	3	3	①	—	代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) 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 替注水槽水位により代替監視可能				
		原子炉格納容 器内の水位	1	1	1	①	—	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽水位				
				原子炉格納容 器内の水位	3	3	3	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1		1	ドライウエル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
				原子炉格納容 器内の水位	1	1	1	①	—	代替注水流量 (可搬型)	4	4		4	ドライウエルへ注水している系統の注水流量より代替 監視可能	
				原子炉格納容 器内の水位	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	

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 アクションメント） 「除熱-1」 「除熱-2」 AM（個別型）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	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	—	—	—	
			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	—	—	—	
		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 (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	2	直接的に原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) 又はヘデスタル温度 (SA) により代替監視可能	7	7	7	2	2	
		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	—	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	①	—	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	
		原子炉格納容 器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ヘデスタル温度 (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
			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	

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	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)「図表-1」「図表-2」 AMI図(個別図)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」	原子炉格納容器内の水位 原子炉格納容器への注水量	サブプレッジョン・プール水位(SA)	1	1	1	①	—	代替注水流速(常設)	1	1	1	代替注水流速(常設), 代替注水流速(可搬型)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速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		
		ドライウエル水位	3	3	3	①	—	代替注水流速(常設)	1	1	1	ドライウエルへ注水している系統の注水流速より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		代替注水流速(可搬型)	4	4	4	①	—	低圧原子炉代替注水流速	1	1	1	水源である低圧原子炉代替注水流速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		
		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	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		
		代替注水流速(可搬型)	4	4	4	①	—	代替注水流速	3	3	3	注水先のドライウエル水位, サプレッジョン・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	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	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		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	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		補機監視機能	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		水質の確保	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

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	計器数	直後		負荷切り離し後				
												パラメータ 分類	SBO影響		
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隔離の対応手順 b. 格納容器代替隔離 (a) ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替隔離 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 「HVED」による格納容器冷 却」	原子炉格納容 器内の放射線 基準	格納容器内気放射線モニ タ (ドライウェル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ]	18	0	0	エアリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認		
		格納容器内気放射線モニ タ (サプレッション・チエ ンバ)	2	2	1	①	—	[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	監視事項は主要ハラ 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	1	—	—	—
			原子炉圧力 (S.A)	1	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 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	監視事項は主要ハラ メータにて確認
			原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	—	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	—	—	
	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	異常メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	2	2	2	—	異常メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	異常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	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
			C-ロートセントタ母線電圧	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	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
			D-ロートセントタ母線電圧	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	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	

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	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圧力	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
		ドライウエル温度 (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	
		ベデスタル温度 (SA)				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	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
		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	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・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)	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	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	
		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	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
		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		
		原子炉格納容器内の温度	7	7	7	原子炉格納容器内の温度	2	2	2		
		補助監視機能	2	0	0	原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	原子炉補機冷却系の動作状態を確認するパラメータ	
		補助監視機能	1	0	0	原子炉補機冷却系常用流量	1	0	0	原子炉補機冷却系の動作状態を確認するパラメータ	

判断基準 (2/2)

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
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） 【HVVDによる格納容器冷却】	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	直接的に原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	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	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	
	操作	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	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	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
			サブプレッション・プール水温度 (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
	補機監視機能	原子炉補機冷却ポンプ圧力	ドライウエル温度 (SA)	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		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
												—	

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率	格納容器周囲気放射線モニタ（トライウエル）	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	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		
		格納容器周囲気放射線モニタ（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]	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	原子炉圧力容器圧力温度（S/A）	原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉圧力（S/A）	2	2	2	1	1	原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉圧力（広帯域）	2	2	2	①	—	原子炉圧力（広帯域）	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		
			原子炉圧力（燃料域）	2	2	2	①	—	原子炉圧力（燃料域）	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		
			原子炉圧力（S/A）	1	1	1	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		
	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（S/A）	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・プール水温度（S/A）	2	2	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・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	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		
	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	非常用メタカラの受電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
			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	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	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	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—			

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				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） 「図表-1」 「図表-2」 AMI図個別操作要領書 「RHR」による格納容器除 熱	最終ヒートシ ンクの確保	原子炉補機冷却ポンプ圧力	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					
		喪失熱除去系熱交換器冷却 水流量	2	0	0	①	—					
		RCW熱交出口温度	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					
		原子炉格納容 器内の水位	1	1	1	①	—	代替注水流量（常設）	1	1	1	代替注水流量（常設）、代替注水流量（可搬型）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 替注水槽水位により代替監視可能
	判 断 基 準 種 別 （ 2 / 2）											

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〕 AM(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	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	
		機械監視機能	残留熱除去ポンプ出口圧力 (A系、B系のみ)	2	2	①	—	—	—	—	—	—	—	
	操 作 (1 / 2)	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	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	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	—	—
			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
			残留熱除去系熱交換器出口 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	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	—
	原子炉格納容 器への注水量	原子炉格納容 器への注水量	原子炉補機冷却ポンプ圧力	原子炉補機冷却ポンプ圧力	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	—	—	—	—	—
			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	①	—	—	—	—	—	—	—
			RCW熱出口温度	RCW熱出口温度	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	—	—	—	—	—
			残留熱除去ポンプ出口流量	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	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

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	SBO影響 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
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 【保熱-1】 【保熱-2】 AM設備別操作要領書 「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	1	1	1	①	代替注水流速（常設）	1	1	1	代替注水流速（常設）、代替注水流速（可搬型）のうち動作状態にある流量および外流である低下原子炉代替注水水位により代替監視可能	
							代替注水流速（可搬型）	4	4	4		
低下原子炉代替注水水位	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		
1.6.2.3 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（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（激熱） 「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（S.A）	2	2	2	①	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）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（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	
判断基準 (1 / 2)	電源	C-メタタカ母線電圧	1	1	1	③	サブプレッション・チェンバ 温度（S.A）	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	
		D-メタタカ母線電圧	1	1	1	③	—	—	—	—	—	
	原子炉補機冷却ポンプ圧力	C-ロードセント母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカの受電状態 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	—	—	—	—	
最終ヒートシ ングの確保	R C W熱出入口温度	原子炉補機冷却ポンプ圧力	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	—	—	—	—	
		最終熱除去系熱交換器冷却 水流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	

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	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
事故時操作要領書（僅候 ベース） （S/C温度制御）	判断基準 (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	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
				①	1	4	4	4	4	4	4		4	
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
	操作 (1 / 2)	最終ヒートシフトの確保	サブプレッション・プール水位 (SA)	サブプレッション・プール水位 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	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
					2	2	2	2	2	2	2	2		2
					①	2	2	2	2	2	2	2		2
					2	2	2	2	2	2	2	2		2
					①	2	2	2	2	2	2	2		2
監視監視機能 (A系、B系のみ)	残留熱除去ポンプ出口圧力 (A系、B系のみ)	残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認			
				①	2	2	2	2	2	2		2		
監視監視機能 (A系、B系のみ)	残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	2	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認			
				①	2	2	2	2	2	2		2		
監視監視機能 (A系、B系のみ)	残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	2	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認			
				①	2	2	2	2	2	2		2		
監視監視機能 (A系、B系のみ)	残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	2	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認			
				①	2	2	2	2	2	2		2		
監視監視機能 (A系、B系のみ)	残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	2	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認			
				①	2	2	2	2	2	2		2		

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				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(僅候 ペーシ) (S/C温度制御)	最終ヒートシ ンクの確保	原子炉補機冷却ポンプ圧力	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						
		換熱機除去系熱交換器冷却 水流量	2	0	0	①	—						
		RCW熱交出口温度	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						
		原子炉格納容 器内の水位	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設), 代替注水流量 (可搬型) 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 替注水槽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
操作 (2 / 2)								代替注水流量 (可搬型)	4	4	4		
								低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1		

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		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. 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	格納容器監視空気放射線モ ニタ(ドライウエル)	2	2	1	①	—	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 容器内の温 度	格納容器監視空気放射線モ ニタ(サブプレッション・ チェンバ)	2	2	1	①	—	18	0	0	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 と想定し監視可能 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	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	原子炉圧力	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 と想定し監視可能 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	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	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・チェンバ 圧力(SA)	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																																							
																																																																													原子炉格納 容器内の温 度	ドライウエル圧力(S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	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	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	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													
																																																																																																							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	—	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

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 アクシデント） 「放出」 AM設備別操作要領書 （FCV/SIによる格納容器 イベント）	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	計器数																			
	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	計器故障等	監視事項は主要パ ラメータにて確認																						
													原子炉建屋 の水蒸気濃度	1 5	0	0	0	①	—	2 2	2 2	計器故障等	監視事項は主要パ ラメータにて確認											
																								静的触媒式水蒸気処理装置 入口温度 静的触媒式水蒸気処理装置 出口温度	2 2	計器故障等	監視事項は主要パ ラメータにて確認							
動的触媒式水蒸気処理装置 入口温度	2	2	2	2	2	2	動的触媒式水蒸気処理装置入口温度	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（2 / 3）																																	

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（FCSYSによる格納容器ベント）	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	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
			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	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
			S A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	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
			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	—	[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
						格納容器監視放射線モニタ（サフレーション・チェンバ）	2	2	1	①	—	[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
						原子炉建屋の水蒸気濃度	1 5	0	0	①	—	—	—	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	静的触媒式水蒸気処理装置入口温度及び動的触媒式水蒸気処理装置出口温度の温度差により原子炉建屋水蒸気濃度の代替監視可能

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	抽出パラメータを計測する計器				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		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） 「放出」 AM設備別操作要領書 〔FCV/SIによる格納容器 （ペント）〕	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	代替注水流量（常設）、代替注水流量（可搬型）の うち動作状態にある流量および水源である低圧原子 炉代替注水槽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	4	1	4	1	4
	操作 (2 / 3)	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	直接的に原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														7	7	7	2	2
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-						
													2	2	2	2	2	2
-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-						
													2	2	2	2	2	2

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	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				
															計器故障等			
原子炉格納 容器内の温 度	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	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	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		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			
					2	2	2	①	—	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) の温度変化 により代替監視可能			
					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			
				最終ヒート シリンクの温 度	操作 (3 / 3)	最終ヒート シリンクの温 度	8	8	8	①	—	—	—		—	—	—	監視事項は主要パ ラメータにて確認
							4	4	4	①	—	スクラバ容器圧力	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凝結水を代替監視可能	
							4	4	4	①	—	スクラバ容器温度	4		4	4	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	
				第1ベントファイタ出口 放射線モニタ (高レ ン、低レンジ)	操作 (3 / 3)	第1ベントファイタ出口 放射線モニタ (高レ ン、低レンジ)	2	2	2	①	—	—	—		—	—	—	監視事項は主要パ ラメータにて確認
							1	1	1	①	—	—	—		—	—	—	

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				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	
				計器数	直後	負荷切り離し後	直後				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） 原子炉異常対策手順書 「可燃性蒸気供給装置を使用中した格納容器フィルタベント系の蒸気ガス断絶」	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	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蒸気圧を代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	①	2	2	2	2	2			
			第1ベントフィルタ出口水素濃度	1	0	0	①	1	0	0	0	0		0	
			スクラバ容器圧力	4	4	4	①	2	2	2	2	2		2	
AMI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	スクラバ水 pH	2	2	2	③	2	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	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		
			スクラバ容器水位	8	8	8	①	8	8	8	8	8			

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. 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
(6) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH調整

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	直後				直後	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. 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設備明細作製原書 TRHARによる格納容器除熱	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器空気放射線モニタ (ドライウェル)	2	2	1	①	—	[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	
		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	
	原子炉圧力/格納容器内の温度	原子炉圧力/格納容器内の温度	原子炉圧力/格納容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力/格納容器内の温度/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/格納容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	原子炉圧力/格納容器内の温度/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/格納容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S/A)	2	2	2	2	原子炉圧力/格納容器内の温度/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	ドライウェル圧力 (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
			ドライウェル圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	ドライウェル温度 (S/A)	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) 又はベドスタル温度 (S/A) により代替監視可能
			サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	ベドスタル温度 (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

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 アクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」 AM作機別操作要領書 「RHARによる格納容器 除熱」	項目	抽出パラメータの記録パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代稼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		
	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・チェンバ温度 (S A)	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	①	—	サブプレッション・プール水温度 (S A)	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 (S A)	7	7	①	—	サブプレッション・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
			凝留熱伝導熱交換器冷 却水流量 (B系のみ)	1	0	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
電源	電源	緊急用メタカラ電圧	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	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
		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	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) 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	

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	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		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（ンピア アクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」 AMI特別操作要領書 「RHAKによる格納容器 除熱」	判 断 基 準 (3 / ~)	水源の確保	① ②	-	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	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
					原子炉降圧時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	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	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		
					残留熱代償除去系原子炉注水流量	1	1	1	残留熱代償除去系原子炉注水流量	1	1	1		
					残留熱代償除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	残留熱代償除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1		
					原子炉降圧時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	原子炉降圧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		
					残留熱代償除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	残留熱代償除去系ポンプ出口圧力	2	2	2		

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			補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器数	SBO影響		計器名称	計器数		計器故障等 詳細	SBO
				直後	負荷切り離し後	直後				負荷切り離し後	抽出パラメータを計測する計器		計器故障等 詳細			
											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 / 2)	原子炉圧力 容器内の水 位	【原子炉水位（除熱破）】 原子炉水位（除熱破） 原子炉水位（除熱破）	3 2 2	3 2 2	① ① ①	— — —	原子炉水位 (SA)	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
								高压原子炉代替注水流速	1	1	1	高压原子炉代替注水流速	1	1		
								代替注水流速 (常設)	1	1	1	代替注水流速 (常設)	1	1		
								代替注水流速 (可搬型)	4	4	4	代替注水流速 (可搬型)	4	4		
								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		
								高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	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	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	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速	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流速	1	1		
								原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力	2	2		
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	原子炉圧力 (SA)	1	1		
								サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2		

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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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	詳細	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」 AMI種別操作要領書 「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)		原子炉水位 (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	直接的に原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	—	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
				1	1	1	1	—	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
				1	1	1	1	—	代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	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	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1	—	原子炉圧力	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1	—	原子炉圧力 (S.A)	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	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認

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	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	負荷切り離し後			計器数	直後	計器故障等	計器数				
														計器名称	計器数	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」AMR種別操作要領書「RHAR」による格納容器「除熱」	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	原子炉圧力 (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	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	—	ドラウウェル温度 (S A)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドラウウェル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (S A) により代替監視可能		
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (S A)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドラウウェル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (S A) により代替監視可能		
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	ドラウウェル圧力 (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		
		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	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 (S A)	2	2	2	①	—	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)	2	2	2	①	—	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)	2	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	
				原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (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)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (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	

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				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	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				
							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）「除熱-1」「除熱-2」 AM取組引操作要領書「RHAKK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	①	—	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	
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	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
	原子炉格納容器内の温度	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	①	—	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 (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	
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プールの水温度 (SA)	2	①	—	2	2	2	2	2	2	サブプレッション・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
		残留熱代除去系原子炉注水流量	1	①	—	1	1	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・プールの水位変化により代替監視可能	
	最終ヒートシンクの確保	残留熱代除去系熱交換器出口温度 (B系のみ)	1	①	—	1	1	1	1	1	1	残留熱代除去系原子炉注水流量と残留熱代除去系がポンプ出口圧力、サブプレッション・プールの水位 (SA) と残留熱代除去系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
		残留熱代除去系格納容器スプレイ流量	1	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	
	最終ヒートシンクの確保	残留熱代除去系熱交換器冷却水流量 (B系のみ)	1	①	—	0	0	0	0	0	0	—	監視事項は主要パラメータにて確認
		残留熱代除去系格納容器スプレイ流量	1	①	—	0	0	0	0	0	0	—	

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	評価		SBO	
					計器名称	計器数				計器故障等			
										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設備引操作要領書 「RHAKKによる格納容器 除熱」	補機監視機 能		残留熱代替除去系ポンプ 出口圧力	2	2	①	—	—	—				
			残留熱代替除去系ポンプ出 口流量	1	1	③	—	—	—				
	水源の確保		高圧原子炉代替注水流量	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		
			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		サブプレッジョン・プールを水源とするポンプの注水 停止やサブプレッジョン・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	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		
			残留熱代替除去系格納容器スプレイ 流量	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		
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	—	—	1	1	0		
			残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	—	—	3	3	3		サブプレッジョン・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	0				
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	—	—	2	2	2					

機 作 (5 / 5)

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		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			
1.7.6.1. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (1) 本流動方電源が落ちる際、緊急停止手順 c. サラフンジョン・ブーム・アークホルターをH1制御 事故時操作要領書(シビア アクシデント) 「注水-1」 AM設備時操作要領書 PPHCによるサラフン ジョン・ブーム・アークホルター 制御	原子炉格納 容器過圧破 損線量率	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]	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 (サラフンジョン・ ブーム)	2	2	1	①	—	[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	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
			原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	
			原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S A)	2	2	2	
			原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S A)	2	2	2	
	操 作 規 程	補機監視機 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	葉巻タンク水位 (S A)	1	1	1	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
				1	1	1	③			2	2	2	

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	抽出パラメータを計測する計器				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		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	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	SBO影響 負荷切り離し後		
1.7.0.1. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 d. ドライウェルP-H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」 AM版制御操作要領書 「格納容器サブ冷却による ドライウェルP-H制御」	原子炉格納 容器内の放 射線量率	格納容器監視気放射線モ ニタ (ドライウェル)	2	2	1	①	—	[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]	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	原子炉格納 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 (圧力減) 原子炉水位 (燃料減)	2 2	2 2	1 1	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	①	—	原子炉圧力	2	2	1	1	2		
				1	0	0	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	1		
				1	0	0	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	1		
				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	
	操 作	原子炉格納 容器への注 水量	残留熱代除去系格納容 器スプレッド流量 出口圧力	1	0	0	①	—	残留熱代除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	残留熱除去系原子炉注水流量と残留熱代除去系が サブプレッション・プールの水位 (S A) と残留 熱代除去系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	
				1	1	1	①	—	残留熱代除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	2			
				1	1	1	①	—	サブプレッション・プール水温度 (S A)	2	2	2	2			
1				1	1	①	—	ドライウェル温度 (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			
1				1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (S A)	2	2	2	2				
	補機監視機 能	残留熱代除去系ポンプ 出口圧力	2	2	2	①	—		2	2	2	—				

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		計器名称	計器数	SBO影響		評価	SBO
					直後	直後			直後	直後		
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) 本装置の監視項目を定める標準手順 e. 可能な要素供給装置による原子炉格納容器への蒸気ガス供給 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 可燃性蒸気発生抑制装置の使用 原子炉格納容器の蒸気ガス置換	原子炉格納容器内の放射線量 原子炉格納容器内の蒸気ガス濃度 原子炉格納容器内の圧力	格納容器蒸気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器蒸気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) 原子炉圧力容器温度 (S/A) 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	1 1 2 2 2 2	① ① ① ① ① ①	補助パラメータ 分類理由 分類理由 分類理由 分類理由 分類理由 分類理由	18 18 2 1 2 2 1 2 2 7 2 2 2	[エリア放射線モニタ] [エリア放射線モニタ] 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 サプレッション・チェンバ圧力 (S/A) ドライウエル温度 (S/A) ベデスタル温度 (S/A) ドライウエル圧力 (S/A) サプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	0 0 2 1 2 2 1 2 2 7 2 2 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にあると想定し監視可能 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監視可能 原子炉水位 (S/A) により代替監視可能 原子炉水位 (燃料域) により代替監視可能 原子炉水位 (S/A) により代替監視可能 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 直接的に原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	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

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 (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 (現地操作) (4) 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 (現地操作) 事故再操作要領書 (シビア アクシデント) AMR設備操作要領書 (格納容器内の放 射線量率 検出) 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 (ドラウエル)	2	2	1	①	—	[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							
								格納容器窒素放射線モ 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]	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	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	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 と想定し監視可能 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域) 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 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域) より代替監視可能
															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 と想定し監視可能 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域) より代替監視可能
								原子炉格納 容器内の圧 力	ドラウエル圧力 (S A)	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
															サブプレッジョン・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
								原子炉格納 容器内の圧 力	サブプレッジョン・チェン バ圧力 (S A)	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (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
原子炉格納 容器内の圧 力	サブプレッジョン・チェン バ圧力 (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	2	直接的に原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、サブプレッジョン・チェ ンバ温度 (S A) により代替監視可能								

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 アクシデント） 「放出」 AM設備別操作要領書 「FVCS（遠隔手動弁操作機 構）による格納容器減圧」	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		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	サブプレッション・プール 水位（SA）	1	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）、代替注水流量（可搬型）の うち動作状態にある流量および水源である低圧原子 炉代替注水槽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
									代替注水流量（可搬型）	4	4	4		
									低圧原子炉代替注水槽水位	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 2		
	原子炉建屋 の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	1 5	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	① ①	—							
—														

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	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	SBO			
				計器数	SBO影響 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	計器数							SBO影響 直後	SBO影響 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） AMR設備別操作要領書 TRIS（SWS）設備手動所操作機 （機）による格納容器へン ト]	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	③	1	1	1	1	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	③	1	1	1	1	1	1	1	1		
			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	③	1	1	1	1	1	1	1	1		
			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	③	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
			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	③	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
			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	③	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
			原子炉格納容器内の放射線量率	操作 (1 / 3)	原子炉建屋の水蒸気濃度	格納容器監視放射線モニタ（ドライウエル）	2	2	1	①	—	①	1	1	1	0	0	0	0
						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	—	①	1	1	1	0	0	0	0
						原子炉建屋の水蒸気濃度	1	5	0	①	—	①	0	0	0	0	0	0	0

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	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	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				計器故障等	計器故障等				
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 「FVCS（遠隔手動弁操作機 構）による格納容器減圧」	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	代償注水流速（常設） 代償注水流速（可搬型） 代償注水流速（可搬型） 低圧原子炉代償注水流速	監視事項は主要パ ラメータにて確認			
			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				
			2	2	2	①	—	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）により代償監視可 能				
	機 作 （ 2 / 3 ）	原子炉格納 容器内の圧 力	サブプレッション・チェンバ ー圧力（SA）	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	①	—	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）により代償監視可能			
				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			
					サブプレッション・チェンバ ー圧力（SA）	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	①	—	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）により代償監視可能	
						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	
						2	2	2	①	—	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）により代償監視可能	

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	抽出パラメータの代稼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					
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 構)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	ドラライウエル温度 (S A)	7	7	7	①	—	ベダスタル温度 (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		
			ドラライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ドラライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の 上昇により代替監視可能	2	2	2	②		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 (S A)	2	2	2	②	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
			サブプレッジョン・プール 水温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッジョン・プール水温度 (S A)	2	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	—	スクラバ容器圧力 (SA)	2	2	2	②	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
			スクラバ容器圧力	4	4	4	①	—	スクラバ容器温度	4	4	4	①		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	—	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	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	—	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発生を代替監視可能	2	2	2	②		監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—

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 詳細	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	2	直接的に原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	
			ドライウェル温度 (S A)	2	2	2	①	2	2	2	2	2		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
			ベデスタル温度 (S A)	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
			ドドライウェル圧力 (S A)	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
操作	機械監視機能	第1ベントフィルタ出口水素濃度	第1ベントフィルタ出口水素濃度	1	0	0	①	0	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
			スクラフ容器圧力	4	4	4	①	4	4	4	4	4		スクラフ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
AM設備防振作要領書「第1ベントフィルタスクラフ容器水位調整」	判断基準	スクラフ容器水位	スクラフ容器水位	8	8	8	①	8	8	8	8	スクラフ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	
			スクラフ容器 pH	2	2	2	③	2	2	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

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		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) 全自動運転時 b. 可搬式薬液供給装置による原子炉格納容器への薬液ガス供給 事故時操作要領書(シビア事故対応策)の手順書 原子炉放射対策手順書 可搬式薬液供給装置の使用 用いた格納容器の薬液ガス 置換]	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	格納容器窒素放射線モニタ(ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エア]放射線モニタ	18	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					
			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	—	[エア]放射線モニタ	18	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					
			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	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和比値にあると想定し監視可能 原子炉水位(燃料域) 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比値にあると想定し監視可能 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(燃料域)
					原子炉圧力容器温度(SA)	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と想定し監視可能 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(燃料域)	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	①	—	原子炉圧力	1	1	1	2	2	1	原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	—	原子炉圧力	1	1	1	2	2	1	原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	—	原子炉圧力	1	1	1	2	2	1	原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	—	原子炉圧力	1	1	1	2	2	1	原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	—	原子炉圧力	1	1	1	2	2	1	原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	—	原子炉圧力	1	1	1	2	2	1	原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	—	原子炉圧力	1	1	1	2	2	1	原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	—	原子炉圧力	1	1	1	2	2	1	原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能			

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			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	パラメータ 分類	SBO影響		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										
													直後	負荷切り離し後				
対応手段 事故時操作要領書（シビア アクションメント） 「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	ドライウェル圧力 (S A)	2	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	—	①	2	2	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		7	7	7	
			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
機 作	原子炉格納 容器内の温 度	サプレッション・プール 圧力 (S A)	2	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェン バ圧力 (S A)	—	①	2	2	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	2	2	
			2	2	2	2	2	2	2			2	2		2	2	2	
原子炉格納 容器内の水 素濃度	格納容器水素濃度 [格納容器水素濃度]	サプレッション・プール 水温度 (S A)	1	0	0	1	0	0	格納容器水素濃度 (S A)	—	①	1	0	監視事項は主要パ ラメータにて確認				
			1	0	0	1	0	0	1			0	0		1	0		
			1	0	0	1	0	0	1			0	0		1	0	1	0
			1	0	0	1	0	0	1			0	0		1	0	1	0
原子炉格納 容器内の酸 素濃度	格納容器酸素濃度 (S A)	格納容器酸素濃度 [格納容器酸素濃度]	1	0	0	1	0	0	格納容器酸素濃度 (S A)	—	①	1	0	監視事項は主要パ ラメータにて確認				
			1	0	0	1	0	0	1			0	0		1	0		
			1	0	0	1	0	0	1			0	0		1	0	1	0
			1	0	0	1	0	0	1			0	0		1	0	1	0

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	SBO		
														項目	項目
1.8.2.1 ベンデスタル内に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)ベンデスタル内注水 a. ベンデスタル代替注水系(常設)	原子炉格納容器内の放射線量率	放射線監視器 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	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	
			放射線監視器 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	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
AW設備別操作要領書 [APFS (常設)による ベンデスタル注水]	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	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 (S/A)	1	1	1	1	原子炉圧力 (S/A)	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 (圧差域) 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、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	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1	原子炉水位 (S/A)	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	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		

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 「APFS (省設)」による ペダスタル注水」	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				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 (2 / 6)	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)	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 (燃料機)	2	2	1			
								原子炉水位 (圧排機)	2	2	1			
								原子炉水位 (燃料機)	2	2	1			
								原子炉圧力	2	2	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 (圧排機)	2	2	1			
								原子炉水位 (燃料機)	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									
原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2											

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) 「APFS (常設) による ベプスタル注水」	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	計器故障等	SBO
	判 断 基 準 (3 / 6)		[原子炉水位 (燃料棒)] [原子炉水位 (燃料棒)] [原子炉水位 (燃料棒)] 原子炉圧力容 器内の水位	3	3	3	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	
				2	2	2	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1		
				2	2	2	1	代替注水流量 (常設)	1	1		
				2	2	2	4	代替注水流量 (可搬型)	4	4		
				2	2	2	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1		
				3	3	3	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相殺 熱除去に必要な水量より代替監視可能	
				2	2	2	3	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		
				2	2	2	1	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0		
				2	2	2	1	残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1		
				2	2	2	2	原子炉圧力	2	2		
				2	2	2	1	原子炉圧力 (S.A)	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	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2		

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	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-3 a」 「注水-3 b」 AM(個別操作要領書 「APFS(常設)による ベンダスタル注水」)	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	直接的に原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	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	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 (可搬型)	4	4	4	4	4	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と熱線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	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	0	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			
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	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熱線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	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			
			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	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			
			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	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			

別
冊
第
4
／
6

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〕 AM(個別操作要領書) 〔APFS(省設)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				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 (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				
		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	2	直接的に原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	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	7	7	7	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	
								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、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 程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		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	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	①	—	ベデスタル水温度 (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			
						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、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 程により代替監視可能				

別冊基準(5/6)

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 〔シビアアクシデント 〔注水-3 a〕 〔注水-3 b〕〕 AMR個別操作要領書 〔APFS（常設）による ベンダスタル注水〕	原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉格納容器内の水素濃度 (SA)	1	0	0	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		
		制御棒の位置	制御棒自動操作・監視系	1	1	0	②	—	中生子源領域計装	4	0	0	中生子源領域計装又は平均出力領域計装により、未懸架維持の確立可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
			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	緊急用メタクラ電圧	1	1	—	—	—	
	電源	SAロードセント母線電圧	SAロードセント電圧	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	—	—	—	—	—	—	—	
			代替注水流速 (常設)	1	1	1	—	—	代替注水流速 (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灌漑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	
	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	原子炉水位 (圧巻域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (圧巻域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	—	—
			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	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッショヨン・プール水位 (SA)	1	1	1	—	—	サブプレッショヨン・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	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

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	抽出パラメータの代償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	直後					
事故時操作要領書 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMI(個別操作要領書 「APFS(省設)」による ベデスタル注水)	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	直接的に原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	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		
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	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	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	2	直接的に原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	
		ドライウエル圧力 (SA)	7	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	—	—	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	
		ベデスタル温度 (SA)	2	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	—	—	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	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	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

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) 〔APFS (常設) 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										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	抽出パラメータの代償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
操作 (2 / 2)	原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位	4	4	4	①	—	代償注水流量 (常設)	1	1	1	ベデスタルへ注水している系統の注水流量より代償監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									4	4	4	代償注水流量 (可搬型)	
									1	1	1	低圧原子炉代償注水槽水位	
									1	1	1	低圧原子炉代償注水槽水位	
									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 圧力 (SA)	
									3	3	3	ドライウエル水位	
									1	1	1	サブプレッション・プール水 位 (SA)	
									4	4	4	ベデスタル水位	
									2	2	2	低圧原子炉代償注水ポンプ 出口圧力	
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	低圧原子炉代償注水ポンプ 出口圧力	2	2	①	—	低圧原子炉代償注水ポンプ 出口圧力	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時監視水位の代償監視 可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								2	2	2	原子炉水位 (圧排域) 原子炉水位 (燃料域)		
								1	1	1	原子炉水位 (SA)		
								1	1	1	サブプレッション・プール水 位 (SA)		
								2	0	0	低圧原子炉代償注水ポンプ 出口圧力		
								2	0	0	低圧原子炉代償注水ポンプを水源とする低圧原子炉代償注 水ポンプ出口圧力により、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		
								2	0	0	低圧原子炉代償注水ポンプを水源とする低圧原子炉代償注 水ポンプ出口圧力により、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		
								2	0	0	低圧原子炉代償注水ポンプを水源とする低圧原子炉代償注 水ポンプ出口圧力により、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		
								2	0	0	低圧原子炉代償注水ポンプを水源とする低圧原子炉代償注 水ポンプ出口圧力により、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		
								2	0	0	低圧原子炉代償注水ポンプを水源とする低圧原子炉代償注 水ポンプ出口圧力により、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		

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		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 ベンデスタル内に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (シリアクシデント) [注水-1] [注水-2] AM設備明操作要領書 (CWT)によるベンデスタル 注水] (CWT)による格納容器ス プレイ]	原子炉格納容 器内の放射線 量率	格納容器内放射線モニ タ (トワイエール)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	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 (サブプレッショジョン・チエ ンバ)	2	2	1	①	—	[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						
判断 基準 (1 / 6)	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	1								
								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	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	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	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							

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 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				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 (燃料槽) 原子炉水位 (燃料槽)		3 2 2	3 2 2	3 1 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			
										代替注水流量 (可搬型)	4	4	4			
										原子炉降臨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		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		

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〕 AMT(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				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		
		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
	別 冊 第 (3 / 6)	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	1				
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1				
				代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4				
				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				
				ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2				

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 「CWWT」によるベアスタル注水」 「CWWT」による格納容器スプレイ」	項目 判断基準 (4 / 6)	抽出パラメータを計測する計器				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
	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	

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	抽出パラメータの代替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
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	直接的に原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	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	—	ベダスタル温度 (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	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	—	ドライウエル温度 (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 バ温度 (SA) により代替監視可能		
		ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	—	ベダスタル温度 (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		
		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	—	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	2	—	ベダスタル温度 (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		
		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
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)	2	2	2	①	—	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	
		ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	—	ベダスタル温度 (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		
		ベダスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベダスタル水温度 (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		

別
冊
第
5
／
6

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										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			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMI図(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 アレイ」	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	—	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	—	中生子源領域計表 平均出力領域計表	4 6	0 6	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	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	—	—		
		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	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	—	—		
		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	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	—	—		
	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	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	—	—		
		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	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	—	—		

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	抽出パラメータの代償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			SBO			
					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 (シリアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM(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」	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	—	ドライウエル温度 (S A) 又はベズスタル温度 (SA) 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		
		ベズスタル温度 (SA)	2	2	2	—	ベズスタル温度 (SA) 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圧力を計測することがで き、監視可能			
	操 作 (1 / 2)	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	2	直接的に原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 (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	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			ベズスタル温度 (SA)	2	2	2	—	ベズスタル温度 (SA) 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		
			ベズスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベズスタル水温度 (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

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	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水位	ベズスタル水位	4	4	①	代替注水流量 (常設)	1	1	1	ベズスタル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	
	操作 (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	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	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	
		補機監視機能	ベズスタル注入流量	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	1	1	1		
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	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	1	1	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	1	0	0	

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	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						
														SDO影響	SDO影響				
1.8.2.1 ベンデスタル内に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ベンデスタル内注水 c. 消火系によるベンデスタル内への注水 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設備明瞭作要領書 「消火系によるベンデスタル注水」 「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量率	格納容器内放射線モニタ (トワイエール)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	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 (サブプレッショジョン・チェンバ)	2	2	1	①	—	[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 判断基準 (1 / 6)	原子炉圧力	2	2	2	2	—	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	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				
		原子炉圧力容器内の温度	2	2	2	2	①	—	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	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2		

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) 〔海水系によるヘラスタル注水〕 〔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		
		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 / ⑥	原子炉圧力容器内の水位 〔原子炉水位 (燃料槽)〕 〔海水水位 (燃料槽)〕 原子炉水位 (燃料槽)	3	3	3	3	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	2	2	1	1	1	1		1
			2	2	2	2	1	1	1	1		1
			4	4	4	4	4	4	4	4		4
			1	1	1	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	0	0	0	0		0
			3	3	3	3	0	0	0	0		0
			1	1	1	1	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

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〕 AMT(個別操作要領書) 〔海水系によるヘプスタル注水〕 〔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				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			負荷切り離し後	計器名称			計器数	直後	負荷切り離し後
	別冊 基準 (3/6)	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	1					
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1					
				代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4					
				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					
				ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	2					

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(個別操作要領書) 「海水系によるベアスタル注水」 「海水系による格納容器スプレイ」	抽出パラメータを計測する計器				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			
					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	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		

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 (シリアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMI個別操作要領書 「海床系によるベダスタル 注水」 「海床系による格納容器ス 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 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	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		
		ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	—	ベダスタル温度 (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 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		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	2	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
		ベダスタル温度 (SA)	2	2	2	—	ベダスタル温度 (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 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	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 き、監視可能
		ベダスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベダスタル水温度 (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 き、監視可能
		ベダスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベダスタル水温度 (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 き、監視可能

別
冊
第
5
／
6

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		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〕 AM(個別操作要領書) 〔海水系によるベズスタル注水〕 〔海水系による格納容器スプレッド〕	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	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		
	電源	C-メータラ母線電圧	C-メータラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メータラの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
				1	1	1	③	非常用メータラの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—		
		D-メータラ母線電圧	D-メータラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メータラの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
				1	1	1	③	非常用メータラの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	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	監視事項は主要パラメータにて確認
				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 (SA) 又はベズスタル温度 (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)			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
				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	

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〕 AMR(個別操作要領書) 〔海火系によるベズスタル注水〕 〔海火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										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	直後	負荷切り離し後		
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	①			ベズスタル温度 (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)						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) 又はサブプレッション・チェンバ	
			サブプレッション・チェンバ						サブプレッション・チェンバ	2	2	圧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	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
			ベズスタル温度 (SA)	2	2	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) 又はサブプレッション・チェンバ	
			ベズスタル水位	4	4	①			サブプレッション・チェンバ	2	2	圧により代替監視可能	
			ベズスタル水温度 (SA)	2	2	①							
			ベズスタル水位	4	4	①			代替注水流量 (常設)	1	1	ベズスタル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
			RPV/PCV注入流量	1	1	③			代替注水流量 (可搬型)	4	4	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	
			原子炉格納容器への注水量						低圧原子炉代替注水槽水位	1	1		
			機械監視機能	2	2	③							
			水漏の確保	2	0	③							
			ろ過タンク水位	1	1	③							

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	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	計器故障等	SBO				
													原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内気放射線モニタ (トワイエール)	格納容器内気放射線モニタ (サブプレッショジョン・チェンバ)	原子炉圧力
1.8.2.1 ベデスタル内に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ベデスタル内注水 (可搬型) によるベデスタル内への注水 (淡水/海水) d. 格納容器代替スプレイ系 事故時操作要領書 (シリアクシデント) [注水-3 a] AM設備明細作要領書 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 格納容器内気放射線モニタ (トワイエール) 格納容器内気放射線モニタ (サブプレッショジョン・チェンバ) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	1	①	-	[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	2	1	①	-	[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	2	2	1				
									原子炉圧力 (S.A)	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 (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	
												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

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」 AMT(個別操作手順書) 「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 「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	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 / 6)		[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	3	1	1	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			
				2	2	2	1	1	1	1	1		高圧原子炉代替注水流量	
				2	2	2	1	1	1	1	1		代替注水流量 (常設)	
							4	4	4	4	4		4	代替注水流量 (可動型)
							1	1	1	1	1		1	原子炉停堆時冷却ポンプ出口流量
							1	0	0	0	0		0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量
							3	0	0	0	0		0	残留熱除去ポンプ出口流量
							1	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	残留熱代替除去系原子炉注水流量
							2	2	2	2	2		2	原子炉圧力
							1	1	1	1	1		1	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	サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)

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	評価	
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響				
								負荷切り離し後	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(軽微別操作要領書 「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」	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	直接的に原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	直接的に原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	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			4	4	4	4	4	4	4	4	4	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			1	1	1	1	1	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			1	1	1	1	1	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			3	3	3	3	3	3	3	3	3	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			1	1	1	1	1	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			1	1	1	1	1	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			2	2	2	2	2	2	2	2	2	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			1	1	1	1	1	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			2	2	2	2	2	2	2	2	2	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			2	2	2	2	2	2	2	2	2	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			2	2	2	2	2	2	2	2	2	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能

別
冊
第
(3 / 6)

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 (シリアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 ANM(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」	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			
											2				2	1	1
											2				2	1	1
											2				2	1	1
											2				2	1	1
											2				2	1	1
											2				2	1	1
											2				2	1	1
											2				2	1	1
											2				2	1	1
		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)	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	1	1
											2				2	1	1
											2				2	1	1
											2				2	1	1
											2				2	1	1
											2				2	1	1
											2				2	1	1
											2				2	1	1
											2				2	1	1

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 (シリアブタラシメント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 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」	項目	抽出パラメータを計測する計器				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)	7	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 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	7	①	—	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	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	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 (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	—	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	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	—	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	—	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	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	—	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

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」 AMT(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」	項目	抽出パラメータを計測する計器						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		計器故障等	SBO	補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	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		直後	負荷切り離し後		
	原子炉格納容器内の水素濃度	1	0	0	0	0	0	0	①	—	1	0	0	0	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 【制御棒自動操作・監視系】	1	1	0	0	0	0	0	②	—	4	0	0	0	中生子源領域計表	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	1	1	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	—	—	—	平均出力領域計表	監視事項は主要パラメータにて確認	
			SAロードセント母線電圧	1	1	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	1	—	—	—	平均出力領域計表	監視事項は主要パラメータにて確認	
	水源の確保		輪谷貯水槽 (西1)						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)						③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ							

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 (シリアブタラシメント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM(個別機作頭駆動書) 「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」	項目	抽出パラメータを計測する計器				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	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	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	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 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	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	
			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	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	
			ドライウエル温度 (SA)	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	
			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	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	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	
			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	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	
			ドライウエル温度 (SA)	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	
			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	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	
			ドライウエル温度 (SA)	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	
			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	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	

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	パラメータ 分類	計器故障等				監視事項は主要パラ メータにて確認
					直後	負荷切り離し後			計器名称	計器数	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〕 AMR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〕	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	ベデスタル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
		原子炉格納容 器への注水量	4	4	4	①	—	代替注水流量 (可搬型) 低圧原子炉代替注水槽水位	4	4	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	
操作 (2 / 3)	機械監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	4	4	4	③	大量送水車の運転状態を確 認するパラメータ	ドライウエル圧力 (S A) ホプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	ドライウエル圧力 (S A) とホプレッショ ン・チェンバ圧力 (S A) 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
		大量送水車ポンプ出口圧力	4	4	4	③	大量送水車の運転状態を確 認するパラメータ	ドライウエル水位 サブプレッショ ン・プールの 水位 (S A)	3	3	1	注水先のドライウエル水位, サプレッショ ン・プールの水位 (S A), ベデスタル水位の水位変化により代替 監視可能	
水源地の確保	水源地の確保	輪谷町水槽 (西1)	4	4	4	③	代替水源地の確保状態を確 認するパラメータ	ベデスタル水位	4	4	4	—	監視事項は主要パラ メータにて確認
		輪谷町水槽 (西2)	4	4	4	③	代替水源地の確保状態を確 認するパラメータ	ベデスタル水位	4	4	4	—	

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 ベンデスタル内に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ベンデスタル内注水 (2) ベンデスタル代替注水 (可搬型) によるベンデスタル内への注水 (落水/海水) e. ベンデスタル代替注水系 (可搬型)	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 (トワイエール)	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 (サブプレッショントラック)	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	
	判断基準 (1/6)	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	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 (広帯域)	2	2	2	①	—	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 (燃料域)	2	2	2	①	—	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 (S/A)	2	2	2	①	—	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	原子炉圧力容器 (S/A)	1	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	
			残留熱除去系熱交換器入口温度	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	

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、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		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」 AMI個別操作要領書 「APFS (可搬型)」による ベンチスタル注水」 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 (圧縮機) 原子炉水位 (燃料棒)	3 2 2	3 2 2	3 1 1	① ② ③	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 (可搬型)	4	4	4		
							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		
							残留熱代離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		

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 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	SBO影響
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」 AAM(個別操作要領書 「APFS (可搬型)」によ るヘブスタル注水」 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)	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			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			
		代替注水流量 (可搬型)	4	4	4			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4			
		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			
		原子炉圧力	2	2	2			原子炉圧力	2	2	2			
原子炉圧力 (S.A)	1	1	1			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・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2					

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 (シリアクシメント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMM個別操作手順書 「APFS (可搬型)」による ペダスタル注水」 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				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 / 6)	原子炉圧力容器 部内の圧力	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	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (圧蒸機)	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 (燃料機)	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		
								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 (圧蒸機)	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 (燃料機)	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		
								原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2		

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	計器故障等		監視事項は主要パラ メータにて確認	
					直後	負荷切り離し後			計器数	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] AMM(個別操作要領書) [APFS (可搬型)] 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	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 (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	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	—	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	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・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	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	
		ベデスタル水温度 (SA)	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	
		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	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	—	—	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	
		ベデスタル水温度 (SA)	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	

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	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 (シリアクシテント) 「注文-3 a」 「注文-3 b」 ANM図解別操作要領書 「APFS (可搬型)」による ベンダスタル注水 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	原子的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	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	—	中生子源領域計装 平均出力領域計装	4 6	0 6	0 0	中生子源領域計装又は平均出力領域計装により、未懸 界維持の確立可能	監視事項は付随パラメータにて確認	
	電源	緊急用メタタクテラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタタクテ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	—	—	—	—	—	—	
	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	—	—	—	—	—	—	

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」 AMM(個別操作手順書) 「APFS (可搬型)」によるベデスタル注水」 原子力災害対策手順書 「水搬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	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	
<p style="text-align: center;">操 作 ① ②</p>	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	直接的に原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	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
		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	—	—	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	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	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	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	—	—	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
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	—	ベデスタル温度 (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 程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	—	—	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
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	—	ベデスタル温度 (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 程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

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	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	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 「APFS (可搬型)」によ るベデスタル注水」 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 器内の水位 原子炉格納容 器への注水量 補機監視機能 水頭確保	ベデスタル水位 代替注水流量 (可搬型) 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)	4 4 「緊急時対策本部」に確認 「緊急時対策本部」に確認 「緊急時対策本部」に確認	① ③ ③ ③	— 大量送水車の運転状態を確 認するパラメータ 代替注水頭の確保状態を確 認するパラメータ 代替注水頭の確保状態を確 認するパラメータ	計器名称 代替注水流量 (常設) 代替注水流量 (可搬型) 低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウエル圧力 (S A) サプレッション・チェンバ 圧力 (S A) ドライウエル水位 サプレッション・プール水 位 (S A) ベデスタル水位	1 4 1 2 2 2 3 1 4	1 4 1 2 2 2 3 1 4	計器故障等 ベデスタルへ注水している系統の注水流量より代替監 視可能 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 ドライウエル圧力 (S A) とサプレッション・チェン バ圧力 (S A) の差圧により代替監視可能 注水先のドライウエル水位, サプレッション・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 監視事項は主要パラ メータにて確認					

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	SBO			
														計器数	直後	負荷切り離し後
1.8.2.2 溶融炉心のベドスタル内への落下遅延・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	放射線量率	格納容器内気放射線モニタ (トライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	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	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 / 5)	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	—	原子炉圧力	2	2	1	—	—	—	
			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	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
			原子炉水位 (S/A)	1	1	1	—	—	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	—

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 〔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										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	
		原子炉圧力容 器内の水位	〔原子炉水位 (燃料棒)〕 〔原子炉水位 (圧棒)〕 〔原子炉水位 (燃料棒)〕	3 2 2	3 2 2	3 0 0	— — —	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		
								代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4		
								原子炉降熱時冷却ポンプ出 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		

判
断
基
拠
(2 / 5)

監視事項は主要ハラ
メータにて確認

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・
チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の注
水を推定可能

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
		分類	計器名称	計器数	負荷切り離し後							
					直後			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) 「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 (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	1	1				
			高圧原子炉代管注水流量	1	1	1	1	1				
			代管注水流量 (常設)	1	1	1	1	1				
			代管注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4				
			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				
			残留熱代管除去系原子炉注 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				
			ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	2				

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 (シリアクシダント) 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM(個別操作手順書) 〔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	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		
			原子炉圧力	2	2	1	1	2	2	原子炉水位 (圧差検) 原子炉水位 (燃料検)	直接的に原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	
						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 (圧差検) 原子炉水位 (燃料検)	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 (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	

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) 〔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	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 (5/5)	水質の確保	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認			
				補助パラメータ分類理由										
				パラメータ分類										
				計器名称	高圧原子炉代替注水流量	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	1
				計器数	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	0		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1
				補助パラメータ分類理由			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	
				パラメータ分類			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
				計器名称	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		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0
				計器数	1	1	残留熱代除去系原子炉注水流量	1	1	1		残留熱代除去系原子炉注水流量	1	1
				補助パラメータ分類理由			残留熱代除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1		残留熱代除去系格納容器スプレイ流量	1	1
				パラメータ分類			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
計器名称	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	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	0					
計器数	3	3	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					
補助パラメータ分類理由			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	0					
パラメータ分類			残留熱代除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	残留熱代除去系ポンプ出口圧力	2	2					

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 〔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										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
		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 2 2	3 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 (常設)	1	1	1		
								代替注水流量 (可搬型)	4	4	4		
								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		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減熱除去に必要な水量より代替監視可能
						① ② 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	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		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注水を推定可能
								サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		

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
		分類	計器名称	計器数	直後							
					負荷切り離し後			直後	計器数	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) 「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 (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				
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1				
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4				
			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				
			ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	2				

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 (シリアクシダント) [注水-1] [注水-2] AMM(個別操作手順書) [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	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 / 5)	原子炉圧力容器下部の圧力	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 (圧力機)	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 (燃料機)	2	2			
								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		
								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 (圧力機)	2	2	1 1		
								原子炉水位 (燃料機)	2	2			
								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		

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図個別操作手順書 〔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										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	計器故障等		SBO	
					直後	負荷切り離し後					計器数	計器名称		
	原子炉圧力降 器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	①		1	1	1	サプレッション・プール水 位 (SA)	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		
		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	①		2	2	2	原子炉水位 (圧排域) 原子炉水位 (燃料域)	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	
	操作 (4 / 5)										原子炉水位 (SA)			
		高圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	1	1	1	③		1	1	1	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	1	1	1	③		1	1	1	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 ビン排気圧力	1	1	1	③		1	1	1	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ポンプ 入口圧力	1	1	1	③		1	1	1	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			

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							
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) (注水-1) (注水-2) AMI図(個別操作要領書) (H.P.A.C)による原子炉注 水)	水の確保 ⑤ ⑤		サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	①	補助パラメータ 分類理由	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	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	0		0	
				3	3	3	3	3	3	3	残留熱除去ポンプ出口流量	3	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	1	1	1	1	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	残留熱代解除系原子炉注 水流量	1	1		1	
				1	1	1	1	1	1	1	残留熱代解除系格納容器 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		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	3	3	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3		3	
				1	1	1	1	1	1	1	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	残留熱代解除系ポンプ出 口圧力	2	2		2	

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	抽出パラメータを制御する計器						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					
1.8.2.2 溶融炉心のバドスタル内への落下遅延・防止のための対応手順 (シリアアクシデント) a. 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	原子炉格納容器内の放射線量率	放射線量率	格納容器内気放射線モニタ (トライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	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]	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)	原子炉圧力	2	2	2	1	—	原子炉圧力	2	2	2	1	—	—	—	
			原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	—	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	—	—		
			原子炉水位 (圧差域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (圧差域) 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
			原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1	—	—		
			残留熱除去系熱交換器温度	2	2	2	2	—	残留熱除去系熱交換器温度	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	監視事項は主要パラメータにて確認		

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〕 AMN(個別)操作要領書 〔SILIC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
	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	3	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	
				2	2	2	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
				2	2	2	代替注水流量 (常設)	1	1	1		
				2	2	2	代替注水流量 (可搬型)	4	4	4		
				2	2	2	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1		
				2	2	2	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削減 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	0		
				2	2	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	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注 水を推定可能
							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		

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」 AM(瞬時)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	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	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	
				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		
				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
				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
				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
				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
				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
				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
				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
				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
				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
				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
				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
				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
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					

別冊基準 (3) / 4

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」 AM(陽極処理用)銅線書 (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	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	電源	C-メタタクラ母線電圧	1	1	補助パラメータ 分類理由	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	計器故障等	SBO
D-メタタクラ母線電圧			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	—				
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	—				

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」 ANM(個別操作要領書) 「SILICによる原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力 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 2 2 2	3 3 1 1			1 1 1 4 1 1 1 3 1 2 2	1 1 1 4 1 1 0 0 0 1 1 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	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											
												原子炉水位 (SA)	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
												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			
												代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4			
												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・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2															

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(個別)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	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	高圧原子炉代替注水流量	1	1	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	1	1	代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4		
				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	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
				1	1	1	1	1	1	1	1	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
				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	0	0		
				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	原子炉圧力	2	2	2	1		
				1	1	1	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) とサブプレッジョン・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
				1	1	1	1	1	1	1	1	サブプレッジョン・チェンバール圧力 (S.A)	2	2	2	2		

操作 (2 / 3)

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	直後	直後	計器数	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 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AMM(個別操作要領書) (SILICによる原子炉注 水)	原子炉圧力容 器への注水量	ほう酸水貯蔵タンク液位	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	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	1	1	監視事項は主要ハラ メータにて確認	
		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	1 1	2 2	1 1		
		原子炉圧力	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圧力を計測することが でき、監視可能	1	1		
		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	2	2		
		原子炉圧力	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圧力を計測することが でき、監視可能	1		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	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	2 2		2 2
		原子炉圧力 (SA)	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圧力を計測することが でき、監視可能	1		1
		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	2		2

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		SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.8.2.2 溶融炉心のバドスタル内への落下遅延・防止のための対応手順 (シリアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AW設備別操作要領書 (CRDによる原子炉注 水)	原子炉格納容 器内の放射線 量率	放射線 量率	放射線監視装置放射線モニ タ (トライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ]	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
			放射線監視装置放射線モニ タ (サブプレッジョン・チエ ンバ)	2	2	1	①	—	[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 器内の温度	原子炉圧力	2	2				原子炉圧力	2	2	1		
			原子炉圧力 (SA)	1	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	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より代 替監視可能	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 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 (SA)	1	1	1		
			残留熱除去系熱交換器 温度	2	2			残留熱除去系熱交換器 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	

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、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〕 〔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	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 (可搬型)	4	4	4		
						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	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と削減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		
						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	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注水を推定可能	
						サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		
	判 断 基 準 (2 / 4)										

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	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		
																SBO影響	SBO影響
	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		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				
										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 (可搬型)	4	4	4			
											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			
																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崩壊 熱除去に必要な水量より代替監視可能	

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」 AMM(個別操作手順書) 「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	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	
	判断基準 (4 / 4)	電源	C-メタタクラ母線電圧	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			—		
			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			—		
			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			—		
			補機監視機能										
			水源の確保										

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、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		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図(個別操作要領書) 「CRDによる原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位	① ② ③ ④	「原子炉水位(燃料棒)」 「原子炉水位(圧縮機)」 「原子炉水位(燃料棒)」	3	3	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
				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	1	1	代替注水流量 (可搬型)	4	4		
				2	2	1	1	原子炉格納炉時冷却ポンプ出口流量	1	1		
				3	3	3	3	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	
				2	2	1	1	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		
				2	2	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
				2	2	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1		
				2	2	2	2	原子炉圧力	2	2		
				1	1	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・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能	
				2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2		

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	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
	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	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						
				代替注水流量 (可搬型)	4	4	4						
				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						
											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崩壊 熱除去に必要な水量より代替監視可能		

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〕 AMN図(個別操作手順書) 〔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											
		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	評価			
					直後	負荷切り離し後	SBO影響			計器故障等	SBO		
	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 (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
				2	2	2		原子炉水位 (圧差検) / 原子炉水位 (燃料検)	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		原子炉水位 (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		
				2	2	2		原子炉圧力容器温度 (SA)	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		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	
				2	2	2		原子炉水位 (圧差検) / 原子炉水位 (燃料検)	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		原子炉水位 (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		
				2	2	2		原子炉圧力容器温度 (SA)	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	

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	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 (4 / 4)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器溶融温度 (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
								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	
	原子炉圧力容器への注水量	制御棒駆動水圧系系統流量	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	-	-	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	-	
	補機監視機能	制御棒駆動水圧系充てん水ヘッド圧力	1	1	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	-	-	-	-	
	水質の確保	後水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	後水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	

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	パラメータ 分類	直後		負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
														計器数	直後
1.8.2.2 溶融炉心のバスタスタル内への落下遅延・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. 低圧原子炉冷却注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 事故時操作要領書 (シリアアクシデント) [注水-1] [注水-2] AW設備別操作要領書 (PLSR (常設) 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	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	2	1	①	—	[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
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	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
				2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	原子炉圧力 (S/A) 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	
				2	2	2	①	—	原子炉水位 (圧差域) 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、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	
				2	2	2	①	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1	原子炉水位 (S/A) 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	
								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		

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				SBO		
		分類	計器数	負荷切り離し後			計器数	直後		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設備初期操作要領書 「FLSR (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 (燃料棒域)」 「原子炉水位 (圧棒域)」 「原子炉水位 (燃料域)」	3	3	3	① ② ③	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	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削減熱除去に必要な水量より代替監視可能
			2	2	2		1	1	代替注水流量 (常設)		1	1	
			4	4	4		4	4	代替注水流量 (可搬型)		4	4	
			1	1	1		1	1	原子炉停機時冷却ポンプ出口流量		1	1	
			1	1	1		0	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量		1	0	
			3	3	3		0	0	残留熱除去ポンプ出口流量		3	0	
			1	1	1		0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量		1	0	
			1	1	1		1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量		1	1	
			2	2	2		2	2	原子炉圧力		2	2	
			1	1	1		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・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の潤水を推定可能
			2	2	2		2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)		2	2	

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(緊急時操作手順書) MELSR (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	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		
	別冊 基準 (3) / 4			原子炉圧力容器内の水位	1	原子炉水位 (S.A)	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 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
								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	
								代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	
								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	1	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	

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-2] [注水-3] AMU(使用開始作業者) [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										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			
電源			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ロードセンター母線電圧	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 (4/4)	水源の確保		代替注水流量 (常設)	1	1			低圧原子炉代替注水罐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減槽水位の代替監視 可能		1	1				
			原子炉水位 (広帯域)	2	2					2	2				
			原子炉水位 (燃料域)	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 水罐水位の代替監視可能		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罐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罐水位 が確保されていることを監視可能		

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(自動操作要領書) 「FLSR (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 (燃料床域) 原子炉水位 (燃料床) 原子炉水位 (燃料床)	3 2 2	3 2 2	3 2 1	3 2 1	3 2 1	3 2 1	3 2 1	3 2 1	3 2 1	3 2 1	3 2 1																																																																																																																																				
														操作 (1 / 4)	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (SA)	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																																																																																																																								
																										高圧原子炉代替注水流量	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	SBO																																																																																																												
																																						代替注水流量 (常設)	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	SBO																																																																																																
																																																		代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4	4	4	直接的に原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																																																																																				
																																																														原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	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	SBO																																																																								
																																																																										高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	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	SBO																																																												
																																																																																						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	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	SBO																																																
																																																																																																		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	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	SBO																																				
																																																																																																														残留熱代替除去系原子炉注水流量	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	SBO																								
																																																																																																																										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水位を計測することができ、監視可能	SBO												
																																																																																																																																						原子炉圧力 (SA)	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	SBO

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	
														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-2] [注水-3] AMR時補助操作要領書 (FLESR (常設))による 原子炉注水	操作 (2 / 4)	原子炉圧力容器 内の水位	1	原子炉水位 (S.A)	1	1	①	補助パラメータ 分類理由	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	SBO	
									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
									代替注水流量 (可搬型)	4	4			4
									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

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	抽出パラメータの代替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						
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) (注文-1) (注文-2) AMI 改訂版(機作要領書) JFLSR (常設) 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	原子炉圧力	直後	1	①		直後	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							
					負荷切り離し後	1			負荷切り離し後	1									
					原子炉水位 (圧力容器)	2			2	直後			2	①		直後	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
										負荷切り離し後			1			負荷切り離し後	1		
					原子炉水位 (燃料槽)	2			2	直後			2	①		直後	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
										負荷切り離し後			1			負荷切り離し後	1		
					原子炉水位 (S.A)	1			1	直後			1			直後	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
										負荷切り離し後			1			負荷切り離し後	1		
					原子炉圧力容器温度 (S.A)	2			2	直後			2			直後	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
										負荷切り離し後			2			負荷切り離し後	2		
					原子炉圧力	2			2	直後			2			直後	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
										負荷切り離し後			1			負荷切り離し後	1		
原子炉水位 (圧力容器)	2	2	直後	2	①		直後	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									
			負荷切り離し後	1			負荷切り離し後	1											
原子炉水位 (S.A)	1	1	直後	1			直後	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									
			負荷切り離し後	1			負荷切り離し後	1											
原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	直後	2			直後	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									
			負荷切り離し後	2			負荷切り離し後	2											

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-2] [注水-3] AMT(緊急始動作業者用) AMT(緊急始動作業者用) [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	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			
	原子炉圧力容器への注水量 機械監視機能 水源の確保		原子炉圧力容器への注水量	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		
			原子炉水位 (圧蒸機)	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	
			原子炉水位 (燃料機)	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	
			原子炉水位 (SA)	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
			原子炉水位 (圧蒸機)	2	2	2	2	2	2	2	2		2	
			原子炉水位 (燃料機)	2	2	2	2	2	2	2	2		2	
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	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
			サブプレッシャ・プールの水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1		1	
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2	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				
操作 (4 / 4)														

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	計器名称		計器数	直後	負荷切り離し後	SBO
1.8.2.2 溶融炉心のバスタスタル内への落下遅延・防止のための対応手順 (シリアアクシデント) (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 (シリアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AN設備別操作要領書 (CWTによる原子炉注水)	原子炉格納容器内の放射線量率	放射線監視用放射線モニタ (トライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	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	
		放射線監視用放射線モニタ (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	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)	2	2	2	①	—	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
			原子炉圧力容器温度 (A)						2	2	2	2	2	
		原子炉圧力容器温度 (SA)	1	1	1	1	—	原子炉水位 (SA)	2	2	1	1	原子炉水位 (SA) 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	—	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	

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図(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					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		
	原子炉压力容器 器内の水位	〔原子炉水位 (燃料棒域)〕 〔原子炉水位 (圧棒域)〕 〔原子炉水位 (燃料渠)〕	3 2 2	3 2 2	3 3 1	① ② ③	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		
							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 (可搬型)	4	4	4			
							原子炉降熱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		原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と削減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			
							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		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) の差圧から原子炉压力容器の注水を推定可能	
							サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2			

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	抽出パラメータを計測する計器						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			
								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		
								高圧原子炉代替管注水流量	1		1	1			
								代替注水流量 (常設)	1		1	1			
								代替注水流量 (可搬型)	4		4	4			
								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	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			
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1		0	0			
								残留熱代替管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		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	
								サブプレッジョン・チェンバール圧力 (SA)	2		2	2			

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」 AMM(個別操作手順書) 「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	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		
	電圧		C-メタタクラ母線電圧	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						
			復水貯蔵タンク水位	1	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											

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図(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				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		
						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			
						代替注水流量 (可搬型)	4	4	4			
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
操作 ① ② 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 (圧棒)〕 〔原子炉水位 (燃料棒)〕	3	3	3	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相減算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	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
			2	2	2	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
			2	2	2	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			
						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注水を推定可能		
						サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2			

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
		分類	計器名称	計器数	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〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM個別操作要領書 〔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	1			
				高圧原子炉代管注水流量	1	1	1	1			
				代管注水流量 (常設)	1	1	1	1			
				代管注水流量 (可搬型)	4	4	4	4			
				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			
				残留熱代管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			
				ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2			

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図(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				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			
<p style="text-align: center;">操作 (3/2)</p>		原子炉圧力	2	1	①	補助パラメータ 分類理由	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		
							原子炉水位 (圧差検) 原子炉水位 (燃料検)	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 (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			
							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 (圧差検) 原子炉水位 (燃料検)	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 (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			
							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	—
							補機監視機能	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	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	—								

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	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				
1.8.2.2 溶融炉心のバドスタル内への落下遅延・防止のための対応手順 (シリアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「注水」による原子炉注水	原子炉格納容器内の放射線量率	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]	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	1	①	—	[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	
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	—	—	原子炉圧力	2	2	1	1	1	—	—	
			2	2	2	—	—	原子炉圧力 (S/A)	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 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	—	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1	1	—	—	
		残留熱除去系熱交換器温度	2	2	2	—	—	残留熱除去系熱交換器温度	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		

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(個別機作動)履書 [制込系による原子炉注 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	SBO			
													パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	
	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 (圧縮機)] [原子炉水位 (燃料棒)]	3	3	3	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	2	1	1	1	1	1		高圧原子炉代替注水流量		
				2	2	2	1	1	1	1	1		1	代替注水流量 (常設)	
				2	2	2	1	1	1	1	1		1	代替注水流量 (可搬型)	
				3	3	3	1	1	1	1	1		1	原子炉降熱時冷却ポンプ出口流量	
				3	3	3	1	1	1	1	1		1	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	
				2	2	2	3	3	3	0	0		0	0	残留熱除去ポンプ出口流量
				2	2	2	1	1	1	0	0		0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量
				2	2	2	1	1	1	1	1		1	1	残留熱代補除去系原子炉注水流量
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	原子炉圧力
				1	1	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・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能
				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)

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) [関係系による原子炉注 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	SBO
	判 断 基 準 (3 / 4)	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	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	1		
			高圧原子炉代管注水流量	1	1	1	1	1	1	1		
			代管注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1		
			代管注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4		
			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		
			残留熱代管除去系原子炉注 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		
			ホプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2		

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〕 AMM(個別操作手順書) 〔炉心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	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
			C-メタタクラ母線電圧	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					
	電源		C-ローロードセントラ母線電圧	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	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	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	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ					

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図(個別操作要領書) 〔朝夕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	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			
						代替注水流量 (可搬型)	4	4	4			
						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	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		
						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	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注水を推定可能		
						サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2			
	操作 (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 (圧縮機)〕 〔原子炉水位 (燃料槽)〕	3 2 2			3 2 2	3 2 2	3 1 1			
											監視事項は主要パラメータにて確認	

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) [関係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				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			負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後	
	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	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			
				高圧原子炉代管注水流量	1	1	1	1				
				代管注水流量 (常設)	1	1	1	1				
				代管注水流量 (可搬型)	4	4	4	4				
				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				
				残留熱代管除去系原子炉注水流量	1	1	1	1				
				原子炉圧力	2	2	1	2				
				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				

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) 〔朝夕系による原子炉注 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				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 (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 (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	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 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	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 (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	
								原子炉圧力容 器への注水量	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
								補機監視機能	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
水質の確保	補助消火水槽水位	2	0	0	0	③	代替排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	1	③	代替排水源の確保状態を確認するパラメータ								

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	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
1.8.2.2 溶融炉心のバドスタル内への落下遅延・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) 事故時操作要領書 (シリアクシデント) (注水-1) 注水-2) AV設備別操作要領書 TELSR (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」	原子炉格納容器内の放射線量率 放射線監視用放射線モニタ (トライウエル) 放射線監視用放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	1	①	—	[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	2	1	①	—	[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	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
							原子炉圧力容器内の温度	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
							原子炉圧力容器内の温度	1	1	1	1	1			
							原子炉圧力容器内の温度	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	

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	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	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 「FLSR (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 (燃料棒域) 」 原子炉水位 (燃料棒 域) 原子炉水位 (燃料棒 域)	3	3	3	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潤 水を推定可能	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	監視事項は主要ハラ メータにて確認		
			2	2	2	①		1	1				
			2	2	2	①		1	1				
			4	4	4			1	1				
			1	1	1			1	1				
			1	1	1			0	0				
			3	3	3			0	0				
			1	1	1			0	0				
			1	1	1			1	1				
			2	2	2			2	2				
			1	1	1			1	1				
			2	2	2			2	2				

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) 〔FLSR(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〕	項目	抽出パラメータを計測する計器				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
	別冊基準 (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 (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			高圧原子炉代替注水流量	1	1				
			代替注水流量 (常設)	1	1	1			代替注水流量 (常設)	1	1				
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4			代替注水流量 (可搬型)	4	4				
			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				
			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			
			原子炉圧力	2	2	2			原子炉圧力	2	2	2			
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	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			ホプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2			

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 (シリアリアラメント) 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM個別操作手順書 〔FLSR (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〕	項目	抽出パラメータを計測する計器				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
	電源	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	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			—			
	水源の確保	輸送貯水槽 (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			—			
		輸送貯水槽 (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			—			

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 〔FLSR (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〕	項目	抽出パラメータを計測する計器				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 (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 (圧縮機)〕 〔原子炉水位 (燃料棒)〕	3	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			
				2	2	高圧原子炉代替注水流量	1	1							
				2	2	代替注水流量 (常設)	1	1							
				2	2	代替注水流量 (可搬型)	4	4							
				2	2	原子炉降熱時冷却ポンプ出口流量	1	1							
				3	3	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0							
				2	2	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0							
				2	2	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0							
				2	2	残留熱代離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							
				2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2							

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	抽出パラメータを監視する計器				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	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-1」 「注水-2」 AMI個別操作要領書 「FLSR（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」	操作 (2 / 4)		原子炉圧力容器内の水位	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	直接的に原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							
								代替注水流量（可搬型）	4	4	4							
								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							
								ホプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2							
								原子炉圧力、原子炉圧力（SA）とホプレッション・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																		

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」 AMN(個別操作手順書) 「FLSR(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」	項目	抽出パラメータを計測する計器						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		
	操作 (3 / 4)	原子炉炉心内圧力	原子炉炉心内圧力	2	1	①	—	原子炉炉心内圧力 (SA)	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	
				2	2	—	—	原子炉炉水位 (圧排機) 原子炉炉水位 (燃料機)	2	2	2	原子炉炉水位から原子炉炉心内圧力の関係から原子炉炉心内圧力を推定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉炉心内圧力を監視可能		
				2	1	—	—	原子炉炉水位 (SA)	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		
				2	2	—	—	原子炉炉心内圧力容器温度 (SA)	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		
				2	2	—	—	原子炉炉心内圧力容器温度 (S/A)	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		
				2	1	—	—	原子炉炉心内圧力	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		
				1	1	①	—	原子炉炉水位 (圧排機) 原子炉炉水位 (燃料機)	2	2	2	原子炉炉水位から原子炉炉心内圧力の関係から原子炉炉心内圧力を推定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉炉心内圧力を監視可能		
				1	1	—	—	原子炉炉水位 (SA)	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		
				2	2	—	—	原子炉炉心内圧力容器温度 (S/A)	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		
				2	2	—	—	原子炉炉心内圧力容器温度 (S/A)	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		

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	直後	負荷切り離し後	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 「FLSR (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 大 量送水車ポンプ出口圧力 補機監視機能 輸送槽水槽 (西1) 輸送槽水槽 (西2)	4 4 「緊急時対策本部」に確認 「緊急時対策本部」に確認 「緊急時対策本部」に確認	① ③ ③ ③	— 大 量送水車の運転状態を確 認するパラメータ 代 替送水車の最低状態を確 認するパラメータ 代 替送水車の最低状態を確 認するパラメータ	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S/A)	2 2 1	2 2 1	1 1 1	計器故障等 抽 出機が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	SBO											
												4	4	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	SBO
												4	4	①	—	原子炉水位 (S/A)	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	SBO
												4	4	①	—	原子炉水位 (S/A)	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	SBO

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				補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	評価				SBO	
			計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等					
					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. 可搬式酸素供給装置による原子炉格納容器への酸素ガス供給 運転操作要領書（シビア アクシデンツ） 原子力災害対策手順書 「可搬式酸素供給装置を 用いた格納容器の酸素ガス 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	
		サブプレッジョン・チェンバ 温度 (SA)	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7		7
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2
	原子炉格納容 器内の放射線 量率	サブプレッジョン・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
		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	
		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	2	2	2	2	2	2	2	2	
	判 断 基 礎	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	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	
			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	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放能であれば、残留熱除去系熱交 換器入口温度により代替監視可能

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] 原子炉緊急停止手順書 「可搬式蒸発器後置装置」を使用した格納容器の蒸発ガス置換]	操作 (1) 1 4	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	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	
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	—	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	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	
			ベドスタル温度 (SA)	2	2	—	—	ベドスタル温度 (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	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	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	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	7	7	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	—	—	ドライウエル温度 (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	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	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	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	①	—	サブプレッション・プール水温度 (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	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器除酸素濃度 [格納容器除酸素濃度]	1	1	①	—	格納容器除酸素濃度 [格納容器除酸素濃度]	1	1	0	0	0	0	0	0	直接的に格納容器内除酸素濃度を計測することができ、監視可能
格納容器除酸素濃度 (SA)	1	1	①	—	格納容器除酸素濃度 (SA)	1	1	0	0	0	0	0	0	直接的に格納容器内除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		

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, ④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」 原子力災害対策本部 「可搬式蒸発器後送装置を使用した格納容器の蒸発ガス置換」	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	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位（圧蒸域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	2 2	2 2	注水時の原子炉水位の急化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能	2 2	2 2	
			原子炉水位（SA）	1	1	1	1	注水時の原子炉水位の急化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能	1	1	
			ホプレッション・プールの水位（SA）	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	
			輸谷貯水槽（西1）		「緊急時対策本部」に確認	③		代替注水槽の確保状態を確認するパラメータ		0	
			輸谷貯水槽（西2）		「緊急時対策本部」に確認	③		代替注水槽の確保状態を確認するパラメータ		0	

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	評価		SBO
					直後	負荷切り離し後			計器故障等		
									計器数	直後	
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 放出 原子力災害対策本部 「可燃式蒸気発生装置を使用した格納容器の産業ガス置換」	水素の確保 操作（4 / 4）	水源の確保	高圧原子炉代替注水流量	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	—
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	—	①	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	0	0	—
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	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	—
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	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	—
			残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	—	①	3	3	—
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	—	①	1	1	—
			残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	—	①	2	2	—
			残留熱除去ポンプ出口圧力（A系、B系のみ）	2	2	2	—	①	2	2	—
			残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	—	①	2	2	—
			低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	—	①	2	2	—

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			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 運転監視作業要領書(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 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) ドライウエル圧力(SA) サブプレッション・チェンバ圧力(SA) ドライウエル温度(SA) 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(SA)	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 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) ドライウエル圧力(SA) サブプレッション・チェンバ圧力(SA) ドライウエル温度(SA) 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(SA)	2 2 2 2 7 2 2	2 2 2 2 7 2 2	1 1 2 2 7 2 2	① ① ① ① ① ① ①	— — — — — — —	[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						
								[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	2	2	2	1	1	原子炉圧力	2	2	2	1	原子炉圧力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
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	1	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力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) 原子炉水位(燃料域)	2 2	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	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より代替監視可能
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1	1	原子炉水位(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
								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	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(SA)	2	2	2	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
								ドライウエル温度(SA)	7	7	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
								ベドスタル温度(SA)	2	2	2	2	2	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	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								
サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	2	2	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	2	2	2	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								
ドライウエル温度(SA)	7	7	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	2	2	2	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温度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	2	2	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								
サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	2	2	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	2	2	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								

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		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	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
事故時操作要領書(シビアアクシデント)「放出」AM(個別)発生要領書(TCVS)による格納容器イベント)	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	1	0	0	①	—	格納容器水素濃度 (S.A)	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 (S.A)	1	0	0	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	
		格納容器酸素濃度	1	0	0	①	—	格納容器酸素濃度 (S.A)	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 (S.A)	1	0	0	①	—	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	
	原子炉格納容器内の水位	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	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	—	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型)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槽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
			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	1	1	1	—	—	—	
			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	1	1	1	—	—	—	
	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	1	1	1	—	—	—	
			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	—	—	—	
			緊急用メタタカラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	—	—	—	
		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	—	—	—		

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	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		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				
事故時操作要領書(シビアアクシデント)「放出」AM(個別)操作要領書(TCVS)による格納容器イベント)	操作 (1 / 2)	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(トライエール)	2	2	1	—	①	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	0	0	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(サブレーション・チェンバ)	2	2	1	—	①	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認		
			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	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	
			格納容器水素濃度	1	0	0	—	①	格納容器水素濃度	1	0	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	
			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	1	0	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	
			原子炉格納容器内の水位	1	1	1	—	①	サブレーション・プール水位(SA)	1	1	1	1	1	1	1	直接的に格納容器内水位を計測することができ、監視可能 代替注水流量(常設)、代替注水流量(可搬型)のうち動作状態にある流量および水位である低圧原子炉代注水槽水位により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器放射線量率	1	0	0	—	①	格納容器放射線量率	1	0	0	0	0	0	0	0	直接的に格納容器内放射線量率を計測することができ、監視可能
			[格納容器放射線量率]	1	0	0	—	①	格納容器放射線量率(SA)	1	0	0	0	0	0	0	0	直接的に格納容器内放射線量率を計測することができ、監視可能
			格納容器放射線量率	1	0	0	—	①	格納容器放射線量率(SA)	1	0	0	0	0	0	0	0	直接的に格納容器内放射線量率を計測することができ、監視可能
			[格納容器放射線量率]	1	0	0	—	①	格納容器放射線量率(SA)	1	0	0	0	0	0	0	0	直接的に格納容器内放射線量率を計測することができ、監視可能
			格納容器放射線量率	1	0	0	—	①	格納容器放射線量率(SA)	1	0	0	0	0	0	0	0	直接的に格納容器内放射線量率を計測することができ、監視可能
			[格納容器放射線量率]	1	0	0	—	①	格納容器放射線量率(SA)	1	0	0	0	0	0	0	0	直接的に格納容器内放射線量率を計測することができ、監視可能

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	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総機明け作業要領書 （TACSによる格納容器ベント）	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	ホプレッション・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	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			ベドスタル温度 (SA)	2	2	2	2	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・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	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	7	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			ベドスタル温度 (SA)	2	2	2	2	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	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	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、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	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	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
			スクラバ容器水位	8	8	8	8	スクラバ容器水位	8	8	8	8	—	—
			スクラバ容器圧力	4	4	4	4	スクラバ容器圧力	4	4	4	4	2	2
スクラバ容器温度	4	4	4	4	スクラバ容器温度	4	4	4	4	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	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	2 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	2 1	2	2	—	—	

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 (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（シビアアクシデンスト） 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	格納容器水素濃度	1	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	0	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	1	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	0	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	
	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	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	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	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	2	ベデスタル温度 (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
			エリア放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	2	2	エリア放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	2	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	原子炉格納容器内の放射線	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	2	直接的に原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
			エリア放射線モニタ (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 (サブプレッション・チェンバ)	2	2	2	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

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図（個別操作要領書） TDCSによる格納容器水素・酸素濃度制御	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（SA）	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
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA）	1	1	1		
	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度（SA）	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
							サプレッション・チェンバ温度（SA）	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	
	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	—	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	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出口温度	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差値より代替監視可能	
							残留熱除去系熱交換器冷却本流量	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	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	
						残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	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		
						原子炉補機冷却ポンプ圧力	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		

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	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	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） 放出 AM（総機別操作要領書） TRCSによる格納容器水素・酸素濃度制御	判断基準 (3 / 3)	燃料ヒートシフトの確保	燃料冷却系熱交換器冷却水流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—		
			RCW熱交換口温度	2	0	0	③	原子炉機械冷却系の動作状況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	—	—	—	—		
			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	—	—	—	—		
			格納容器水素濃度 [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
			格納容器酸素濃度 [格納容器酸素濃度]	1 1	0 0	0 0	①	—	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
操作 (1 / 2)	—	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
			格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	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
			サブプレッション・チェンバ	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	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
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	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	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 (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

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 AM（総則） AM（個別） AM（修理要領書） IPCS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	ドライウエール温度 (SA)	7	7	①	ペデスタル温度 (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	
			ドライウエール温度 (SA)	7	7	①	ドライウエール圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力 (SA) 又はドライウエール温度 (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	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・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	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		
			FCS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	2	0	③	2	—		—
			FCSフロロ入口流量	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	2	0	③	2	—		—
			プロロ入口圧力	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	2	0	③	2	—		—
			FCS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	2	0	③	2	—		—
			FCS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	2	0	③	2	—		—
			FCS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	2	0	③	2	—		—
			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	2	0	③	2	—		—
			FCS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	2	0	③	2	—		—

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				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 a. 格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度監視 事後処理手順要領書 (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]	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	—	[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	1	①	—	[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	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	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	①	—	原子炉圧力 (SA)	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	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	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	—	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	
			原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器水素濃度	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	
					1	0	0	①	—	格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	0	0	0	残留酸素系が運転状態であれば、残留酸素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	
			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	緊急用メタクラ電圧	1	1	1	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
					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	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認	

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	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後			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 (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取組別編年要領書 「C.AM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 原子炉格納容器内の水素濃度 原子炉格納容器内の酸素濃度 電源	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドワイエール）	2	2	1	①	—	[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	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	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 (A)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃費域)	2	2	2	1	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度	1	0	0	①	—	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	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	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度	1	0	0	①	—	格納容器水素濃度	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
			格納容器酸素濃度 (S.A)	1	0	0	①	—	格納容器水素濃度	1	0	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	—	—	—	—	—	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
			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	—	—	—	—	—	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
			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	—	—	—	—	—	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
			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	—	—	—	—	—	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

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		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	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水素濃度	格納容器水素濃度 [格納容器水素濃度]	1	0	0	①	—	格納容器水素濃度 (S.A)	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
		格納容器酸素濃度 (S.A)	1	0	0	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
		格納容器酸素濃度 [格納容器酸素濃度]	1	0	0	①	—	格納容器酸素濃度 (S.A)	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
		格納容器酸素濃度 (S.A)	1	0	0	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
操作	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	2	直接的に原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	7	船舶温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S.A) 又はヘドスタル温度 (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
		ヘドスタル温度 (S.A)	2	2	2	①	—	ヘドスタル温度 (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
		ドライウエル温度 (S.A)	2	2	2	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
最終ヒートシ ングの確保	最終ヒートシ ングの確保	RCW熱出口温度	2	0	0	③	—	原子炉補給冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	2	2	2	2	船舶温度/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

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	SBO	
															SBO影響
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 水大減速車を使用した送水「ARF(可搬型)」による原子炉ウエル注水	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	格納容器明気放射線モニタ(ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	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	
		格納容器劣化放射線モニタ(チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	0	0	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
		原子炉圧力	2	2	2	—	—	原子炉圧力	2	2	2	2	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
		原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	—	—	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
		原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	—	—	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
		原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	—	—	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
		原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	—	—	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
		原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	—	—	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
		原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	—	—	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
		原子炉格納容器内の温度	7	7	7	①	—	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	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
水素の確保	格納貯水槽(西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	格納貯水槽(西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
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	7	7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	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	7	7	7	①	—	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	2	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

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

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	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	SBO			
事故初期作業者(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」(可搬型)による原子炉クワール注水	機械監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認	4	4	4	③	大量送水車の運転状態を確認するパラメータ	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	SBO	
		代替注水流量 (可搬型)		4	4	4	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	
		輻射貯水槽 (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	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	—	計器故障等	初期燃焼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	
		輻射貯水槽 (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	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	—	計器故障等		
事故初期作業者(シビアアクシデント) 「水素」	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 (トワイワール)		2	2	2	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	—		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 (サプレッション・チェンバ)		2	2	2	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	—		監視事項は主要パラメータにて確認	
判断基準 (1 / 2)	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	—	原子炉圧力	2	2	2	—		監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉圧力		1	1	1	—	—	原子炉圧力 (S.A)	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	—	—	原子炉圧力 (広帯域) 原子炉圧力 (燃料域)	2 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	
		原子炉圧力		1	1	1	—	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	—		監視事項は主要パラメータにて確認	
判断基準 (1 / 2)	原子炉圧力容器内の風度	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	—		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	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	

1.10.2.2 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) 原子炉建物内の水素濃度監視

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 5	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	① ①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
		電源	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	—	—	—	—	—	—	—	
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	1 5	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	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	① ①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
		補機監視機能	非常用ガス処理系流量	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										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		
事故対応要領書（シビアアクシデント） 「水素」 原子炉異常対抗手順書 「ブローアウトハネール開放」	1.10.0.0 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 (2) 原子炉建屋ブローアウトハネール開放	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	2	2	①	—	2	2	—			
			静的触媒式水素処理装置出口温度	2	2	①		2	2				
			静的触媒式水素処理装置出口濃度	2	2	①		2	2				
判断基準		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	1 5	0	①	—	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
			原子炉建屋内の水素濃度	1 5	0	①	—	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代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

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	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			
1.11.2.1 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)	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
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	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
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	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 (S A)	1	0	0	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-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	代替冷却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	代替冷却水の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		

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 （燃料プールの冷却） AM監視機能運用 （注1）	項目	抽出パラメータを計測する計器										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		計器故障等		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
			燃料プール水位低警報	1	1	1	1	燃料プール水位 (S A)	1	0	0				
			燃料プール温度高警報	1	1	1	1	燃料プール温度 (S A)	1	0	0				
			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)	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 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	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	1	0	0				
	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	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	
			燃料取替放熱線モニタ	2	0	0	②	燃料プールの状態を確認するパラメータ	1	0	0				
			燃料取替放熱線モニタ	4	4	0	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	1	0	0				
			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	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	
		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	1	0	0				
			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	1	0	0				
			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	1	0	0				

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 負荷切り離し後	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、又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代管注水 b. 燃料プールスプレイス系による常設スプレインヘンダを使用した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 「大量注水車を使用した注 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 (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 (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	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) (SA) 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 (S A)	1	0	0	①	—	燃料プール水位 (SA) 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) (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
			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	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
			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	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
			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	燃料プール水位 (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
			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	燃料プール水位 (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
			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	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、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
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	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、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			
輪谷貯水槽 (西1)				③	代替貯水槽の確保状態を確 認するパラメータ	輪谷貯水槽 (西1)								
輪谷貯水槽 (西2)				③	代替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)								

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	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					
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	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	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	
			燃料プール温度高警報	1	1	1	1	①	燃料プール温度 (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	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	
			燃料プール水位・温度 (SA)	1	0	0	0	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	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	
			スキマセンサータンク水位	1	0	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	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	①	燃料プールの状態を確認するパラメータ	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	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	①	燃料プールの状態を確認するパラメータ	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	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	①	燃料プールの状態を確認するパラメータ	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	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	①	燃料プールの状態を確認するパラメータ	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	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	①	燃料プールの状態を確認するパラメータ	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	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	①	燃料プールの状態を確認するパラメータ	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	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能
補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力					③	「緊急時対策本部」に確認	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	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能		
水溜の確保	代給注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	①	「緊急時対策本部」に確認	燃料プールの水位・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	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能		
	輪谷貯水槽 (西1)					③	「緊急時対策本部」に確認	燃料プールの水位・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	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能		
	輪谷貯水槽 (西2)					③	「緊急時対策本部」に確認	燃料プールの水位・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	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能	燃料プールの監視可能		

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、又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水 c. 燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへの注水 (淡水/海水) 事故時操作要領書 (既設「燃料プール用脚」) 原子力災害対策手順書「大量注水車を使用した送水」 原子力発電所経建特約会ホームページ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	—	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		
		燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0		0
		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
		燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	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
		燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	①	—	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	①	—	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	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	①	—	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0		0
電源	判断基準	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	—	—	—	—	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	—	—	—			
		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	—	—	—			
		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	—	—	—			
		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	—	—	—			
		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	—	—	—					
		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	—	—	—					

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	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（濃縮ベース） 「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」	燃料プールの監視	燃料プール水位低警報	1	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、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認すること、燃	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	燃料プール温度 (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能									
			燃料プール水位・温度 (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	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	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・温度 (SA)	1	1	1	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・温度 (SA)	1	1	1	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・温度 (SA)	1	1	1	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・温度 (SA)	1	1	1	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・温度 (SA)	1	1	1	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・温度 (SA)	1	1	1	燃料プールの監視可能									
補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	燃料プールの監視	スキマセンサー	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	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	燃料プールの状態を確認するパラメータ	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	1	燃料プールの状態を確認するパラメータ	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	1	燃料プールの状態を確認するパラメータ	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	1	燃料プールの状態を確認するパラメータ	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	1	燃料プールの状態を確認するパラメータ	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	1	燃料プールの状態を確認するパラメータ	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	1	燃料プールの状態を確認するパラメータ	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	1	燃料プールの状態を確認するパラメータ	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	1	燃料プールの状態を確認するパラメータ	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	燃料プールの監視可能								
水漏の確保	大量送水車ポンプ出口圧力	燃料プールの監視	緊急時対策本部」に確認	4	4	4	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	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	4	4	4	1	代替水漏の確保状態を確認するパラメータ	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	燃料プールの監視可能								
			緊急時対策本部」に確認	4	4	4	3	代替水漏の確保状態を確認するパラメータ	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能								

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	計器故障等	SBO
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 a. 燃料プールスプレイ系による常設スプレイへ向けた燃料プールへのスプレイ (放水/排水) 事故時操作要領書 (庶務 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「大量放水車を使用した送 水」)	燃料プールの 監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	1	1	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	
		燃料プール温度高警報	1	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	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 (S A)	1	0	0	0	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 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 (S A)	1	0	0	0	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 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 (S A)	1	0	0	0	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 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 (S A)	1	0	0	0	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 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 (S A)	1	0	0	0	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 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 (S A)	1	0	0	0	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 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 (S A)	1	0	0	0	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 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
電源	判断 基準	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	1	1	0	0	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	1	0	0	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	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	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	—
		緊急用メタタラ電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	緊急用メタタラの受電状態 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	1	1	1	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	—
		輪谷貯水槽 (西1)									代替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)									代替貯水槽の確保状態を確 認するパラメータ	—

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	計器故障等	SBO		
													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 (1) 燃料プールスプレイ b. 燃料プールスプレイ系による可搬型スプレイノズルを使用した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	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	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) 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	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	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
			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	—	—	—	—	—	—
			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	—	—	—	—	—	—
			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	—	—	—	—	—	—
電源	電源	電源	S A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	—	—	—	—	—	
			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	—	—	—	—	—	—	—	
			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	—	—	—	—	—	—		

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	計器故障等	SBO
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	燃料プール水位低警報	1	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	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	
		燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	1	1	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
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	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
		燃料プール水位・温度 (S A)	1	0	0	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
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	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
		燃料プール水位低警報	1	1	1	1	1	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
		燃料プール温度高警報	1	1	1	1	1	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	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	0	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
操作 (1 / 2)	燃料プールの監視	スキマレーザージャク水位	1	0	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	
		燃料プールの状態を確認するパラメータ	③									

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 (徴炭ベース) 「燃料プール制御」 原子力災害対策本部 「燃料プールの補充、冷却、監視」	操作 (2 / 2)	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	監視事項は主要パラメータにて確認
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) 代替交電電源設備を使用した燃料プール冷却による燃料プールの除熱 事故時操作要領書 (徴炭ベース) 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 「F P C による燃料プール除熱」	判断基準 (1 / 2)	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	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	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	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

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） 「燃料プールの冷却」 AM（総機別操作要領書） I P Cによる燃料プールの冷却	判断基準 (2 / 2)	電源	C-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	1	1	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				
			D-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	1	1	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	1	1	1			
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	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	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	1	1	1			
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	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	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	1	0	0			
			原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	③			0	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	1	1	1		
			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	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	1	0	0		
			燃料プール水位低警報	1	1	1	①			1	1	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	1	0	0		
			燃料プール温度高警報	1	1	1	①			1	1	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	1	0	0		
			燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	①			1	1	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	1	1	1		
			燃料プールの監視									燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	1	1	1		
操作			スキヤワー・ジャンク水位	1	0	0	③	0	0	燃料プールの状態を確認するパラメータ	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	1	0	0			
			燃料プール冷却ポンプ出口流量	1	0	0	③	0	0	燃料プールの状態を確認するパラメータ	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	1	1	1			
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	①			0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、燃料線の燃焼状況及び境界の防止状況を確認すること、燃焼燃料プールの監視可能	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場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	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			
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	
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 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(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	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	原子炉圧力容器内の温度	①	—	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
										2	2	2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
			2	2	原子炉圧力容器内の温度	①	—	1	1	1	1	1	1	原子炉水位の上昇より代替監視可能
										2	2	2	2	原子炉圧力 (S.A)
			2	2	原子炉圧力容器内の水位	①	—	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力 (S.A)
										2	2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度
			2	2	原子炉圧力容器内の水位	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
										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
2	2	原子炉圧力容器内の水位	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			
							2	2	2	2	高圧原子炉代替注水流量			
2	2	原子炉圧力容器内の水位	①	—	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)			
							4	4	4	4	代替注水流量 (可操型)			
2	2	原子炉圧力容器内の水位	①	—	1	1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量			
							1	0	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量			
2	2	原子炉圧力容器内の水位	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			
							3	0	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量			
2	2	原子炉圧力容器内の水位	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	残留熱代替除去系原子炉注水流量			
2	2	原子炉圧力容器内の水位	①	—	2	2	2	2	1	1	原子炉圧力			
							1	1	1	1	原子炉圧力 (S.A)			
2	2	サブプレッション・チェンバ	①	—	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	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)			

判断基準 (1 / 4)

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場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 1)放水砲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							
								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器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								
								代替注水流量 (可搬型)	4	4	4								
								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・チェンバース圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の注水を推定可能				
								原子炉圧力 (S.A)	1	1	1								
原子炉圧力容器への注水	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバース圧力 (S.A)	2	2	2	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								
							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		副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水位	1	1	1									
							原子炉圧力容器への注水	代替注水流量 (常設)	1	1		1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	副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	
															原子炉水位 (S.A)	1	1	1	

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場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				SBO			
		分類	計器数	SBO影響		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					
原子力災害対策手順書 1)放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	原子炉圧力容器への注水量	判断基準 (3 / 4)	代番注水流量 (可搬型)	4	4	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		
			R P V / P C V 注入流量	1	0	③	—	原子炉水位 (S A)	1	1	—		
			凝固剤代替除去ポンプ出口流量	1	1	③	凝固剤代替除去系の運転状態を確認するパラメータ	原子炉水位 (S A)	1	1	—		
			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 (S A)	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		
			制御棒駆動水圧系統流量	1	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	サブプレッション・プール水位 (S A)	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	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		
			低圧停心スプレイポンプ出口流量	1	0	①	—	原子炉水位 (S A)	1	1	—		
			高圧停心スプ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 (S A)	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		

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場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	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		計器数		SBO			
					直後	負荷切り離し後			計器故障等	計器数						
原子力災害対策手順書 (放射能による大気への放 射性物質の拡散抑制)	原子力格納容 器への注水量	原子力格納容 器内の注水量	代償注水量 (省設)	1	1	1	①		低圧原子炉代償注水槽水位	1	1	水源である低圧原子炉代償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			
				2	2	2	2	2	2	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	
				3	3	3	3	3	3	3	3	3		3	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	
				1	1	1	1	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	
				4	4	4	4	4	4	4	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	
				2	2	2	2	2	2	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	
				2	2	2	2	2	2	2	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
				3	3	3	3	3	3	3	3	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	1	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
				4	4	4	4	4	4	4	4	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
操作 (1) (2)	原子力格納容 器内の注水量	原子力格納容 器内の注水量	代償注水量 (可解型)	4	4	4	①		低圧原子炉代償注水槽水位	4	4	低圧原子炉代償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			
				2	2	2	2	2	2	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	
				2	2	2	2	2	2	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	
				2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	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	2	2	2	2	2	2		2	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	2	2	2	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	
				2	2	2	2	2	2	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	
				2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	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	2	2	2	2	2	2		2	2	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	2	2	2	2	2	2		2	2	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
原子力格納容 器内の注水量	原子力格納容 器内の注水量	原子力格納容 器内の注水量	代償注水量 (可解型)	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	監視事項は主要パラ メータにて確認			
				7	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	
				2	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	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	
				2	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	
				2	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	
				2	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
				2	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
				2	2	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
				2	2	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
原子力格納容 器内の注水量	原子力格納容 器内の注水量	原子力格納容 器内の注水量	代償注水量 (可解型)	1	0	0	①		静的触媒式水素処理装置入 口温度	1	0	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 の代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認			
				5	5	5	5	5	5	5	5	5		5	静的触媒式水素処理装置入 口温度	
				5	5	5	5	5	5	5	5	5		5	静的触媒式水素処理装置入 口温度	
				5	5	5	5	5	5	5	5	5		5	静的触媒式水素処理装置入 口温度	
				5	5	5	5	5	5	5	5	5		5	静的触媒式水素処理装置入 口温度	
				5	5	5	5	5	5	5	5	5		5	静的触媒式水素処理装置入 口温度	
				5	5	5	5	5	5	5	5	5		5	5	静的触媒式水素処理装置入 口温度
				5	5	5	5	5	5	5	5	5		5	5	静的触媒式水素処理装置入 口温度
				5	5	5	5	5	5	5	5	5		5	5	静的触媒式水素処理装置入 口温度
				5	5	5	5	5	5	5	5	5		5	5	静的触媒式水素処理装置入 口温度

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場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	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 操 作 (2 / 2)	燃料プールの 監視	燃料プール水位監視報	1	1	1	—	—	燃料プール水位・温度 (S A)	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	①	—	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・温度 (S A)	1	1	1	①	—	燃料プール水位 (S.A)	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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	—	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	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
			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	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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	①	—	燃料プール監視カメラ (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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	①	—	燃料プール監視カメラ (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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	①	—	燃料プール監視カメラ (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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	1	1	①	—	燃料プール監視カメラ (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
		モニタリングポスト													
		屋外の放射線 量					③	屋外の放射線量を確認する パラメータ							

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場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	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					
1.12.2.1 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 (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「放水段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	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	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	原子炉圧力容器内の温度 (S)	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		
				原子炉圧力容器内の温度 (A)	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		
				原子炉圧力容器内の温度 (S)	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		
				原子炉圧力容器内の温度 (A)	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		
			原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	2	2	2	①	—	2	2	2		1	1	残留熱除去系熱交換器入口温度	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水位	2	2	2	①	—	2	2	2		1	1	残留熱除去系熱交換器入口温度		
				原子炉圧力容器内の水位	2	2	2	①	—	2	2	2		1	1	残留熱除去系熱交換器入口温度		
				原子炉圧力容器内の水位	2	2	2	①	—	2	2	2		1	1	残留熱除去系熱交換器入口温度		
			判断基準 (1 / 4)			原子炉圧力容器内の水位	2	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	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水位	2	2	2	①	—	2		2	2	1	1	
原子炉圧力容器内の水位	2	2				2	①	—	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				
原子炉圧力容器内の水位	2	2				2	①	—	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				
原子炉圧力容器内の水位	2	2				2	①	—	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				
原子炉圧力容器内の水位	2	2				2	①	—	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				
原子炉圧力容器内の水位	2	2				2	①	—	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				
原子炉圧力容器内の水位	2	2				2	①	—	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				
原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	2	2	2	①	—	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					
	原子炉圧力容器内の水位	2	2	2	①	—	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						
	原子炉圧力容器内の水位	2	2	2	①	—	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						
	原子炉圧力容器内の水位	2	2	2	①	—	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						

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場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	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		
原子力災害対策手順書 1)放水砲による大気への放 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) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	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ので 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換熱 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	
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	—	—	—	—	—
			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	—	—	—	—	—
			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 ー圧力 (S.A)	2	2	2	2	—	—	—	—	—
			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	1	—	—	—	—	—
			原子炉圧力容 器への注水流量	1	1	1	1	—	—	—	—	—

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場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											
原子力災害対策手順書 1)放水塔による大気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	判断基準 (3 / 4)	代番注水流量 (可搬型)	4	4	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	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				
				R P V / P C V 注入流量	1	1	③	—	原子炉水位 (S A)	1	1	—	—	—	—	—	—		
				凝留熱代替除去ポンプ出口流量	1	1	③	—	原子炉水位 (S A)	1	1	—	—	—	—	—	—		
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	2 2	1 1	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		
				制御棒駆動水圧系系統流量	1	0	③	—	原子炉水位 (S A)	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	—		
				凝留熱除去ポンプ出口流量	3	0	①	—	サブプレッション・プール水位 (S A)	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	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	①	—	原子炉水位 (S A)	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	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	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	2 2	1 1	2 2	1 1	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	

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場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	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 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報	1	1	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	0	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	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	0	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	0	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	1	1	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	1	1	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	1	1	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	1	1	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	1	1	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

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場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	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					
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由			
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 (ドライウェル)	2	2	1	①	—	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			
			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	1	①	—	18	0	0	0		エアリア放射線モニタの上昇より代替監視可能		
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	—	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	1	1	—	1	1	1	1	1		原子炉圧力 (S.A)	
			原子炉水位 (広帯域)	2	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	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	1	1		原子炉圧力 (S.A)	
			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	
			原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	—	—	1	1	1	1		原子炉水位 (S.A)	
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	—	—	1	1	1	1		原子炉圧力 (S.A)	
			高圧原子炉代替注水流量	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	
			代替注水流量 (常設)	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	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	代替注水流量 (可操型)	4	4	4	4	—	4	4	4	4	直接的に原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	—	—	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	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	
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	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	
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3	—	—	3	3	3	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	
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	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	
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	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	
			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	—	—	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
			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	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場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	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			
原子力災害対策手順書 「放射線生物実験器材による 機器への放射性物質の拡散 抑制」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (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	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	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
				1	1	①	—	代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4		
				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	0		
				1	1	①	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
				1	1	①	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
				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	—	原子炉圧力	2	2	2	2		
				1	1	①	—	原子炉圧力 (S.A)	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		
				1	1	①	—	サブプレッション・プール水 位 (S.A)	1	1	1	1		
				1	1	①	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
					原子炉圧力容器への注水流量		代替注水流量 (常設)	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	—	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注水を推定可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
				1	1	①	—	原子炉水位 (S.A)	1	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 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	1	1	1	1	水源地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 監視事項は主要パラメータにて確認	

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場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	SBO影響								
												直後	負荷切り離し後							
原子力災害対策手順書 「放射線物質吸着材による 漏れへの放射性物質の拡散 抑制」	原子炉圧力容器への注水量	判断基準 (3 / 4)	原子炉圧力容器への注水量	代書注水流量 (可搬型)	4	4	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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S.A)	2 2 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				
				R P V / P C V 注水流量	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
				凝留熱代替除去ポンプ出口流量	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	①	—	—	—	—	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) の水位変化より代替監視可能	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	
				制御棒駆動水圧系統流量	1	0	③	—	—	—	—	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) 原子炉水位 (S.A)	2 2 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	
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	①	—	—	—	—	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) の水位変化より代替監視可能	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	
				低圧停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	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S.A)	2 2 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	
				高圧停心スプ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 (S.A)	1	1	1	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	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	

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場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	計器故障等		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 「放射性物質拡散材料による 隣国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	1	1	—	—	—	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・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	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	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	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	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	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	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	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	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確認することができ、燃 料プールの監視可能	
操作													

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場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	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					
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由			
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) 海洋への放射性物質の拡散抑制 b. シルトフェンによる海洋への放射性物質の拡散抑制	原子力災害対策手順書 「シルトフェ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	—	[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	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	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水位	原子炉圧力 (S/A)	2	2	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	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	直接的に原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		
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力 (S/A)	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			
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力 (S/A)	2	2	1	①	—	代替注水流量 (可稼動)	4	4	4	4			
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力 (S/A)	2	2	1	①	—	高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	3								0	0	0					
原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力 (S/A)	2	2	1	①	—	残留熱除去ポンプ出口流量	1	1	1	1					
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1					
原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力 (S/A)	2	2	1	①	—	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、原子炉圧力 (S/A) とサブレーション・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		
原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力 (S/A)	2	2	1	①	—	サブレーション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	2					

判断基準 (1 / 4)

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場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	計器名称		計器数		計器故障等	
					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
原子力災害対策手順書 （シンドロームによる海 域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ので 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			
								代替注水流量 (可搬型)	4	4	4			
								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 ー圧力 (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											
代替注水流量 (常設)	2	2	1											
原子炉水位 (S.A)	1	1	1											

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場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	SBO影響				
												直後	負荷切り離し後			
原子力災害対策手順書 （インシデント・フェーズによる海 域への放射性物質の拡散抑 制）」	原子炉圧力容 器への注水量	判断基準 （ 3 / 4 ）	代番注水流量（可搬型）	4	4	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	SBO	監視事項は主要ハラ メータにて確認		
			R P V / P C V 注入流量	1	0	③	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	—	—	—	監視事項は主要ハラ メータにて確認	
			残留熱代替除去ポンプ出口 流量	1	1	③	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	—	—	—	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	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	—	—	—	監視事項は主要ハラ メータにて確認	
			制御棒駆動水圧系系統流量	1	0	③	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	—	—	—	監視事項は主要ハラ メータにて確認	
			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	—	—	—	監視事項は主要ハラ メータにて確認	
			低圧停心スプレイポンプ出 口流量	1	0	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	—	—	—	監視事項は主要ハラ メータにて確認	
			高圧停心スプレイポンプ出 口流量	1	0	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	—	—	—	監視事項は主要ハラ 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	—	サブプレッション・プール水 位 (S A)	1	1	1	1	1	—	—	監視事項は主要ハラ 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	—	サブプレッション・プール水 位 (S A)	1	1	1	1	1	—	—	監視事項は主要ハラ メータにて確認

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場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	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	
															SDO影響
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	燃料プール水位監視報	1	1	1	1	1	1	0	0	0			
			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 (S A)	1	0	0	0	0	0	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	0	0	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	0	0	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	0	0	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	0	0	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	0	0	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	0	0	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	0	0	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 [軽空機燃料火災時等にお 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 (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 (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 (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 (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	

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	直後	計器数	SBO影響			
								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 (2) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順 a. 原子炉冷却材圧力パワードリ・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 (3) 原子炉隔離時冷却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（徴候 「水位確保」等	判断基準 (1 / 2)	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 3 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	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	
						代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	
						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抽換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	

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(徴収ベース) 「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	
												補助パラメータ 分類理由
判断基準 種 (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		
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4		
							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		
水源の確保	1	0	0	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	—				

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	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		
	操 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 (圧容器) 原子炉水位 (燃料槽)]	3	3	3		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	2		1	1	1	1			1				
				2	2	2		1	1	1	1			1	1			
				4	4	4		4	4	4	4			4	4	4		
				1	1	1		1	1	1	1			1	1	1		
				1	1	1	①	0	0	1	0			0	0	0	0	
				3	3	3	① ① ①	0	0	3	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	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						

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(徴収ベース) 「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	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	計器故障等		
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)	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	SBO			
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	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
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1			1	1	
				代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4	4	4			4	4	
				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	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 (S.A)	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	2	2	2	2			2	2	

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（復旧 マニュアル） 「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	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 (SA)	1	1	1	1	直後に原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			
								原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2			
		原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直後に原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	
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	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	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	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	-	原子炉隔離時冷却ポンプの運転状態を確認するパラメータ	1	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力	1	1	0	0		
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1								1	0	0				

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	SBO影響	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				
1.13.2.1 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グラリ、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	1	1	③	非常用スタックラの送電状態を確認するパラメータ										
	原子炉圧力容器内の水位		原子炉圧力容器内の水位	3	3	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							
	原子炉圧力容器内の水位		原子炉圧力容器内の水位	2	2	①											
	原子炉圧力容器内の水位		原子炉圧力容器内の水位	2	2	①											
	原子炉圧力容器内の水位		原子炉圧力容器内の水位	2	2	①											
	原子炉圧力容器内の水位		原子炉圧力容器内の水位	2	2	①											
	原子炉圧力容器内の水位		原子炉圧力容器内の水位	2	2	①											
	原子炉圧力容器内の水位		原子炉圧力容器内の水位	2	2	①											
	原子炉圧力容器内の水位		原子炉圧力容器内の水位	2	2	①											
	原子炉圧力容器内の水位		原子炉圧力容器内の水位	2	2	①											

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（徴収ベース） 「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			
	判断基準 種 (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	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	1	1	1	1	1	1			1	1	1	
				4	4	4	4	4	4	4			4	4	4	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	1	1	1	1			1	1	1	原子炉圧力容器の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	1	1	1	1			1	1	1	原子炉圧力容器の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				3	3	3	3	3	3	3			3	3	3	原子炉圧力容器の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	1	1	1	1			1	1	1	原子炉圧力容器の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	1	1	1	1			1	1	1	原子炉圧力容器の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				2	2	2	2	2	2	2			2	2	2	原子炉圧力容器の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	1	1	1	1			1	1	1	原子炉圧力容器の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				2	2	2	2	2	2	2			2	2	2	原子炉圧力容器の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				1	1	1	1	1	1	1			1	1	1	原子炉圧力容器の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				2	2	2	2	2	2	2			2	2	2	原子炉圧力容器の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
	水源の確保	1	0	0	0	0	0	0	0	0	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	③				

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	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 (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 (圧容域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3			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	監視事項は主要パラメータにて確認	
				2	2			高田原子炉代替注水流量	1	1	1			
				2	2			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
				2	2			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4		
				3	3			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併線熱除去に必要な水量より代替監視可能
				2	2			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
				2	2			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
				2	2			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
				2	2			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
				2	2			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
				2	2			サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2		

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(徴収ベース) 「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	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
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	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	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				
			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	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 (可搬型)	4	4	4	4	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能				
			原子炉閉鎖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排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	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				
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	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排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	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				
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	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				
			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				
			サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	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				

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（復旧ペーパー）等 「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	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)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直後に原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	
								原子炉水位 (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	直後に原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	直後に原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	
								原子炉水位 (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	直後に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
相機監視機能	水源の確保	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	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		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 (燃料域)	2	2	2	2		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
		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							

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				計器故障等	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
原子力災害対策手順書 （大量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 (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	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（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	—	—	原子炉水位（SA）	1	1	1	
			サブプレッション・ブール水位（SA）	1	1	—	—	サブプレッション・ブール水位（SA）	1	1	1	
操作	水源の確保	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	③	—	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	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
							輪谷貯水槽（西1）	「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
							輪谷貯水槽（西2）	「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
							輪谷貯水槽（西1）	「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
輪谷貯水槽（西2）	「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							

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	挿入パラメータを非測する計器				挿入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			
												挿入パラメータ分類
原子力災害対策手順書 「大量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. 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による送水	判断基準 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		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
			1	1	1	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
			2	0	0	0	2	0	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
操作	水源の確保	海を利用	「緊急時対策本部」に確認	③	—	—	—	—	—	—	—	

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				計器故障等	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
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (1) 低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応手順 原子炉災害対策手順書 〔大流量送水車を使用した送水／補給〕	水源の確保 判断基準	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後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	
			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		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
	水源の確保	輪谷貯水槽 (西1)	1	1	③	「緊急時対策本部」に確認	原子炉水位 (SA)	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		
							サブレンジョン・プール水位 (SA)	1	1	—		—
		輪谷貯水槽 (西2)			③	「緊急時対策本部」に確認						

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

対応手段	項目	挿入パラメータを計測する計器				挿入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					
原子力災害対策手順書 「大気送水車を使用した送水補給」	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	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時満槽水位の代替監視可能	SBO		
								原子炉水位 (圧密機)	2	2	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 (燃料機)	2	2	1					
								原子炉水位 (SA)	1	1	1					
								サブプレッショ・プールの水位 (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				
								輸送水槽 (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			-	
								輸送水槽 (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			-	

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

重大事故等対処に係る監視事項

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	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		
					SBO影響	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
1.13.2.2 水源への水を補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) へ水を補給するための対応手順 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	輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	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	—	—	—		
			輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	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	—	—	—		
			輪谷貯水槽 (東1)	「緊急時対策本部」に確認	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	—	—	—		
			輪谷貯水槽 (東2)	「緊急時対策本部」に確認	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	—	—	—		
			輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	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	—	—	—		
			輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	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	—	—	—		
	操作	水源の確保	輪谷貯水槽 (東1)	「緊急時対策本部」に確認	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	—	—	—		
			輪谷貯水槽 (東2)	「緊急時対策本部」に確認	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	—	—	—		
			輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	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	—	—	—		
			輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	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	—	—	—		
			輪谷貯水槽 (東1)	「緊急時対策本部」に確認	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	—	—	—		
			輪谷貯水槽 (東2)	「緊急時対策本部」に確認	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	—	—	—		
原子力災害対策手順書 [「海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	「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	「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	「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1)	「緊急時対策本部」に確認	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	—	—	—		
			輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	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	—	—	—		
			輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	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	—	—	—		

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
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供給するための対応手順 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 種	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	—	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	—		
			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	1	1	1	③	代替水源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	—		
			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	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	水源の確保	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	
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	—		
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	1	1				1	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—		

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	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		
原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」	基判 確認	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					SBO
	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位 海を利用	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 代替水源の確保状態を確認するパラメータ					

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	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
1.13.2.3 水源を切替えるための対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系及び低圧炉心スプレイス系の水源切替え a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え 事故時操作要領書 (除熱ベーンズ) 「水位確保」等	基判 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	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 器内の温度	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	代替注水流量 (常設), 代替注水流量 (可搬型) 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 替注水槽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
	操 作	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	—	—	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1	—	—

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	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
1.13.2.3 水源を切替えるための対応手順 (除酸ベーンズ) 「水位確保」等	基判 判断	水質の確保	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	サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	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 内の温度	サブレーション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	—	—	—	—	—	—	—
	操 作	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	代替注水流量 (可搬型) のう ち動作状態にある流量および外源である低圧原子炉代 替注水槽水位により代替監視可能
										代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	—
								低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1			

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	挿入パラメータを非測する計器				挿入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 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
1.13.2.3 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 a. 低圧原子炉代替注水槽を水源とした送水中の場合 原子力災害対策手順書 「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」	判断 基準	水源の確保	輸谷貯水槽 (四1)	「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 (四1)	1	1	—	—	
	操作	水源の確保	輸谷貯水槽 (四2)	「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	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	
			低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	①	原子炉水位 (圧差検) 原子炉水位 (燃料検)	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	
			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	原子炉水位 (SA) カプレッション・プール水 位 (SA)	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	

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	SBO影響	
													負荷切り離し後
1.13.2. 水源を切り替えるための対応手順 (2) 淡水から海水への切替え 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中の場合 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 原子力災害対策手順書 「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」	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	—	—	—	—			
			輪谷貯水槽 (東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 (東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	—	—	—	—			
			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	—	—	—	—			
			海を利用	「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	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	水源の確保	海を利用	「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	—	—	—	—	—			

1.13.2. 水源を切り替えるための対応手順
(2) 淡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

原子力災害対策手順書
「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」

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	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	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数 0内はPAM		直後
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設備的操作用要領書 C/TGによる非常用母線受電]	電源	電源	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧	1	1	1	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	③	—	—
			220kV 第2原子力幹線2L送電電圧	1	1	1	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	③	—	—
			66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	③	—	—
			C-メタクラ母線電圧	1	1	1	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	③	—	—
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	③	—	—
			HPC S-メタクラ母線電圧	1	1	1	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	③	—	—
			ガスタービン発電機電圧	1	1	1	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	③	—	—
			ガスタービン発電機電流	1	1	1	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	③	—	—
			ガスタービン発電機電力	1	1	1	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	③	—	—
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	③	—	—
電源	電源	電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	③	—	—
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	③	—	—
			C-ロードセントラ母線電圧	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	③	—	—
			D-ロードセントラ母線電圧	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	③	—	—

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 b. 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） 「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 用電力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急 用メタタクラ接続プラグ盤か 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	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	—	—			
			HPC S-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	—	—			
			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		
			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	—	—			
			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	—	—			
電源	操作		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-ローセントラ母線電圧	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-ローセントラ母線電圧	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	—	—			

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

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	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		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
電源	事故時操作要領書(徴収ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 「AM監視個別機車頭運書」 「高圧発電機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							
			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							

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PM	SBO影響		計器故障等	計器数 0内はPM	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 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（確保 ベース） 「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	1	1	—
		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	1	1	—
		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	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	—
		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	—
		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	1	1	—
		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	1	1	—
		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	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	—
		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	—
		ダイーゼル発電機電圧（他号炉）（A,B系のみ）	「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	1	1	—
		ダイーゼル発電機電力（他号炉）（A,B系のみ）	「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	1	1	—
ダイーゼル発電機周波数（他号炉）（A,B系のみ）	「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	1	1	—		

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	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	計器数 0内はPAM	計器名称	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 （1）代替直流電源設備による給電 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 事後時操作要領書（確保 「電源復旧」）	電源	別 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	—			
			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系直流送電母線電圧	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系直流送電母線電圧	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系直流送電（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	—			
			SAM装置設備用分電盤（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	—			
	事後時操作要領書（確保 「電源復旧」） AM設備別操作要領書 （B-115V系蓄電池（S 盤支電））	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	—			
			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	—			
	蓄電池放電確 率時間		B-115V系蓄電池の放電時 間が8時間以上となるおそ れ	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	—			

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																				
					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) 事故時の換気用電源確保 B) 事故時の換気用監視電源確保 (S A) によるB-115V系直流 盤受電」	電圧	B-115V系監視電池 (S A) 電圧	1	1	③	直送電源の受電状態を確認 するパラメータ																							
		原子炉圧力容 器内の水位	「原子炉水位(換熱機)」 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				
				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 (可搬型)	4	4	④																						
				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	①																						
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	③																						
				低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	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 (S A)	1	1	①																										
サブプレッシャポン・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	②																										

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	計器数 0内はPAM	計器名称	計器数 0内はPAM		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				
事故時操作要領書 (撤換ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 (S/A)によるB-115V系直流盤受電。	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	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	SBO				
				1	1	1	1	1	1	1	2	2			1	1		
				1	1	1	1	1	1	1	1	1			1	1	1	1
				4	4	4	4	4	4	4	4	4			4	4	4	4
				1	1	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
				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
事故時操作要領書 (撤換ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	電源	C-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				
電源	A-115V系直流電源母線電圧	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					

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	SDO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		SDO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	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	SDO
	操作	電源	B-115V系充電器電圧 B-115V系直流母線電圧	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	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						
	操作	電源	B-115V系充電器 (SA) 電圧 B-115V系直流 (SA) 母線電圧	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	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						
	操作	電源	SM用115V系充電器電圧 SM対策設備用分電盤 (2) 母線電圧	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	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						
	操作	電源	230V系充電器 (RCI C) 電圧 230V系直流母線電圧 (RCI C) 母線電圧	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	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						
	操作	電源	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						
	操作	-											

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	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	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	
1.14.2.2 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 b. 可搬型直流電源設備による給電 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」 「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	電源	B-115V系直流整流母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	計器故障等	SBO
			B1-115V系蓄電池（SA） 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			「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	—		
			B1-115V系充電器（SA） 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	—		
			SM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系直流整流母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—		
			B1-115V系蓄電池（SA） 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」 「充電器復旧」 「高圧発電機車によるメタ カラ線路プラグ盤を使用した緊急 用メタカラ線路」による直流 電源確保による直流 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	電源	230V系直流整流 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	—		
			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	—		
			B1-115V系充電器（SA） 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	—		
			SM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系直流整流母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—		
			B1-115V系蓄電池（SA） 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 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			「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	—		
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 b. 可搬型直流電源設備による給電 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」 「充電器復旧」 「高圧発電機車によるメタ 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	電源	B1-115V系充電器（SA） 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	—		
			SM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系直流整流母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—		
			B1-115V系蓄電池（SA） 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系直流整流母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—		
			B1-115V系蓄電池（SA） 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系直流整流母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—		

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		直後 負荷切り離し後	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. 直流給電車による直流送電への給電 事故時操作要領書（既録） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 直流給電車による直流送電（受電） 原子力発電所対策手順書 直流送電設備（「タンクローリ」から各機器等への給電）	電源	電源	B-115V系直流送電母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			B1-115V系蓄電池（SA）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系直流盤（RCI 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系直流盤（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	—	—	—	
	電源	電源	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	—	—	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—
				b-115V系直流送電母線電圧	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（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	—	—	—
	電源	電源	電源	230V系直流盤（RCI 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系直流盤（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	—	—	—
				SM用115V系直流送電母線電圧	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) 非常用直流電源送電時の送電開始前電源確保 b. 非常用直流電源送電時のSM-115V系直流送電 事故時操作要領書（既録ページ） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「SM用115V系蓄電池」によるB-115V系直流送電（受電） 原子力発電所対策手順書 直流送電設備（「タンクローリ」から各機器等への給電）	電源	電源	SM用115V系蓄電池電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			SM用115V系蓄電池電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	
			b-115V系直流送電母線電圧	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系直流送電母線電圧	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	電源	電源	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系直流送電母線電圧	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	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	—	—	—
				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	—	—	—

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	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	計器数 0内はPAM	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) 号年間連絡ケーブルを使用した直流電源確保 a. 号年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 事故時操作領書（既添ページ） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「号年間連絡による非常用 低圧母線受電」	電源	判 断 基 準	2 2 0 k V 第2原子力幹 線 1 L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
			2 2 0 k V 第2原子力幹 線 2 L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	—		
			6 6 k V 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系直流電源母線電圧	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系直流電源母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—		
			C-ロードセンタ母線電圧 (他号炉)			「緊急時対策本部」に確認	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 (他号炉)			「緊急時対策本部」に確認	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	—		
			A-115V系直流電源母線電圧	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系直流電源母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—		
			C-ロードセンタ母線電圧 (他号炉)			「緊急時対策本部」に確認	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 (他号炉)			「緊急時対策本部」に確認	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	—		

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

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	計器数 0内はPAM	計器名称	SBO影響					
									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圧 a. ガスタービン発電機又は高圧発電機によるSAロードセントラ母線受電 事故時操作要領書(庶務 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTTGによる緊急用母線受電」)	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	—	計器故障等	SBO			
			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	—					
事故時操作要領書(庶務 「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」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プログラム鑑小 からの電源確保」 「タンクローリー」から各機器 等への給油」)	判 断 基 準	電源	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	—					
			高圧発電機車 運転監視	操 作	電源	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	—		

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失時時対応手順 (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 原動力発生装置手冊 「高圧発電機車による緊急 用メタタクラ接続プラグ断 り」の電源確保 「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 電源	判 断 基 準 操 作	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	—		
			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	—		
			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	—					

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		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		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） 「外部電源喪失時対応手 順」 AM監視個別操作要領書 「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-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							
			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										

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	
												パラメータ 分類
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. 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 (外部電源喪失時対応手順) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 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-メタタカラ母線電圧 D-メタタカラ母線電圧 C-メタタカラ母線電圧 D-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	計器故障等	SBO
			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	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	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	1	1	—		
			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	1	1	—		
			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	1	1	—		
			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	1	1	—		
			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	1	1	—		
			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	1	1	—		
			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	1	1	—		
			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	1	1	—		
			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	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	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	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	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	—		

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	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	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 d. 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設備助操作要領書」 号時間融通による非常用 母線受電	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	—		
			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	—		
			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	電源		非常用ディー ゼル発電機運 転監視 (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	—		

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		計器名称	SBO影響			
				計器数 0内はPAM	直後		計器数 0内はPAM	直後		
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 「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	—	計器故障等	SBO	
			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	—	計器故障等	SBO	
			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 「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	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	—	計器故障等	SBO
			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	—	計器故障等	SBO
			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	—			

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	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	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
1.14.2.6 重大事故対処手順(設計基盤仕様)による対応手順 (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パラメータ	-			
			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パラメータ	-			
			ディーゼル発電機出力	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パラメータ	-			
			HPCS-ディーゼル発電機出力	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パラメータ	-			
			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パラメータ	-			
			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パラメータ	-			
相線監視機能	操作	原子炉補機冷却ポンプ圧力	ディーゼル燃料タンクレベル	1	1	1	③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	-			
			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パラメータ	-			
			原子炉補機冷却ポンプ圧力	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	-			
RCW熱交出口温度	RCW熱交出口温度	RCW熱交出口温度	RCW熱交出口温度	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	-			

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	
1.14.2.6 重大事故等対処設備(設計基程(批注))による対応手順 (2) 非常用直流電源設備による給電 事故時操作要領書(既録 「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	—		
			A-115V系直流送電母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—		
			HPCS系直流送電母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—		
			230V系直流送電(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	—		
			原子炉中性子計測用充電器盤母線電圧	2	2	2	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—		

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	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		
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、承認状態が推定可能	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	
高圧・低圧注水機能喪失確認						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
			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 (可搬型)	4	4	4					
			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					
			サブレンジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2					

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	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						
高圧・低圧注水機能喪失確認	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	
							代替注水流量 (常設)	1	1					
							代替注水流量 (可搬型)	4	4					
							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	①	—			
							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					
							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	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	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	
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	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				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												
原子炉水位 (SA)	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								
原子炉水位 (広帯域)	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 (燃料域)	2	2												
原子炉水位 (SA)	1	1												

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・低圧注水機能喪失確認	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	3	3	0	①	—	原子炉水位 (SA)	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 2	1 1	① ①	— —	高圧原子炉代替注水流 量 代替注水流 量 (常設) 代替注水流 量 (可搬型) 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	1 1 4 1 1 3 1 1 1 2	1 1 1 4 1 0 0 0 1 2	1 1 1 4 1 0 0 1 1	—	重層的に原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	—
							原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) サブレンジョン・チェンバ ー圧力 (SA)	2 1 2	2 1 2	2 1 2	—	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブレンジョン・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	—

※ 有効性評価上考慮しない操作

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	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		
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	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由			
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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	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		
				代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4		
				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、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンババ圧力 (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・チェンババ圧力 (S A)	2	2	2	2		
				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
				高圧原子炉代替注水流量	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

※ 有効性評価上考慮しない操作

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		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急減圧	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	計器故障等 直接的に原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	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		
	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	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	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		
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			

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					
高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	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	1		
							代替注水流量(常設)	1	1	1	1		
							代替注水流量(可搬型)	4	4	4	4		
							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	2	2	2	2		
							圧力 (SA)						

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	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 (広帯域)	2	2	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	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			計器故障等 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			
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4			
							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・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能									
代替注水流量 (常設)	1	1	1	①	補助パラメータ 分類理由	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	計器故障等 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		
						低圧原子炉代替注水槽水位	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 (S A)	1	1	1	1									

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		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(密設)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	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	2 2	2 2	2 2	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	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			
	サブプレッション・プール水位(SA)	1	1	1	1	1	1	1			
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0	2	0	0	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	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	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	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
	ベデスタル温度(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	直接的に原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	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
ドライウエル水位	代替注水流量(常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	ドライウエル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
	代替注水流量(可搬型)	4	4	4	4	4	4	4	4		
	低圧原子炉代替注水槽水位	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	
	代替注水流量(常設)	1	1	1	1	1	1	1	1		
サブプレッション・プール水位(SA)	代替注水流量(常設)	4	4	4	4	4	4	4	4	代替注水流量(常設)、代替注水流量(可搬型)のうち動作状態にある流量はより高圧である低圧原子炉代替注水槽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
	代替注水流量(可搬型)	4	4	4	4	4	4	4	4		
	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1	1	1	1	1		
格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル)	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	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
	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	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

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数		SBO影響		
			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	スクラバ容器水位	8	8	8	①	—	—	—	—	—	—	
	スクラバ容器圧力	4	4	4	①	—	ドライエフェル圧力 (SA)	2	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
	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	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	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

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

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			
高圧注水・減圧機能喪失確認							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		
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4		
							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		
							サブプレッジョン・チェンバ	2	2	2	2		
圧力 (SA)													

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	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				
高圧注水・減圧機能喪失確認	原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	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	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		
					代替注水流量 (可搬型)	4	4	4		
					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、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		
					サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		
					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)	2	2	2	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	2							
原子炉圧力 (SA)	1	1	1							
原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2							

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										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		計器設備等	SBO									
			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														
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	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	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	—	サブプレッション・プール水位 (S A)	2 2	2 2	1 1		加温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								
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	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	監視事項は主要パラメータにて確認									
		高压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)	2 2	2 2	1 1		加温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圧力	3	3	3	①	—	原子炉水位 (S A)	1	1	1	—	—									

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 (圧降破) 原子炉水位 (燃料破)	2 2				2 2			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) 代替注水流量 (可搬型) 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) サプレッション・チェンバ 圧力 (S A)									
										補助パラメータ分類理由	パラメータ分類	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
															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 (常設)	1	1	1
															代替注水流量 (可搬型)	4	4	4
															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

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	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			
高圧原子炉代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位 (S A) 高圧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	
		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			
		4			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4			
		1			原子炉降圧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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
		1	①	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
		3			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
		1			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
		1			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
		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) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能
		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			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・プール水位 (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			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 (S A)	1	1	1					

※ 有効性評価上考慮しない操作

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			
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	直接的に原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 (S A)	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		

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										
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								監視事項は主要パラメータにて確認								
											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	計器故障等
													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	直接的に原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		
													代替注水流量 (可搬型)	4	4	4		
													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		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		
													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		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		

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					
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		
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4		
							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	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
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	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	
							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 (広帯域)	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	1		
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2		
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	-	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	2	2	1	1		

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

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 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	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	1		
							原子炉圧力（S A）	1	1		
	原子炉圧力容器温度（S A）	2	2	2							

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	原子炉水位（圧補填） 原子炉水位（燃料棒）					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 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	
						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（可搬型）	4	4	4		
						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		
			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		
						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・チェンバール圧力（S A）	2	2	2		

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	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			
残置熱除去系（低圧注水モード）による 原子炉注水	原子炉水位（SA） 残置熱除去ポンプ出口流量 残置熱除去ポンプ出口流量 サプレッション・プール水温度（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	
		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（常設）	1	1	1	1		
		4	①	—	代替注水流量（可搬型）	4	4	4	4		
		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	0		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と噴霧熱除去に必要な水量より代替監視可能
		3	①	—	残置熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
		1	①	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
		1	①	—	残置熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
		2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1		原子炉圧力、原子炉圧力（SA）とサプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
		1	①	—	原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
		2	①	—	サプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	2		
残置熱除去系（サプレッション・プール水希釈モード）運転	残置熱除去ポンプ出口流量 残置熱除去ポンプ出口流量 サプレッション・プール水温度（SA）	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
		2	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	残置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	—	原子炉水位（SA）	1	1	1	1		
		2	①	—	残置熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	2		残置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
2	①	—	サプレッション・プール水温度（SA）	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			

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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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	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
	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										
															計器名称	計器数		
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	2	1	①	—		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	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 (SA)	1	1	1	1						
	原子炉圧力 (SA)	1	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)	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 (SA)	1	1	1	1					
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	—			原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2	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			
									サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	1					
残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	①	—			原子炉水位 (広帯域)	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 (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	放射熱の温度変化により代替監視可能					
								サプレッション・プール水位 (SA)	2	2	2	2						

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 (外部電源喪失 + DG失敗) + HPCS失敗

①重要監視パラメータ, 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	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					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	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	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								
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									
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4									
							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) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能												

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 (外部電源喪失 + DG失敗) + HPCS失敗

2.3.1 全交流動力電源喪失

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	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	1	1	
							燃料棒水位 (燃料棒)	2	2	1	1	
							原子炉注水流量 (常設)	1	1	1	1	
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	
							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	1	1	
							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	
							サブレンジョン・プール水位 (SA)	1	1	1	1	
							原子炉注水流量 (広帯域)	2	2	1	1	
燃料棒水位 (燃料棒)	2	2	1	1								
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1								
直流電源(負荷切離し及び切替)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉注水準備	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

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 (外部電源喪失 + DG 失敗) + HPCS 失敗

①重要監視パラメータ, 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		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			
遠がし安全弁による原子炉急凍減圧	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) 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	-	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 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	
								2	2	2	2		

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 (外部電源喪失 + DG 失敗) + HPCS 失敗

①重要監視パラメータ, 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	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) 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	

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 (外部電源喪失 + DG 失敗) + HPCS 失敗

①重要監視パラメータ, 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	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			計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後			計器数	計器名称			
								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	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	直接的に原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	1	1		
							代替注水流 (常設)	1	1		
							代替注水流 (可搬型)	4	4		
							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		
							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	1	1		
							原子炉圧力	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	
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2		

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 (外部電源喪失 + DG 失敗) + HPCS 失敗

①重要監視パラメータ, 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			計器故障等	SBO								
			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	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								
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1										
								代替注水流量 (箱設)	1	1	1										
								代替注水流量 (可搬型)	4	4	4										
								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										
								サブレンジョン・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2										
								原子炉水位 (ば事域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2										
								原子炉水位 (S A)	1	1	1										

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 (外部電源喪失 + DG失敗) + HPCS失敗

①重要監視パラメータ, 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			
格納容器フィルタベント系による格納容器除熱	ドライウエル圧力 (SA)	2	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	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 (SA) 又はベテスタル温度 (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	
	サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ベテスタル温度 (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	
	ドライウエル水位	3	3	3	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	
	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	①	—	サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブレーション・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	
	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	2	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	ドライウエル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	
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレーション・チェンバ)	2	2	2	①	—	代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	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	
	スクラパ容器水位	8	8	8	①	—	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) のうち動作状態にある流量および外原である低圧原子炉代替注水槽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	
	スクラパ容器圧力	4	4	4	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) のうち動作状態にある流量および外原である低圧原子炉代替注水槽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ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	2	2	①	—	[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	
							[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	
							—	—	—	—	—	—	—
							ドライウエル圧力 (SA)	2	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	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	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

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 (外部電源喪失 + DG 失敗) + 高压炉心冷却失敗

①重要監視パラメータ, 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		
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]	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	
高压原子炉代替注水水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	
							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		
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4		
							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		
							サブプレッション・チェンバ	2	2	2		
							圧力 (SA)					

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 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

2.3.2 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + ①重要監視パラメータ, 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			計器設備等	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		1	1	1	①	-	原子炉水位 (S.A)	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		
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4		
							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	1	1		
							原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1		
							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・プール水位 (S.A)	1	1	1	1		
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
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	①	-							
直流電源切替	-	-	-	-	-	-							
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉注水準備	-	-	-	-	-	-							

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 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + 高圧炉心冷却失敗

①重要監視パラメータ, 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			
遠かし安全弁による原子炉急速減圧 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	—	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	
							サブプレッション・プール水温度 (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	
							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	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	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	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								

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 (外部電源喪失 + DG 失効) + 高圧炉心冷却失敗

①重要監視パラメータ, 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	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		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		
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	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	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		
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
							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			
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4			
							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, 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			

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 (外部電源喪失 + DG 失敗) + 高圧炉心冷却失敗

①重要監視パラメータ, 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										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					
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	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		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	1			
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	4			
							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、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			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			
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	①			—
原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1										
格納容器フィルタベント系による格納容器除熱	ドライウエル圧力 (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	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 (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			

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 (外部電源喪失 + D/G失敗) + 高圧炉心冷却失敗

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 格納容器フィルタバベント系による格納容器除	抽出パラメータを計測する計器				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 器除	サブプレッジョン・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
							サブプレッジョン・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	絶対温度/圧力の関係から、サブプレッジョン・チェンバにより代替監視可能	
	ドワイウエル水位	3	3	3	①	-	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	ドワイウエル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
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4		
							低圧原子炉代替注水槽水位	1	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	
	サブプレッジョン・プール水 位 (SA)	1	1	1	①	-	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) のうち動作状態にある流量はより高圧である低圧原子炉代替注水槽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
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4		
							低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1		
	格納容器雰囲気放射線モニ タ (ドワイウエル)	2	2	2	①	-	[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
							[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	
スクラバ器水位	8	8	8	①	-	-	-	-	-	-	-	-	-
スクラバ器圧力	4	4	4	①	-	ドワイウエル圧力 (SA)	2	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	
						サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2			
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	①	-	-	-	-	-	-	-	-	-

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 (外部電源喪失 + D/G 失効) + 直流電源喪失 (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			計器設備等	
			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	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	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	監視事項は主観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		

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 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + 直流電源喪失

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	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統による原子炉注水	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	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	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		
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4		
							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		

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 (外部電源喪失 + D/G失敗) + 直流電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D/G失敗) + 直流電源喪失

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			計器設置等	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統による原子炉注水			1	1	①	-	原子炉水位 (S.A)	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	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		
								代替注水流量 (可搬型)	4	4	4		
								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		
								サブレンジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2		
								サブレンジョン・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										
高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	①	-								
直流電源切替	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
低圧原子炉代替注水系統 (可搬型) による原子炉注水準備	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

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 (外部電源喪失 + DG 失効) + 直流電源喪失

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			計器故障等	SBO
			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凍減圧	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) 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			
								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) 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		
速がし安全弁による原子炉急凍減圧	原子炉圧力 (S A)	1		1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1		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				
							サブプレッション・チェンバ 温度 (S A)	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			

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 (外部電源喪失 + DG 失効) + 直流電源喪失 (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	
			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	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	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	監視事項は主観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		

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 (外部電源喪失 + DG 失敗) + 直流電源喪失

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	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		
			抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 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	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	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速	1	1	1		
							代替注水流速 (常設)	1	1	1		
							代替注水流速 (可搬型)	4	4	4		
							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	2		
							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		

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 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + 直流電源喪失 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + ①重要監視パラメータ, 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		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			
			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ント系による原子炉格納容器除熱	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	—	①	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	直接的に原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					ドライウエル温度 (SA)	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
			2	2					ベテスタル温度 (SA)	2			
	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	—	①	2	2	ドライウエル圧力 (SA)	2	直接的に原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					サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	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

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 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + 直流電源喪失 (外部電源喪失 + D/G 失敗) + ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										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		計器設置等	SBO								
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後										
ドライウエル水位	3	3	3	①	-	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	ドライウエル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								
													代替注水流量 (可搬型)	4	4	4				
													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			
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), 代替注水流量 (可搬型)のうち動作状態にある流量および常設である低圧原子炉代替注水槽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									
												代替注水流量 (可搬型)	4	4	4					
												低圧原子炉代替注水槽水位	1	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	-	[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									
												格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	2	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能				
スクラパ容器水位	8	8	8	①	-	-	-	-	-	-	-									
スクラパ容器圧力	4	4	4	①	-	ドライウエル圧力 (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ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	2	2	①	-	-	-	-	-	-	-									

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 (外部電源喪失 + DG失敗) + SRV再閉失敗 + HPCS失敗

2.3.4 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG失敗) + SRV再閉失敗 + HPCS失敗

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	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					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	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	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								
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	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									
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4									
							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												

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 (外部電源喪失 + DG 失敗) + SRV 再閉失敗 + HPCS 失敗

2.3.4 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + SRV 再閉失敗 + HPCS 失敗

対応手段	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			
			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				
遠かし安全弁による原子炉急凍減圧	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	監視事項は主観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			
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2			
	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	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	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		
								原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		

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 (外部電源喪失 + DG 失敗) + SRV 再閉失敗 + HPCS 失敗

2.3.4 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + SRV 再閉失敗 + HPCS 失敗

対応手段	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			
			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				
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	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	監視事項は主制御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	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
	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1								
	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2								

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 (外部電源喪失 + DG 失敗) + SRV 再閉失敗 + HPCS 失敗

2.3.4 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + SRV 再閉失敗 + HPCS 失敗

対応手段	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		
			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			
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 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	① ①	— —	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	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	1	1	1		
							代替注水流 (常設)	1	1	1		
							代替注水流 (可搬型)	4	4	4		
							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	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		

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 (外部電源喪失 + DG 失敗) + SRV 再閉失敗 + HPCS 失敗

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		計器故障等	SBO		
			直後	負荷切り離し後			計器数	SBO影響				
								直後			負荷切り離し後	
格納容器フィルタイベント系による格納容器除熱	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	—	①		2	2	直接的に原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			総和温度/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	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	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、サブレーション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能						

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 (外部電源喪失 + DG失敗) + SRV再閉失敗 + HPCS失敗

2.3.4 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG失敗) + SRV再閉失敗 + HPCS失敗

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格納容器除熱	ドライウエル水位	3	3	3	①	—	1	1	計器設置等 ドライウエル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	
	サブプレッション・プール水位 (SA)	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	
	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	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	—	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	
	スクラパ容器水位	8	8	8	①	—	—	—	—	—	
	スクラパ容器圧力	4	4	4	①	—	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	
	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	—	—	—	—	—	—

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				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、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	
						代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	
						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	2	2	2	
						圧力 (SA)				

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	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			計器設置等
							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	-	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		
					代替注水流量 (可搬型)	4	4	4		
					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		
					残置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		
					残置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		
					サブプレッジョン・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							
原子炉水位 (SA)	1	1	1							

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			計器故障等	
			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	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	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		
						原子炉圧力 (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・プールの温度 (S A)	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	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		
						原子炉圧力 (S A)	1	1	1		
						原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		

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	—	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			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 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	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
						原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2		
						原子炉圧力 (SA)	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 (管段)	1	1	1	1		
						代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4		
						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								
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												

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	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			
残置熱除去系（低圧注水モード）による 原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	①	—	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	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			
					代替注水流量 (可搬型)	4	4	4			
					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			
					残置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			
					残置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			
					サブプレッション・プール水位 (燃料域)	2	2	1			
原子炉水位 (SA)	1	1	1								
残置熱除去系（サブプレッション・プール注水モード）運転	残置熱除去ポンプ出口流量	3	①	—	残置熱除去ポンプ出口流量	2	2	2	残置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	
					サブプレッション・プール水位 (SA)	2	2	2	サブプレッション・プール水位 (SA) の温度変化により代替監視可能		
					サブプレッション・プール温度 (SA)	2	2	2			

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				
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	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		
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4		
							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・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉压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・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		

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	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			計器設置等
							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	—	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	—	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		
		4	4	—	代替注水流量 (可搬型)	4	4	4		
		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崩壊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 (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	—	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		
		1	1	—	サブプレッジョン・プール水位 (SA)	1	1	1	水脈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	
		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 (SA)	1	1	1				

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				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速減圧	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	-	サブレーション・プールの水位 (SA)	1	1	水際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 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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2			2	2
							原子炉水位 (SA)	1	1			1	1
	サブレーション・プールの温度 (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	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
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	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		
							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
	サブレーション・プールの温度 (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							2	2	2	2			
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圧力を計測することができ、監視可能		

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	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	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)	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	監視事項は主観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		

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			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	1	1	1			
							代替注水流（常設）	1	1	1			
							代替注水流（可搬型）	4	4	4			
							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	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			

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	計器名称	1	1	1	①	補助パラメータ 分類理由	計器名称	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	計器故障等	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		
								代替注水流量(可搬型)	4	4	4		
								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		

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	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			計器設置等
							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	—	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	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	
	低圧原子炉代替注水槽水位	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
		1	1	—	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	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	
	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	

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										
格納容器フィルタベント系による格納容器除熱	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッジョン・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							
	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベテスタタル温度 (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							
	サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ベテスタタル温度 (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	監視事項は主要パラメータにて確認							
	ドライウエル水位	3	3	3	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							
	サブプレッジョン・プール水 位 (SA)	1	1	1	①	—	サブプレッジョン・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッジョン・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							
	格納容器雰囲気放射線モニ タ (ドライウエル)	2	2	2	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	ドライウエル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							
	格納容器雰囲気放射線モニ タ (サブプレッジョン・チェ ンバ)	2	2	2	①	—	代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	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							
	スクラパ容器水位	8	8	8	①	—	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) のうち動作状態における流量および外流である低圧原子炉代替注水槽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							
	スクラパ容器圧力	4	4	4	①	—	[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							
	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	—	[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							

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				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
原子炉スクラム採取確認 格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水 系起動確認	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 直接的に原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	①	—	サブレンジョン・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 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		
	サブレンジョン・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 飽和温度/圧力の関係から、サブレンジョン・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	① ①	— —	原子炉水位 (SA)	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 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 代替注水流量 (可搬型) 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 (SA) サブレンジョン・チェンバ 圧力 (SA)		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) とサブレンジョン・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

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	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			
格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系起動確認	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
		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		
		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	—	—	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		
		1	—	—	サブプレッション・プールの水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プールの水位 (SA) の水位変化により代替監視可能		
		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 (広帯域) と原子炉圧力 (燃料域) の差圧から原子炉圧力容器の水位変化により代替監視可能		
		1	—	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	原子炉圧力 (SA)		
		1	①	—	—	—	—	—	—		—
		3	①	—	—	—	—	—	—		—
		3	—	—	—	—	—	—	—		—
		3	—	—	—	—	—	—	—		—
		3	—	—	—	—	—	—	—		—
		3	—	—	—	—	—	—	—		—
		3	—	—	—	—	—	—	—		—

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	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	2 2		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類		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	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 (管設)	1	1		
										代替注水流量 (可搬型)	4	4		
										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 (SA)	1	1		
										サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2		

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 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				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			
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 (S A)	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			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			
		4			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4			
		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			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			残置熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
		1			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
		1			残置熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
		2			原子炉圧力	2	2	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
		2			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・プールの水位 (S A)	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
		2			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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
		1			原子炉水位 (S A)	1	1	1			
1			サブプレッション・プールの水位 (S A)	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			
2			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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			
1			原子炉水位 (S A)	1	1	1					
1			原子炉水位 (S A)	1	1	1					

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 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
自動減圧系の自動起動阻止	トライウエル圧力 (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	
	トライウエル温度 (SA)				—	①			総和温度/圧力の関係から、トライウエル温度 (SA) 又はベテスタル温度 (SA) により代替監視可能		
	ベテスタル温度 (SA)										
	トライウエル圧力 (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 圧力 (SA)				—	①			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 (SA)								直接的に原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 (広帯域) 原子炉水位 (線料域)	2 2	2 2	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
	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	
	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)										
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								
サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)											
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (線料域)	2 2	2 2	1 1								
原子炉圧力	2	2	2								

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 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	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	
		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 (常設)	1	1	1		
		4	4	4	—	—	代替注水流量 (可搬型)	4	4	4		
		1	1	1	—	—	原子炉隔離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	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	2	—	—	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) とサブレンジョン・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	—	—	サブレンジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		
		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
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、未監視状態が推定可能	
6	6			6	—	—	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	
残留熱除去系 (サブレンジョン・プール水冷却降セード) 運転による原子炉格納容器除熱	サブレンジョン・プール水温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブレンジョン・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	サブレンジョン・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	
		2	0	0	—	—	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	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	
		2	2	2	—	—	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	

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOC A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]制御棒の位置表示により、未読異常状態が推定可能
						原子炉水位 (S A)	1	1	1	
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	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 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
						代替注水流量 (常設)	1	1	1	
						代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
						原子炉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	
						サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	

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 原子炉水位 (SA)					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		
					代替注水流量 (可搬型)	4	4	4		
					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	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	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	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		

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	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・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	—	サブレーション・プール水位 (S A)	1	1	1	水原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		サブレーション・プール水位 (S A)	1	1	1	水原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					
		1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	船機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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	船機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	—	原子炉水位 (S A)	1	1	1	船機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	船機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	—	サブレーション・プール水位 (S A)	1	1	1	水原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		サブレーション・プール水位 (S A)	1	1	1	水原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					
	熱留熱除去ポンプ出口圧力	3	①	—		3	3	—			3	3	—							
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	①	—		1	0	—			1	0	—							

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			
高圧原子炉代替注水系統による原子炉注水 ※	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (SA)	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 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 (管設)	1	1		
							代替注水流量 (可搬型)	4	4		
							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 (SA)	1	1		
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2		

※ 有効性評価上考慮しない操作

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、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ ※ 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	—	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	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
					代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4		4	4	4
					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・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		2	2	2
					サブプレッション・プール水位 (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						

※ 有効性評価上考慮しない操作

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	SBO影響		計器名称	計器数			
					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 低下原子炉代替注水系（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	直接的に原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	直接的に原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	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	直接的に原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	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	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能

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 (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 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	高圧原子炉代替注水流量 (常設)	1	1	1	
	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	
	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	2	2	1	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	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	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	2	2	2	
					圧力 (S A)				

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 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	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	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
		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		
		4			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4		
		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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		3			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
		1			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
		1			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
		2			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	
		1			原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
		2			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		
		1			低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	水罐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	
		2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	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	
		1			原子炉水位 (SA)	1	1	1		

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 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	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	低圧原子炉代替注水槽水位	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
					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	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	
格納容器フィルタイベント系による格納容器除熱	サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	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	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	ドライウエルへ注水している系統の注水流量より代替監視可能	
					代替注水流量(可搬型)	4	4	4		
					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により代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOC A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										
格納容器フィルタバント系による格納容器除熱	サブプレッジョン・ブール水位 (SA)	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	計器故障等	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	①	—	代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) のうち動作状態にある流量は、ほぼ公称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								
	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	1	①	—	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1		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	—	[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								
	スクラバ容器圧力	4	4	4	①	—	[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								
	第1バントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	2	2	①	—	—	—	—	—	—	—	—							

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフェースシステム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			
インターフェースシステムLOCA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高圧炉心スプレ イ系による原子炉注水	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	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	—	[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、未確認状態が検定可能	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	—	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	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	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 (S A)	1	1	1	本源であるサプレッション・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	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	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	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	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	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	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	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	①	—	サプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	本源であるサプレッション・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	
	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	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	
							原子炉水位 (S A)	1	1	1			

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		計器故障等		
			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・プール水位 (SA)	1	1	1	2 2	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 (SA)	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		

※ 有効性評価上考慮しない操作

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										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			
インターフエイズシステムLOCA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		
	原子炉圧力 (S A)	1	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)	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 (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 (S A)	1	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
							サブレンジョン・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	2		
	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) 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	2	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	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
原子炉圧力 (S A)							1	1	1	1			
[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		

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) 原子炉水位 (燃料域)	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	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		直接的に原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		直接的に原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	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
	原子炉圧力 (S A)	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	
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	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	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		直接的に原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		直接的に原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	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

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフエアシステム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		計器設備等	SBO	
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
速かし安全弁による原子炉急速減圧	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			
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1			
	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	1	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)	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 (SA)	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 (燃料域)	2	2	2			
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	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
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	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	

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス (インターフエアシステム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		計器設備等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
現操操作での残置熱除去系隔離操作	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	計器設備等	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	直接的に原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	直接的に原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	
残置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	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 (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	直接的に原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	直接的に原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	
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	①	—	サブレンジョン・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブレンジョン・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	始端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			

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	—	中性子領域計装	4	0	0	中性子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	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、水漏れ状態が推定可能		
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	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)	2	2	1	船操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	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)	2	2	1	船操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		
	低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	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)	2	2	1	船操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		
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	—	原子炉水位 (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)							2	2	1	船操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			

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	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			計器数	SBO影響			
								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	2 2	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
							高圧原子炉代替注水流量	1	1		
							代替注水流量（常設）	1	1		
							代替注水流量（可搬型）	4	4		
							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 (SA)	1	1		
							サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2		

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 (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		
							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			
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4			
							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	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			
							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		
							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			

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 炉心損傷確認	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドラワイウエル)	2	2	1	①	—	[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]	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
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	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 (S A)	1	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		

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	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 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	-	抽出パラメータ	補助パラメータ	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
							パラメータ分類	分類理由	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	
							負荷切り離し後		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	
							直後		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							負荷切り離し後		原子炉水位 (SA)	1	1	1		
							直後		原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		
							負荷切り離し後		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	
							直後		高圧原子炉代替注水流	1	1	1		
							負荷切り離し後		代替注水流 (管設)	1	1	1		
							直後		代替注水流 (可搬型)	4	4	4		
							負荷切り離し後		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							直後		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速と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
							負荷切り離し後		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							直後		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
負荷切り離し後		残留熱代替除去系原子炉注水流	1	1	1									
直後		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								
負荷切り離し後		原子炉圧力 (SA)	1	1	1									
直後		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2									

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

①重要監視パラメータ、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			計器設置等	
							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	—	代替注水流量（常設）	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水頭とする系統のうち、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	
					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頭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		
					ヘアスタイル温度（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		
					ドライウエル温度（SA）	7	7	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
					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
					格納容器酸素濃度（SA）	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

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	原子炉圧力容器内の温度変化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	残留熱代替除去系原子炉注水流量と残留熱代替除去系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	
								残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	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系ポンプ出口圧力（S.A.）、サブプレッション・プール水位（S.A.）と残留熱代替除去系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	
								原子炉圧力容器温度（S.A.）	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	
								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と残留熱代替除去系ポンプ出口圧力、サブプレッション・プール水位（S.A.）と残留熱代替除去系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	
								残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	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系ポンプ出口圧力（S.A.）、サブプレッション・プール水位（S.A.）と残留熱代替除去系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	
								サブプレッション・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	
								サブプレッション・チェンバ温度（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.）	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	
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									
サブプレッション・チェンバ圧力（S.A.）	2	2	2	2	絶対温度/圧力の関係から、ドライウエル温度（S.A.）又はサブプレッション・チェンバ温度（S.A.）により代替監視可能									
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									
サブプレッション・チェンバ圧力（S.A.）	2	2	2	2	絶対温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度（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	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（S.A.）	2	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（S.A.）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	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（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	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									

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		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			
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 (S/A)	1	0	0	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	
	格納容器酸素濃度 (S/A)	1	0	0	①	—	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 (S/A)	1	0	0	①	—	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	

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

①重要監視パラメータ、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				補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響		計器数	計器名称	計器数	SBO影響		計器設置等	SBO	
	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
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	6	0	①	—	4	中性子領域計装	4	中性子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、水漏れ状態が推定可能	0	0	中性子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、水漏れ状態が推定可能	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
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	①	—	2	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)と原子炉水位 (燃料域)の変化より代替監視可能	1	1	原子炉水位 (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)
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	①	—	2	サプレッション・プール水位 (SA)	2	2	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	1	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
																原子炉水位 (SA)
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	①	—	2	サプレッション・プール水位 (SA)	2	2	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	1	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
																原子炉水位 (SA)
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	—	2	サプレッション・プール水位 (SA)	2	2	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	1	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
																原子炉水位 (SA)

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（圧縮域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	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	SBO
									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		
									代替注水流量（可搬型）	4	4	4	4		
									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		

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 (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	
							パラメータ分類	原子炉水位 (ば沸域) 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水位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	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
							補助パラメータ分類理由	代替注水流量 (箱設)	1	1	1			
							補助パラメータ分類理由	代替注水流量 (可搬型)	4	4	4			
							補助パラメータ分類理由	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
							補助パラメータ分類理由	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		
							補助パラメータ分類理由	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							補助パラメータ分類理由	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							補助パラメータ分類理由	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
							補助パラメータ分類理由	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		
							補助パラメータ分類理由	原子炉圧力 (SA)	1	1	1			
							補助パラメータ分類理由	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2			
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	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
炉心損傷確認	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドラワイヴェル)	2	2	1	①	—	[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]	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	

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	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	①	—	原子炉水位 (S A)	1	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		

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				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	
						代替注水流量（可搬型）	4	4	4	4	
						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	

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	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（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	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（可搬型）	4	4	4		
							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		

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

①重要監視パラメータ、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	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	計器設置等
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	—	代替注水流量（常設）	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水頭とする系統のうち、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	
	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）	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（燃料域）	2	2	2	2	2
	原子炉水位（SA）	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温度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（SA）	1	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	0	低圧原子炉代替注水槽を水頭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
							ベアスタル温度（SA）	2	2	2	2	2
	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	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・チェンバールにより代替監視可能
							サブプレッション・チェンバール圧力（SA）	2	2	2	2	2
	水素濃度及び核素濃度監視設備の起動	格納容器水素濃度（SA）	1	0	0	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
格納容器酸素濃度（SA）		1	0	0	①	—	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	
ベアスタル温度（SA）		2	2	2	—	—	ベアスタル温度（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）	2	2	2	2	2
サブプレッション・チェンバール圧力（SA）		2	2	2	—	—	サブプレッション・チェンバール圧力（SA）	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・チェンバールにより代替監視可能	
							サブプレッション・チェンバール圧力（SA）	2	2	2	2	2
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	絶対温度/圧力の関係から、ドライウエル温度（SA）又はベアスタル温度（SA）により代替監視可能
							ベアスタル温度（SA）	2	2	2	2	2
サブプレッション・チェンバール圧力（SA）		2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバール圧力（SA）	2	2	2	2	絶対温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバール温度（SA）により代替監視可能
							サブプレッション・チェンバール圧力（SA）	2	2	2	2	2

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	代替注水流量（可搬型）	4	4	4	①	—	計器名称	2	2	計器数	2	2	計器名称	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	計器数	2	2	計器名称	ドライウエル圧力 (SA) とサブレッション・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									
							直後	2	2	直後	2	2	直後	2	2	直後	2	2	直後	2	2		直後	2	2						
							負荷切り離し後	4	4	負荷切り離し後	4	4	負荷切り離し後	3	3	負荷切り離し後	3	3	負荷切り離し後	3	3		負荷切り離し後	3	3						
							計器数	4	4	計器数	3	3	計器数	1	1	計器数	1	1	計器数	4	4		計器数	4	4						
	格納容器フィルタカバント系による原子炉格納容器除熱	代替注水流量（可搬型）	1	1	1	①	—	計器名称	1	1	計器名称	1	1	計器名称	代替注水流量（常設）	1	1	計器名称	代替注水流量（常設）	1	1	計器名称	代替注水流量（常設）、代替注水流量（可搬型）のうち動作状態にある流量は、必ず正常である低圧原子炉代替注水槽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							
								直後	1	1	直後	1	1	直後	4	4	直後	4	4	直後	4	4	直後		4	4					
								負荷切り離し後	1	1	負荷切り離し後	1	1	負荷切り離し後	1	1	負荷切り離し後	1	1	負荷切り離し後	1	1	負荷切り離し後		1	1					
								計器数	1	1	計器数	1	1	計器数	4	4	計器数	4	4	計器数	1	1	計器数		4	4					
								ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	計器名称	2	2	計器名称	2	2	計器名称	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1		計器名称	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	計器名称	低圧原子炉代替注水槽水位	監視事項は主要パラメータにて確認
														直後	2	2	直後	2	2	直後	2	2	直後		2	2	直後	2	2	直後	
サブレッション・チェンバース圧力 (SA)	2	2	2	①	—	計器名称	2	2	計器名称	2	2	計器名称	サブレッション・チェンバース圧力 (SA)	2	2	計器名称	サブレッション・チェンバース圧力 (SA)	2	2	計器名称	サブレッション・チェンバース圧力 (SA)	監視事項は主要パラメータにて確認									
						直後	2	2	直後	2	2	直後	2	2	直後	2	2	直後	2	2	直後		2	2							
格納容器フィルタカバント系による原子炉格納容器除熱	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	計器名称	2	2	計器名称	2	2	計器名称	サブレッション・チェンバース圧力 (SA)	2	2	計器名称	サブレッション・チェンバース圧力 (SA)	2	2	計器名称	サブレッション・チェンバース圧力 (SA)	監視事項は主要パラメータにて確認								
							直後	2	2	直後	2	2	直後	2	2	直後	2	2	直後	2	2	直後		2	2						
							負荷切り離し後	2	2	負荷切り離し後	2	2	負荷切り離し後	2	2	負荷切り離し後	2	2	負荷切り離し後	2	2	負荷切り離し後		2	2						
							計器数	2	2	計器数	2	2	計器数	7	7	計器数	7	7	計器数	2	2	計器数		2	2						
サブレッション・チェンバース圧力 (SA)	2	2	2	①	—	計器名称	2	2	計器名称	2	2	計器名称	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	計器名称	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	計器名称	ドライウエル圧力 (SA)	監視事項は主要パラメータにて確認									
						直後	2	2	直後	2	2	直後	2	2	直後	2	2	直後	2	2	直後		2	2							
サブレッション・チェンバース圧力 (SA)	2	2	2	①	—	計器名称	2	2	計器名称	2	2	計器名称	サブレッション・チェンバース圧力 (SA)	2	2	計器名称	サブレッション・チェンバース圧力 (SA)	2	2	計器名称	サブレッション・チェンバース圧力 (SA)	監視事項は主要パラメータにて確認									
						直後	2	2	直後	2	2	直後	2	2	直後	2	2	直後	2	2	直後		2	2							

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	サブプレッジョン・ブール水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	計器設置等 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	
	スクラバ容器水位	8	8	8	8	8	8	8	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	4	4	4	4	4	監視事項は主要パラメータにて確認
	2	2	2	2	2	2	2	2	
第1ベントフィルタダ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認

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	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉スクラム確認	平均出力領域計装	6	0	①	—	中性子源領域計装	4	0	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	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、未過渡状態が推定可能	
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	1	水原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) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	
						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	1	水原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	
	蒸留熱除去ポンプ出口圧力	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	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	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		
	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	①	—							
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	①	—							

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				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			
	代替注水流量 (常設)	1				1	1			
	代替注水流量 (可搬型)	4				4	4			
	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		
	高压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				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、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			
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2				2	2			

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				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														
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	2	2	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 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											
												補助パラメータ分類理由	パラメータ分類	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		
																	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	
																	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		
																	代替注水流量 (可搬型)	4	4	4		
																	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崩壊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	0	0		
																	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	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、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
																	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

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	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										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		計器設置等	計器設置等	
							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	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	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			
		4	4			代替注水流量 (可搬型)	4	4			
		1	1			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1			
		1	0	①	—	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崩壊熟除去に必要な水量より代替監視可能	
		3	0			残留熟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 (S A)	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			サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2			
		1	1			サブプレッション・プール水位 (S A)	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	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1		崩壊熟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			原子炉水位 (S A)	1	1			

※ 有効性評価上考慮しない操作

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				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 逐かし安全弁による原子炉急減速減圧	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	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廃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	
									代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	
									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	

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	-	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		
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4		
							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、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		
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	2	2	2	2	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	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 (SA)	1	1	1	1		
原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2									

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		
対応手段 速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 (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	2	2	0	原子炉圧力容器温度 (S)	
		2	2	2	2	2	2	0	【エリア放射線モニタ】	
		2	2	2	2	2	2	0	【エリア放射線モニタ】	
		1	0	0	0	1	0	0	格納容器水素濃度	
		1	0	0	0	1	0	0	格納容器酸素濃度	
対応手段 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2	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
		2	2	2	2	2	2	2	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	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	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	
		2	2	2	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)	
		2	2	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	
		4	4	4	4	3	3	3	ドライウエル水位	
		1	1	1	1	1	1	1	サブプレッション・プール水位 (SA)	
対応手段 ベアスタルへの注水	原子炉圧力容器温度 (SA)	4	4	4	4	4	4	4	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
		4	4	4	4	4	4	4	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	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	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	
		2	2	2	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	
		2	2	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	
		4	4	4	4	3	3	3	ドライウエル水位	
		1	1	1	1	1	1	1	サブプレッション・プール水位 (SA)	
対応手段 ベアスタルへの注水	原子炉圧力容器温度 (SA)	4	4	4	4	4	4	4	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
		4	4	4	4	4	4	4	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	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	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	
		2	2	2	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	
		2	2	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	
		4	4	4	4	3	3	3	ドライウエル水位	
		1	1	1	1	1	1	1	サブプレッション・プール水位 (SA)	

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												
	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			
ベデスタルへの注水	ベデスタル水位	4	4	4	①	—	代替注水流量(常設)	1	1	1	1	ベデスタル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
							代替注水流量(可搬型)	4	4	4	4		
原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	①	—	低圧原子炉代替注水槽水位	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
							原子炉圧力	2	2	2	2		
							原子炉圧力(SA)	1	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(燃料域)	2	2	2	2		
							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							

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	直接的に原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	直接的に原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		
	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	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	直接的に原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								
ドライウエル圧力 (S.A)	2	2	2	①	—	サプレッション・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	
						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		
ベデスタル温度 (S.A)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (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	
						サプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (S.A) とサプレッション・チェンバ圧力 (S.A) の差圧により代替監視可能		
						ドライウエル圧力 (S.A)	2	2	2	2			
						サプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2			
代替注水流速 (可搬型)	4	4	4	①	—	ドライウエル水位	3	3	3	3	注水先のドライウエル水位、サプレッション・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	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)	1	1	1	1	注水先のドライウエル水位、サプレッション・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		
						ベデスタル水位	4	4	4	4			
						ベデスタル水位	4	4	4	4			

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			
溶融炉心への注水	ベデスタル水位	4	4	4	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	ベデスタル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
		4	4	4	①	—	代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4	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	—	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	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系ポンプ出口圧力、サブプレッション・プールの水位 (SA) と残留熱代替除去系ポンプの注水特性から推定した総流量より代替監視可能	
		1	1	1	①	—	サブプレッション・プール水温度 (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	
残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器解熱	残留熱代替除去系格納容器スプレッド流量	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		7	7	7	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	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	
		2	2	2	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	
		2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	他の温度/圧力の関係から、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) により代替監視可能	
可搬式蒸発器給液槽を用いた格納容器内への蒸発注入	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
		2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	他の温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) とサブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
		2	2	2	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・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	他の温度/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	
可搬式蒸発器給液槽を用いた格納容器内への蒸発注入	格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	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
		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	
		2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	他の温度/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	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圧力を計測することができ、監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

3.3 原子炉压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

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			
			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										

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

重大事故等対処に係る監視事項

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										

重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故1

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	—	—									
	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	①	—	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	2	2	2	—	—									
	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	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 (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	—								
	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	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	—								
							燃料プール監視カメラ (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 (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	—								
							燃料プール監視カメラ (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	—								

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		計器説明等	SBO									
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後											
燃料プールの注水機能喪失確認	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	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	—							
	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	1 1	—	助燃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							
	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監視可能	1 1 1	0 1 1	1 1 1	0 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	①	—	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	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	①	—	燃料プール監視カメラ (S)	1	0	0	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	—	燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を監視可能	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	—	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監視可能	1 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を監視可能	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	—	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監視可能	1 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を監視可能	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	—	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監視可能	1 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を監視可能	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	—	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監視可能	1 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を監視可能	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	—	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監視可能	1 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を監視可能	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	—	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監視可能	1 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を監視可能	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	—	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監視可能	1 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	—	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							

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	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	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発煙状況、放射線の濃度状況及び臨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	1			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発煙状況、放射線の濃度状況及び臨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
			①	1			1	1			燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	燃料プールの監視可能
燃料プールの注水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	燃料プール水位・温度 (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の発煙状況、放射線の濃度状況及び臨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	1			1	1			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
			①	1			1	1			燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	燃料プールの監視可能
燃料プールの注水による燃料プールへの注水	燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	0	燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の発煙状況、放射線の濃度状況及び臨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	1			1	1			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
			①	1			1	1			燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	燃料プールの監視可能

重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故1

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		
燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル使用)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	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 (S A)	1	0	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 (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 (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 (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 (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 (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 (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 (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 (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 (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

※ 有効性評価上考慮しない操作

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					
燃料プールの水位低下確認	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監視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				
							燃料プール水位・温度 (S A)	1	1			1	
	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、放射線の遮蔽状況及び監視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				
							燃料プール水位・温度 (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	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監視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	1	1			
							燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1			
	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 (S A)	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				
原子炉水位 (S A)								1	1	1			
残留熱除去ポンプ出口流量		3	0	0	①	-	燃料プール水位 (S A)	1	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	
							燃料プール水位 (S A)	1	0	0			
							燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0			
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、放射線の遮蔽状況及び監視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			
							燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1			
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、放射線の遮蔽状況及び監視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				
	燃料プール水位・温度 (S A)						1	1	1				

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		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	燃料プールの燃料エレリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1 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								
			1	1								
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								
			1	1								
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								
			1	1								

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	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		
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	燃料プール水位 (SA)	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
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	1	①	—	燃料プール水位 (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
					燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	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	—	燃料プール水位 (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	①	—	燃料プール水位 (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・温度 (SA)	1	①	—	燃料プール水位 (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・温度 (SA)	1	①	—	燃料プール水位 (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・温度 (SA)	1	①	—	燃料プール水位 (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・温度 (SA)	1	①	—	燃料プール水位 (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・温度 (SA)	1	①	—	燃料プール水位 (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・温度 (SA)	1	①	—	燃料プール水位 (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	
				燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能		

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					
燃料プールのスプレイス系（可搬型スプレイス/スズル使用）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		
							燃料プール水位・温度（S A）	1	1			1	1
							燃料プール監視カメラ（S A）	1	0			1	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・温度（S A）	1	1			1	1
							燃料プール監視カメラ（S A）	1	0			1	0
	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・温度（S A）	1	1			1	1
							燃料プール監視カメラ（S A）	1	0			1	0
	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・温度（S A）	1	1			1	1
							燃料プール監視カメラ（S A）	1	1			1	1

※ 有効性評価上考慮しない操作

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				計器名称	計器数	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	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		
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	0	0	①	—	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	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 (S A) サブレーション・プール水温度 (S A)	2	2	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能	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	①	—	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	2	2	0	0	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 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	
逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	原子炉圧力	1	1	1	①	—	原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 (燃料棒) 原子炉圧力 (燃料棒)	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	
	原子炉圧力 (S A)	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 (S A)	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 (S A)	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	

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

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		
速がし安全弁による原子炉の圧圧状態維持	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	計器故障等 除熱先の変動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
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	①	—	サブレーション・プール水温度 (SA)	2	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	

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			
残置熱除去系(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	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	直接的に原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		
							代替注水流量 (可搬型)	4	4		
							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	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	
							残置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		
							残置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	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		

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	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 (ばね検) 原子炉水位 (燃料検)	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	
					高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
					代替注水流量 (箱股)	1	1	1			
					代替注水流量 (可搬型)	4	4	4			
					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			
					サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	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
											監視事項は主要パラメータにて確認

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		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 崩壊熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水	計器名称					サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	計器故障等 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 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
	計器数	3			2	2	2	2	
	パラメータ分類				①				
補助パラメータ分類理由				—					
	計器名称	残留熱除去ポンプ出口流量				原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	
	計器数		0	0		原子炉水位 (SA)	1	1	

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	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	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			
		代替注水流量(可搬型)	4	4	代替注水流量(可搬型)	4	4	4			
		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	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	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	1			
		原子炉圧力 (S A)	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	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2			

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	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 (は普通) 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 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			
					代替注水流量 (可搬型)	4	4	4			
					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			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			
					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	2	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
					サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2		
					残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	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

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	
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	計器故障等 除熱先の温度変化により代替監視可能 監視事項は主観パラメータにて確認	SBO
			2	2			サブレーション・プール水温度(SA)	2	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

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			
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	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	蒸留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	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	蒸留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	1	1	1	①	—	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	蒸留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	蒸留事項は主要パラメータにて確認

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		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	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	
							原子炉水位 (広領域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	
							残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	2	

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	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 (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
	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	
	代替注水流量 (可搬型)	4			代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	
	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	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 (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			サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	

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統(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	補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	①	—	原子炉水位 (S A)	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 (燃料槽)	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 (燃料槽)	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						
					代替注水流量 (可搬型)	4	4	4	4						
					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	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						
					残留熱代替熱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					
					原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1						
					サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2						

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統(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(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2 2	2 2	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(SA)	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残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	
							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(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		
							サブレンジョン・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		
	残留熱除去系(原子炉停止時熱除去機回復)運転による前線熱除去機回復	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	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	
								サブレンジョン・プール水温度(SA)	2	2	2		

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 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 (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
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	
							代替注水流量 (常設)	1	1	
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	
							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	

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確認	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認		
		補助パラメータ分類理由									
		パラメータ分類			①						
		計器名称	原子炉水位 (燃料槽)	2	2	原子炉水位 (燃料槽)	2	2		1	1
		計器名称	原子炉水位 (燃料槽)	2	2	原子炉水位 (燃料槽)	2	2		1	1
		計器名称	原子炉水位 (燃料槽)	2	2	原子炉水位 (燃料槽)	2	2		1	1
		計器名称	原子炉水位 (燃料槽)	2	2	原子炉水位 (燃料槽)	2	2		1	1
		計器名称	原子炉水位 (燃料槽)	2	2	原子炉水位 (燃料槽)	2	2		1	1
		計器名称	原子炉水位 (燃料槽)	2	2	原子炉水位 (燃料槽)	2	2		1	1
		計器名称	原子炉水位 (燃料槽)	2	2	原子炉水位 (燃料槽)	2	2		1	1
		計器名称	原子炉水位 (燃料槽)	2	2	原子炉水位 (燃料槽)	2	2		1	1
		計器名称	原子炉水位 (燃料槽)	2	2	原子炉水位 (燃料槽)	2	2		1	1
		計器名称	原子炉水位 (燃料槽)	2	2	原子炉水位 (燃料槽)	2	2		1	1

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確認	サブレンション・ブール水位 (SA)	1	1			1	1			計器故障等	SBO								
												①	—	1	4	1	4	1	1
												1	1	1	4	1	1	1	1

代替注水流量 (常設)、代替注水流量 (可搬型) のうち動作状態にある流量および水階である低圧原子炉代替注水階水位により代替監視可能

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		
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	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	監視事項は主要パラメータにて確認
		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		
		4			代替注水流量（可搬型）	4	4	4		
		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	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			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
		1			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
		1			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
		2			原子炉圧力	2	2	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	
		2			サブプレッション・チェンバ圧力（S A）	2	2	2		

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停止確認	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (ばね域)	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	1					
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1				
							代替注水流量 (箱股)	1	1	1				
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	4				
							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廃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、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				

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	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 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 (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
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	
							代替注水流量 (常設)	1	1	
							代替注水流量 (可搬型)	4	4	
							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	

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 (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	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			
					代替注水流量 (可搬型)	4	4	4			
					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			
					サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	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隔離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

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		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（低圧注水モーフ）運転による原子炉注水	計器名称				補助パラメータ 分類理由					
	計器数				パラメータ 分類					
	計器名称	3	0	0	①					
	計器名称	残留熱除去ポンプ出口流量								
	計器名称					原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	水質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
	計器名称					原子炉水位（SA）	1	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認

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

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	SBO 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	SBO 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：有線式通信設備，所内通信連絡設備，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 / 8)

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 (S A)	0~500℃	0~1200℃※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 (S A)	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)	-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 (S A)	-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 28 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 28 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 1328cm)。
- ※ 3 基準点はサブレンション・ブール通常水位 (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)、代替注水流量 (可搬型)、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 6 箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(2/8)

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。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	1				
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h	1				
	代替注水流量(常設)	0~300m ³ /h	—	1	超音波式流量検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。	
	代替注水流量(可搬型)	0~150m ³ /h	—	4				
	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去ポンプ出口流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h	3	1	差圧式流量検出器	
低压炉心スプレイポンプ出口流量		0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h	1				
残留熱代替除去系原子炉注水流量		0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	1				
代替注水流量(常設)		0~300m ³ /h	—	1	超音波式流量検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。	
代替注水流量(可搬型)		0~150m ³ /h	—	4				
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28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28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(原子炉压力容器零レベルより1328cm)。

※3 基準点はサプレッション・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、放射線監視装置、炉内核計装置(区分II)、代替注水流量(常設)、代替注水流量(可搬型)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに對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を示す。

※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6箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(3/8)

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	ドライウエル温度 (SA)	0~300℃	0~350℃*1	7	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャヤンネルが存在するが,代 表して1チャヤンネルを測定。
	ペデスタル温度 (SA)	0~300℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャヤンネルが存在するが,代 表して1チャヤンネルを測定。
	ペデスタル水温度 (SA)	0~300℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャヤンネルが存在するが,代 表して1チャヤンネルを測定。
	サブレーション・チェンバ温度 (SA)	0~200℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャヤンネルが存在するが,代 表して1チャヤンネルを測定。
	サブレーション・プール水温度 (SA)	0~200℃	-200~500℃*1	2		测温抵抗体	廃棄物処理建物	
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	0~1000kPa [abs]	0~1000kPa [abs]	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物
サブレーション・チェンバ圧力 (SA)		0~1000kPa [abs]	0~1000kPa [abs]	2	弾性圧力検出器		廃棄物処理建物	
サブレーション・プール水位 (SA)		-0.80~5.50m**3	-0.80~5.50m**3	1	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	ドライウエル水位	-3.0m, -1.0m +1.0m**4	-3.0m, -1.0m +1.0m**4	3	1	電極式水位検出器	廃棄物処理建物	複数チャヤンネルが存在するが,代 表して1チャヤンネルを測定。
	ペデスタル水位	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m **5	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m **5	4	1	電極式水位検出器	廃棄物処理建物	複数チャヤンネルが存在するが,代 表して1チャヤンネルを測定。

【配備台数】

・可搬型計測器を28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28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1328cm)。
 ※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、放射線監視装置、酸素監視装置、炉内核計装装置(区分II)、代替注水流量(常設)、代替注水流量(可搬型)、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を示す。
 ※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ヤンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※10 検出点は6箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(4/8)

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	0~5 vol1% / 0~100 vol1%	—	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 vol1%	—	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 (ドワイエール)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—	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 (サプレッション・チェンバ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—	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	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} / \text{s}^{-1}$)	—	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% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} / \text{s}^{-1}$) ※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28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28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1328cm)。
- ※3 基準点はサプレッション・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)、代替注水流量(可搬型)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに對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 定格出力時の値に對する比率で示す。
- ※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6箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(5/8)

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	スクラバ容器水位	□	□	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。
	スクラバ容器圧力	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。
	スクラバ容器温度	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ベントフィルタ出口放射線 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ベントフィルタ出口水素濃 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流 量	0~1500m ³ /h	0~200℃	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。
			0~1500m 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。

【配備台数】

- ・可搬型計測器を28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28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1328cm)。
- ※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、放射線監視装置、酸素監視装置、炉内核計装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、代替注水流量(可搬型)、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6箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(6/8)

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	0~1500m ³ (0~12542mm)	0~1500m ³ (0~12542mm)	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	0~10 MPa [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。
	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	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28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28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1328cm)。
- ※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)、代替注水流量(可搬型)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに對して常設代替交流電源設備(ガスタタービン発電機)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 定格出力時の値に對する比率で示す。
- ※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6箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(7/8)

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
原子炉建物水素濃度	原子炉建物水素濃度	0~10vol% 0~20vol%	—	1 5	—※7	触媒式水素検出器 熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	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	0~100℃ 0~400℃	0~1200℃※1 0~1200℃※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	複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定。 複数チャネルが存在するが、代表して1チャネルを測定。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度	0~5 vol%/ 0~25vol%	—	1	—※7	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28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28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1328cm)。
- ※3 基準点はサブレンション・プールの通常水位(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、放射線監視装置、酸素監視装置、炉内核計装装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、代替注水流量(可搬型)、燃料プールの水位計及び燃料プール監視カメラに對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 定格出力時の値に對する比率で示す。
- ※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ネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は6箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(8/8)

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 (SA)	-4.30~7.30m ※6	-	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 (SA)	0~150℃	0~1200℃※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) (SA)	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	-	1	-	-	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
				1					
	燃料プールの監視カメラ (SA)	-	-	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28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28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1328cm)。
- ※3 基準点はサブレンジ・プールの通常水位(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)、代替注水流量(可搬型)、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6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)	手	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、輻射伝熱及び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
		手	有	原子炉圧力容器破損確認			
		手	有	ベダスタルへの注水判断			
		手	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	手	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
		手	有	低圧・高圧注水機能確認			
		手	有	原子炉圧力容器破損確認			
	原子炉圧力 (S A)	手	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
		手	有	低圧・高圧注水機能確認			
		手	有	原子炉圧力容器破損確認			

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(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高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量 (常設) ③代替注水流量 (可搬型) 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残留熱代替系原子炉注水流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力 (SA) ④サブプレッジョン・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			
		有手	原子炉圧力容器減圧機能確認			
		有手	原子炉圧力容器破損確認			
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (SA)	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代替注水流量 (可搬型) 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残留熱代替系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サブプレッジョン・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			
		有手	高圧・低圧注水機能確認			
		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			
原子炉圧力容器への注水量	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各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・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圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、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)	①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 (可搬型)	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
	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各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・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圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	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)	①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)	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・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圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	低圧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)	①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)	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・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圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

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(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	代替パラメータ※1		
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	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槽水位の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水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
	代替注水量(可搬型)	原子炉格納容器冷却機能確認	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
	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	①残留熱代替除去系原子炉注水量 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、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去系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ポンプ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		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
		原子炉圧力容器除熱機能確認				
		ペデスタル温度 (S A)	ペデスタル注水機能確認	有手	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル温度 (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。
	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、事後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	原子炉格納容器除熱機能確認			
原子炉格納容器内の水位	ドレイウエル水位	有手	原子炉格納容器除熱機能確認	①代替注水流量(常設) ①代替注水流量(可搬型) ②低圧原子炉代替注水槽水位	①ドレ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)、代替注水流量(可搬型)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
	サブレーション・ブール水位(SA)	有手	原子炉格納容器除熱機能確認	①代替注水流量(常設) ②代替注水流量(可搬型) ③低圧原子炉代替注水槽水位	①サブレーション・ブール水位(SA)の監視が不可能となった場合は、代替注水流量(常設)、代替注水流量(可搬型)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
	ベデスタル水位	有手	ベデスタル注水機能確認	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代替注水流量(可搬型) ③低圧原子炉代替注水槽水位	①ベデスタル水位の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ベ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)、代替注水流量(可搬型)の注水量により、ベ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：重要事故シークエンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

※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	手	原子炉圧力容器破損確認	①格納容器水素濃度 (S.A)	①格納容器水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器水素濃度 (S.A) 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 (S.A)	手	原子炉圧力容器破損確認	①格納容器水素濃度	①格納容器水素濃度 (S.A) の監視が不可能となった場合は、格納容器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。	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 原子炉未臨界の確認	①主要パラメータの他チャヤンネル ②平均出力領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	①中性子源領域モニタの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中性子源領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタ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 原子炉未臨界の確認	①主要パラメータの他チャヤンネル ②中性子源領域計装 ③ [制御棒手動操作・監視系] ※2	①平均出力領域モニタの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平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、中性子源領域モニタ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	原子炉スクラムの確認	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、中性子源領域モニタ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平均出力領域モニタ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。	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。

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	有	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)		

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
		有	手			
最終ヒートシンの確保 残留熱代替除去系(2/2)	残留熱代替除去系原子炉注水流量	代替循環冷却系による原子炉格納容器所熱確認	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残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 ③原子炉圧力容器温度(SA)	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、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、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。 ②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、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差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可能であり、判断に与える影響はない。 ③除熱対象である原子炉圧力容器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	
	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系ポンプ出口圧力にて、残留熱代替除去系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(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) ②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 ②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、格納容器水素濃度及び格納容器内水素濃度 (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原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	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(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			
原子炉格納容器内の状況 格納容器バイパスの監視	ドライウエル温度 (S A)	有	システムLOCAの判断	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)	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 (SA) 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)	有	システムLOCAの判断	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) ③ドライウエル温度 (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 (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(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(18/20)

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
		有手	代替パラメータ※1		
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	有手	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	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)	有手	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残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	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、残留熱代替除去系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(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レンネル 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チャレンネルが故障した場合は、他チャレ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	手	格納容器ベント判断	①格納容器酸素濃度 (S A)	①格納容器酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (S A) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (S A)	手	格納容器ベント判断	①格納容器酸素濃度	①格納容器酸素濃度 (S A) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃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：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(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			
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	有	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	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	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	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

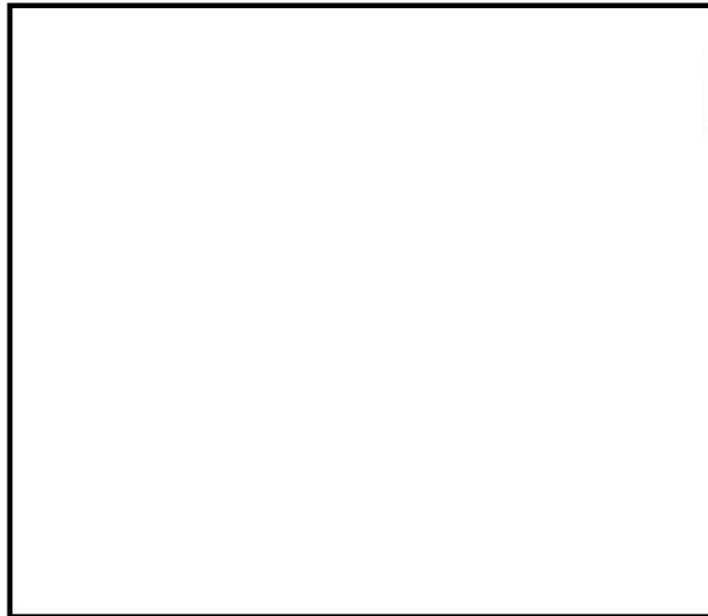
1. 概要

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

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。

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約230m³/h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ブプレッション・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ブプレッション・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压力容器下部が健全であることが必要となる。仮に原子炉压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、サブプレッション・プール水位の顕著な上昇がなく、原子炉压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
- ・サブプレッション・プール水位が顕著に上昇していること
- ・原子炉压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ブプレッション・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、原子炉压力容器下部からの漏えいが生じている場合でも、サブプレッション・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、原子炉压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、原子炉压力容器下鏡温度

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表面温度が 300℃に到達した時点で注水ができず、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)	原子炉压力容器温度（下鏡部）：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 ・原子炉压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吐出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 ・原子炉压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吐出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
 - ・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 代替電源設備からの給電手順

以上