

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. 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備
- 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（マ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
- ・あらかじめ評価したパラメータの相関関係により酸素濃度を推定するケース
- ・装置の作動状況により水素濃度を推定するケース
- ・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定するケース
- ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定するケース
- ・燃料プールの状態を同一の物理量（水位），あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により，燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定するケース
- ・原子炉圧力容器内の圧力とサブプレッション・チェンバの圧力の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定するケース

（添付資料 1. 15. 6）

e. 重大事故等時の対応手段の選択

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

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

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

主要パラメータを計測する計器の故障により，主要パラメータの監視機能が喪失した場合は，第 1. 15-3 表にて定める優先順位にて代替計器により代替パラメータを計測し，主要パラメータを推定する。

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータのうち，パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは，原子炉圧力容器内の温度と水位である。なお，これらのパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には，可搬型計測器により計測することも可能である。可搬型計測器により計測可能な計器について第 1. 15-2 表に示す。

（添付資料 1. 15. 5）

- 原子炉圧力容器内の温度

原子炉圧力容器内の温度を計測する計器の計測範囲は、0～500℃である。原子炉の冷却機能が喪失し、原子炉圧力容器内の水位が燃料棒有効長頂部以下になった場合、原子炉圧力容器温度の計測範囲を超える場合があるが、重大事故等時における損傷炉心の冷却失敗及び原子炉圧力容器の破損徴候を検知する温度は、300℃であり計測範囲内で判断可能である。

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

- 原子炉圧力容器内の圧力

原子炉圧力容器内の圧力を計測する計器の計測範囲は、0～11MPa[gage]である。原子炉圧力容器の最高使用圧力（8.62MPa[gage]）の1.2倍（10.34MPa[gage]）を監視可能であり、重大事故等時において原子炉圧力容器内の圧力は、計器の計測範囲内で計測が可能である。

- 原子炉圧力容器内の水位

原子炉圧力容器内の水位を計測する計器の計測範囲は、気水分離器下端を基準とした－900cm～150cmであり、原子炉水位制御範囲（レベル3～8）及び燃料棒有効長底部まで計測できるため、重大事故等時において原子炉圧力容器内の水位は、計器の計測範囲内で計測が可能である。

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

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

- 原子炉圧力容器への注水量

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

注水流量である。

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

原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の計測範囲は、 $0 \sim 150\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量は、 $99\text{m}^3/\text{h}$ であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

高圧炉心スプレイポンプ出口流量の計測範囲は、 $0 \sim 1500\text{m}^3/\text{h}$ 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）による低圧原子炉代替注水流量の計測範囲は、 $0 \sim 150\text{m}^3/\text{h}$ （狭帯域は $0 \sim 50\text{m}^3/\text{h}$ ）としており、計測対象である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、 $70\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

残留熱除去ポンプ出口流量の計測範囲は、 $0 \sim 1500\text{m}^3/\text{h}$ 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）、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量である。

格納容器代替スプレイ系（常設）による代替注水流量（常設）の計測範囲は、 $0 \sim 300\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である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）による格納容器代替スプレイ流量の計測範囲は、 $0 \sim 150 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である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DESTAL代替注水系（常設）による代替注水流量（常設）の計測範囲は、 $0 \sim 300 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象であるペDESTAL代替注水系（常設）によるペ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）によるペDESTAL代替注水流量の計測範囲は、 $0 \sim 150 \text{m}^3/\text{h}$ （狭帯域は $0 \sim 50 \text{m}^3/\text{h}$ ）としており、計測対象であるペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペ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にあれば、事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため、定められたプロセス値のデータを自動で収集、記録し、中央制御室にて事象発生時に自動で帳票印刷する。

e. 中央制御室記録計による記録

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

(3) 操作の成立性

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

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

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

1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順

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

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

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

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

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

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

第 1.15-1 表 事故時に必要な計装に関する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧

分類	機能喪失を想定する重大事故等対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器	重大事故等 対処設備	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		
		可搬型計測器による計測	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	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」		
—	—	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	③③
	原子炉圧力※1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ					
	原子炉圧力 (SA) ※1									
	原子炉水位 (広帯域) ※1									
	原子炉水位 (燃料域) ※1									
	原子炉水位 (SA) ※1									
② 原子炉圧力容器内の圧力	残留熱除去系熱交換器入口温度※1									
	原子炉圧力※2	2	0 ~ 10MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.91MPa [gage]) を包絡する範囲として設定。なお、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。	S	区分 I, II バイタル 交流電源	弾性圧力 検出器	可	③④
	原子炉圧力 (SA) ※2	1	0 ~ 11MPa [gage]	最大値: 8.29MPa [gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gage]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gage]) を監視可能。	-(Ss)	SA用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	③⑤
	原子炉水位 (広帯域) ※1									
	原子炉水位 (燃料域) ※1									
	原子炉水位 (SA) ※1									
原子炉圧力容器温度 (SA) ※1					「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					
					「④最終ヒートシントクスの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ					
					「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ					
					「④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 7 箇所。

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

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (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	③⑥
	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	③⑦
	原子炉水位 (SA) ^{※2}	1	-900～150cm ^{※3}			— (Ss)	SA用 直流電源	差圧式 水位 検出器	可	③⑧
	高压原子炉代替注水流量 ^{※1}									
	代替注水流量 (常設) ^{※1}									
	低压原子炉代替注水流量 ^{※1}									
	低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ^{※1}									
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ^{※1}									
	高压炉心ス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}									
原子炉圧力 ^{※1}										
原子炉圧力 (SA) ^{※1}										
サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ^{※1}										
「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ 「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ										

「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：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7箇所。

※12：所内常設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) (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)	SA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)	SA用 直流電源	超音波式 流量 検出器	—	②
	低压原子炉代替注水流量	2	0 ~ 200m ³ /h	—※8	大量送水車を用いた低压原子炉代替注水系 (可搬型) における最大注水量 (70m ³ /h) を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量 (12 m ³ /h) を監視可能。	— (Ss)	SA用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	③
	低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	0 ~ 50m ³ /h	—※8		— (Ss)	SA用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	0 ~ 150m ³ /h	0 ~ 99m ³ /h	原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量 (99m ³ /h) を監視可能。	S	区分II 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑥
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0 ~ 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	⑦
	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	⑧
	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	⑨
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	0 ~ 50m ³ /h	—※8	残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量 (30 m ³ /h) を監視可能。	— (Ss)	SA用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑩

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

※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉压力容器零レベルより 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 7 箇所。

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

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (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)	サブレシジョン・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				「⑩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7箇所。

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

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑤ 原子炉格納容器への注水量	代替注水量 (常設)			「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ						
	格納容器代替スプレイ流量	2	0 ~ 150m ³ /h	—※8	大量送水車を用いた格納容器代替スプレイ系 (可搬型) における最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。	— (Ss)	S.A.用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	④
	ベデスタル代替注水流量	2	0 ~ 150m ³ /h	—※8	大量送水車を用いたベデスタル代替注水車 (可搬型) における最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量 (12m ³ /h) を監視可能。	— (Ss)	S.A.用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑤
	ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	2	0 ~ 50m ³ /h	—※8		— (Ss)	S.A.用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	0 ~ 150m ³ /h	—※8	残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。	— (Ss)	S.A.用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑩
低圧原子炉代替注水槽水位※1			「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ							
ドライウェル圧力 (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							
サブレーション・チェンバ圧力 (S.A) ※1			「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ							
ドライヴェル水位※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							
サブレーション・プール水位 (S.A) ※1			「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ							
ベデスタル水位※1			「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ							
残留熱代替除去系原子炉注水流量※1			「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ							
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力※1			「⑩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7箇所。

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

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源※12	検出器 の種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 (SA) ※2	7	0～300℃	最大値：145℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	-(Ss)	SA用 直流電源	熱電対	可	⑳
	ペダスタル温度 (SA) ※2	2	0～300℃	最大値：145℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	-(Ss)	SA用 直流電源	熱電対	可	㉑
	ペダスタル水温度 (SA)	2	0～300℃	—※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	㉒
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) ※2	2	0～200℃	最大値：88℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	-(Ss)	SA用 直流電源	熱電対	可	㉓
	サブプレッション・プールの水温度 (SA) ※2	2	0～200℃	最大値：88℃	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd：853kPa [gage]) におけるサブプレッション・プールの飽和温度 (約 178℃) を監視可能。	-(Ss)	SA用 直流電源	测温 抵抗体	可	㉔
	ドライウェル圧力 (SA) ※1									
	サブプレッション・チェンバ圧力 (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

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

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

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

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (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	ドライウエール圧力 (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。	-	SA 用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑭
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ※2	2	0 ~ 1000kPa [abs]	最大値： 206kPa [gage]						
	ドライウエール温度 (SA) ※1									
	ペデスタル温度 (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ための設備のため、設計基準事故時は値なし。

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

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

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

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{※12}	検出器の種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑤ 原子炉格納容器内の水位	ドライウエール水位	3	-3.0m, -1.0m, +1.0m ^{※5}	- ^{※8}	重大事故等時において、ペデ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)	SA用 直流電源	電極式 水位 検出器	可	④⑦
	サブレーション・プールの水位 (SA) ^{※2}	1	-0.80~5.50m ^{※4}	-0.5~0m ^{※4}	ウェットウェルベント操作可否判断を把握できる範囲を監視可能。 (サブレーション・プールの水位と 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)	SA用 直流電源	差圧式 水位 検出器	可	④⑥
	ペデスタル水位	4	+0.1m, +1.2m, +2.4m, +2.4m ^{※6}	- ^{※8}	重大事故等時において、ペデ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)	SA用 直流電源	電極式 水位 検出器	可	④⑧
	代替注水流量 (常設) ^{※1}									
	低圧原子炉代替注水流量 ^{※1}									
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ^{※1}									
	格納容器代替スプレイ流量 ^{※1}									
	ペデスタル代替注水流量 ^{※1}									
	ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ^{※1}									
	低圧原子炉代替注水水位 ^{※1}									

「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ

「⑩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ための設計基準事故時は値なし。

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

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

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

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※2	1	0 ~ 5 vol %/ 0 ~ 100 vol %	0 ~ 2.0 vol %	重大事故等時に原子炉格納容器内の 水素濃度が変動する可能性のある範 囲 (0 ~ 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	—	④9
	格納容器水素濃度 (SA) ※2	1	0 ~ 100 vol %	0 ~ 2.0 vol %	重大事故等時に原子炉格納容器内の 水素濃度が変動する可能性のある範 囲 (0 ~ 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	—	⑤0
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 (ドライウエール)	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は約 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	—	⑤1
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレシジョン・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は約 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	—	⑤2

※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・ブール通常水位 (EL5610)。

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

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

※8: 重大事故等時に使用する設備のため, 設計基準事故時は値なし。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 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 7 箇所。

※12: 基準点は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No.
① 未 臨界の維持又は監視	中性子源領域計装※2	4	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の 約 21 倍	原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお、中性子源領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均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	-	59
	平均出力領域計装※2	6 ※7	0 ~ 125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及びび下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うもので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	-	63

※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：基準点はサブレッシング・ブール通常水位 (EL5610)。

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

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

※8：重大事故等時に使用するための設備のため、設計基準事故時は値なし。

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

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

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

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (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※2				「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ					
	原子炉水位 (広帯域) ※1				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ					
	原子炉水位 (燃料域) ※1									
	原子炉水位 (SA) ※1									
	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力※1					「⑩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 7 箇所。

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

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{※12}	検出器 の種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.	
⑫ 最終ヒートシンクの確保 格納容器フィルタベント系	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 [] 及びフィルタ装置機能維持のための系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 [] を監視可能。	— (Ss)	SA用 直流電源	差圧式 水位 検出器	可	⑭	
	スクラバ容器圧力	4	0 ~ 1 MPa [gauge]	— ^{※8}	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルタベント系の最高圧力 (0.853MPa [gauge]) が監視可能。	— (Ss)	SA用 直流電源	弾性圧 力 検出器	可	⑮	
	スクラバ容器温度	4	0 ~ 300℃	— ^{※8}	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルタベント系の最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。	— (Ss)	SA用 直流電源	熱電対	可	⑯	
	第 1 ベントフィルタ出口放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ)		2	10 ⁻² ~ 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 ベントフィルタ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	—	⑰
			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 ベントフィルタ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 ベントフィルタ出口水素濃度	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 ベントフィルタ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	—	⑱
		ドライウェル圧力 (SA) ^{※1}	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ								
		サブレシジョン・チェンバ圧力 (SA) ^{※1}									
		格納容器水素濃度 (SA) ^{※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 1328cm)。 ※4：基準点はサブレシジョン・プールの通常水位 (EL5610)。

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

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

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

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

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

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (13/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{※12}	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15-3 図No.
⑬ 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 SA用 直流電源	熱電対	可	⑬
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0 ~ 200℃	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 SA用 直流電源	熱電対	可	⑭
残留熱除去ポンプ出口流量 「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ										
原子炉圧力容器温度 (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										
サブレーション・プールの水温度 (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										
残留熱除去系熱交換器冷却水流量 ^{※1} 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。										
残留熱除去ポンプ出口圧力 ^{※1} 「⑬格納容器パイプスの監視」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 7 箇所。

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

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{※12}	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位 (広帯域) ^{※2}				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ					
	原子炉水位 (燃料域) ^{※2}									
	原子炉水位 (SA) ^{※2}									
	原子炉圧力 ^{※2}									
	原子炉圧力 (SA) ^{※2}									
	原子炉圧力容器温度 (SA) ^{※1}									
	ドライウェル温度 (SA) ^{※2}									
原子炉格納容器内の状態	ドライウェル圧力 (SA) ^{※2}				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ					
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ^{※1}									
	残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0 ~ 4 MPa [gage]	最大値： 1. 0MPa [gage]		残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統の最高使用圧力 (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
原子炉建物内の状態	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	0 ~ 5 MPa [gage]	最大値： 2. 0MPa [gage]	低圧炉心スプレイ系の運転時における、低圧炉心スプレイ系統の最高使用圧力 (2.0MPa [gage]) を監視可能。	S	区分 I バイタル 交流電源	弾性圧力 検出器	可	⑪
	原子炉圧力 ^{※1}				「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}									

※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 7 箇所。

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

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (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)	S.A.用 直流電源	差圧式 水位 検出器	可	⑰
	サブレシジョン・プール水位 (S.A) ^{※2}	「⑧原子炉格納容器の水位」を監視するパラメータと同じ								
	高圧原子炉代替注水流量 ^{※1}	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ								
	代替注水流量 (常設) ^{※1}									
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ^{※1}									
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ^{※1}									
	残留熱除去ポンプ出口流量 ^{※1}									
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ^{※1}									
	残留熱代替除去系原子炉注水流量 ^{※1}									

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

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 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：高部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

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

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

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

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

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{※12}	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.	
⑭ 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 [gauge]	- ^{※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 [gauge]) を監視可能。	-(Ss)	S.A.用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑮	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ^{※1}	1	0 ~ 10MPa [gauge]	最大値: 9.21MPa [gauge]	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 [gauge]) を監視可能。	S	区分 II 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑯	
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ^{※1}	1	0 ~ 12MPa [gauge]	最大値: 9.11MPa [gauge]	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 [gauge]) を監視可能。	S	区分 III 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑰	
	残留熱除去ポンプ出口圧力 ^{※1}										
	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 [gauge]	- ^{※8}		重大事故等時における, 残留熱代替除去ポンプの最高使用圧力 (2.5MPa [gauge]) を監視可能。	-(Ss)	S.A.用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑱
	原子炉水位 (広帯域) ^{※1}										
	原子炉水位 (燃料域) ^{※1}										
	原子炉水位 (S.A) ^{※1}										
						「⑲格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ					
					「⑳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 (原子炉圧力容器露レベルより 1328cm)。 ※4: 基準点はサブレッシュジョン・プール通常水位 (EL5610)。

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

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

※8: 重大事故等時に使用する設備のため, 設計基準事故時は値なし。

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

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

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

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (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.
⑬ 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)	SA 用交流電源	触媒式水素検出器 熱伝導式水素検出器	-	㉔
	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)	SA 用直流電源	熱電対	可	㉕
⑭ 原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 ^{※2}	1	0~5vol%/ 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	-	㉖
	格納容器酸素濃度 (SA) ^{※2}	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)	SA 用交流電源	磁気力式酸素検出器	-	㉗
<p>「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ</p>										
<p>「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ</p>										

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要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 7 箇所。

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

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (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	-	⑳
	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	㉑
			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。					
	燃料プールのエア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ^{※2}	1	10 ⁻¹ ~10 ⁵ mSv/h	-	-	重大事故等時により変動する可能性の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}	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	-	㉓

※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：高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の値を下回る。

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

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

第 1.15-3 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、水素濃度、中性子束及び酸素濃度）により推定する。
- ケース 2：水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及びポンプ出口圧力により推定する。
- ケース 3：流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定する。
- ケース 4：除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定する。
- ケース 5：圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定する。
- ケース 6：注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定する。
- ケース 7：未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定する。
- ケース 8：酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定する。
- ケース 9：水素濃度を装置の作動状況により推定する。
- ケース 10：エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定する。
- ケース 11：原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定する。
- ケース 12：燃料プールの状態を同一の物理量（水位）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。
- ケース 13：原子炉圧力容器内の圧力とサブプレッション・チェンバの圧力の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定する。

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉圧力容器温度 (SA) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。また、スクラム後、原子炉水位が燃料棒有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース 5	
		③残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース 1	

※ 1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャヤンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	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。 推定は、主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。
			ケース 5	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度 (SA) により飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。
			ケース 1	
			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ネル	ケース 1	①原子炉水位 (広帯域) , 原子炉水位 (燃料域) の 1 チャネルが故障した場合, 他チャネルにより推定する。 ②原子炉水位 (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) , 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) , 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱除去ポンプ出口流量, 低圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) とサブレッション・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ネルを優先する。
		②原子炉水位 (S A)	ケース 2	
		③代替注水流量 (常設)	ケース 13	
		③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	ケース 1	
	原子炉水位 (S A)	③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	ケース 1	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, 代替注水流量 (常設) , 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) , 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱除去ポンプ出口流量, 低圧炉心スプレイポンプ出口流量, 残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) とサブレッション・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ネルを優先する。
		③高圧炉心スプレイポンプ出口流量	ケース 2	
		③残留熱代替除去系原子炉注水流量	ケース 13	
		③低圧炉心スプレイポンプ出口流量	ケース 1	
		③残留熱代替除去系原子炉注水流量	ケース 2	
		④原子炉圧力	ケース 13	
		④原子炉圧力 (S A)	ケース 1	
		④サブレッション・チェンバ圧力 (S A)	ケース 2	
		④サブレッション・チェンバ圧力 (S A)	ケース 13	

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(5/16)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1		代替パラメータ推定方法	
		代替注水流量	代替注水圧力	推定ケース	推定方法
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	① 低圧原子炉代替注水流量	① 低圧原子炉代替注水圧力 (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流量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流量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・プールの水位 (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流量を優先する。
		② ドライウエル圧力 (SA)	② サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	ケース 6	
		② サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	② サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	ケース 3	
	格納容器代替スプレイ流量	① ドライウエル圧力 (SA)	① ドライウエル圧力 (SA)	ケース 6	① 格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、注水先のドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) より格納容器代替スプレイ流量を推定する。 ② 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 (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 サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	① サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	ケース 3	
		① ドライウエル水位	① サプレッション・プールの水位 (SA)	ケース 3	
	ベデスタル代替注水流量 (狭帯域)	① ベデスタル水位	① ベデスタル水位	ケース 3	① ベデスタル代替注水流量, ベデスタル代替注水流量 (狭帯域) の監視が不可能となった場合は、注水先のベデスタル水位及びドライウエル水位の変化により注水量を推定する。
		① ドライウエル水位	① ドライウエル水位	ケース 3	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	① 残留熱代替除去系原子炉注水流量	① 残留熱代替除去系原子炉注水流量	ケース 6	① 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。
		① 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	① 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	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。
		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	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。
	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	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。
	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・チェンバ温度 (SA) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブレーション・チェンバ温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブレーション・プール水温度 (SA) によりサブレーション・チェンバ温度 (SA) を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用してサブレーション・チェンバ圧力 (SA) によりサブレーション・チェンバ温度 (SA) を推定する。
		③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	ケース 5	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。
	サブレーション・プール水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブレーション・チェンバ温度 (SA)	ケース 1	①サブレーション・プール水温度 (SA) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブレーション・プール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブレーション・チェンバ温度 (SA) によりサブレーション・プール水温度 (SA) を推定する。
		③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	ケース 1	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。

※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サブプレッション・プール水位 (SA) ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ②ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ③低圧原子炉代替注水槽水位	ケース 2	①ペデスタル注水の停止判断に用いるドライウエル水位計の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水位 (SA) により推定する。 ②ドライウエル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、ドライウエル水位を推定する。 ③水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、ドライウエル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		サブプレッション・プール水位 (SA) ①代替注水流量 (常設) ①低圧原子炉代替注水流量 ①低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ①格納容器代替スプレイ流量 ①ペデスタル代替注水流量 ①ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	ケース 2	①サブプレッション・プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、サブプレッション・プール水位 (SA) を推定する。 ②水源である低圧原子炉代替注水槽水位の水量変化により、サブプレッション・プール水位 (SA) を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) を優先する。
	ペデスタル水位	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①ペデスタル水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②代替注水流量 (常設) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水槽水位	ケース 2	②ペデスタル水位の監視が不可能になった場合は、代替注水流量 (常設)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量により、ペ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、ペ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 (+ プレシジョン・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 (サブプレシジョン・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1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッジョン・プール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッジョン・プール水温度 (SA) を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	ケース1	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価からサブプレッジョン・プール水温度 (SA) により推定する。	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①原子炉水位 (広帯域)	①原子炉水位 (広帯域)	ケース3	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位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。
		①原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (SA)	ケース6	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)	③原子炉圧力容器温度 (SA)	ケース4	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。 推定は、注水先の原子炉水位を優先する。
	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	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サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	ケース4	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ドラウエル温度 (SA)		推定は、残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は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原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度 (SA) より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。	
		③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	ケース 5	推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
		①原子炉圧力	ケース 1	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度 (SA) より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。	
	原子炉圧力 (SA)	②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度 (SA)	ケース 5	推定は, 原子炉圧力容器内の圧力を優先する。	
		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 5	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ドライウエル圧力 (SA)	ケース 1 ケース 5	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ドライウエル圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, サプレッション・チェンバ圧力 (SA) により推定する。
			③ドライウエル温度 (SA)	ケース 5	③飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度 (SA) によりドライウエル圧力 (SA) を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		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サプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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 (13/16)

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

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

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

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

※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 1.15-4 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	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	
	C-メタクラ母線電圧 ^{*1}		
	D-メタクラ母線電圧 ^{*1}		
	C-メタクラ母線電圧 (他号炉)		
	D-メタクラ母線電圧 (他号炉)		
	HPCS-メタクラ母線電圧 ^{*1}		
	C-ロードセンタ母線電圧 ^{*1}	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	
	D-ロードセンタ母線電圧 ^{*1}		
	C-ロードセンタ母線電圧 (他号炉)		
	D-ロードセンタ母線電圧 (他号炉)		
	B1-115V 系充電器 (SA) 電圧		直流電源の受電状態を確認するパラメータ
	B1-115V 系蓄電池 (SA) 電圧 ^{*1}		
	B-115V 系充電器電圧		
	A-115V 系直流盤母線電圧 ^{*1}		
	B-115V 系直流盤母線電圧 ^{*1}		
	230V 系直流盤 (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	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圧		
	ガスタービン発電機電流		
	ガスタービン発電機電力		
高圧発電機車電圧			
高圧発電機車周波数			
直流給電車電圧	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ		
緊急用メタクラ電圧 ^{*1}			
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	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	
	消火ポンプ出口圧力		
	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ出口圧力	移動式代替熱交換設備の運転状態を確認するパラメータ	
	大量送水車ポンプ出口圧力	大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。

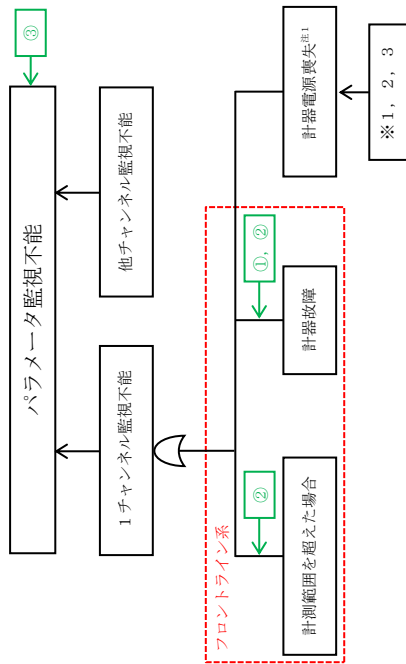
第 1.15-4 表 補助パラメータ(2 / 2)

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作動状態を確認するパラメータ	
	N ₂ ガスポンベ圧力 ^{*1}		
	窒素ガス代替供給系窒素ガスポンベ圧力		
	窒素ガス代替供給系窒素ガス供給圧力		
	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熱交換器出口温度 ^{*1}		
	RCWサージタンク水位 ^{*1}		
	原子炉補機海水ポンプ出口圧力	原子炉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	
	燃料プールのスプレイ流量		
	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)	—



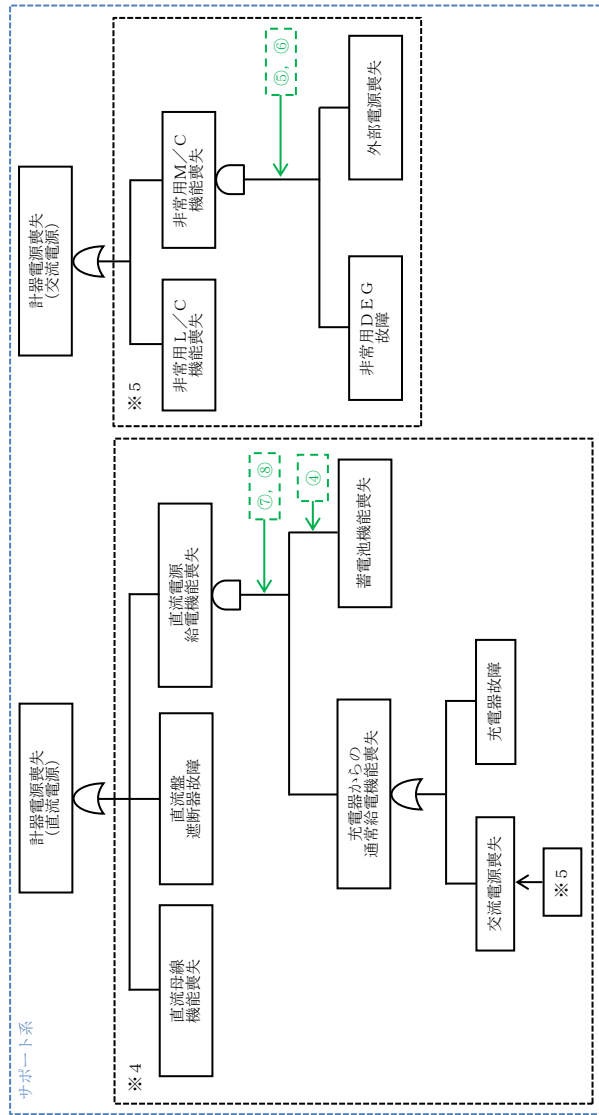
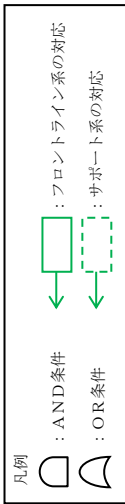
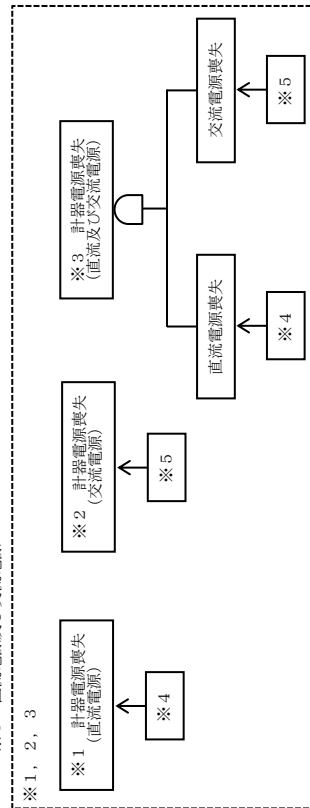
注1：計器電源喪失には、計器タイプにより以下の3とおりがある。

※1 直流電源

※2 交流電源

※3 直流電源及び交流電源

※1, 2, 3



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

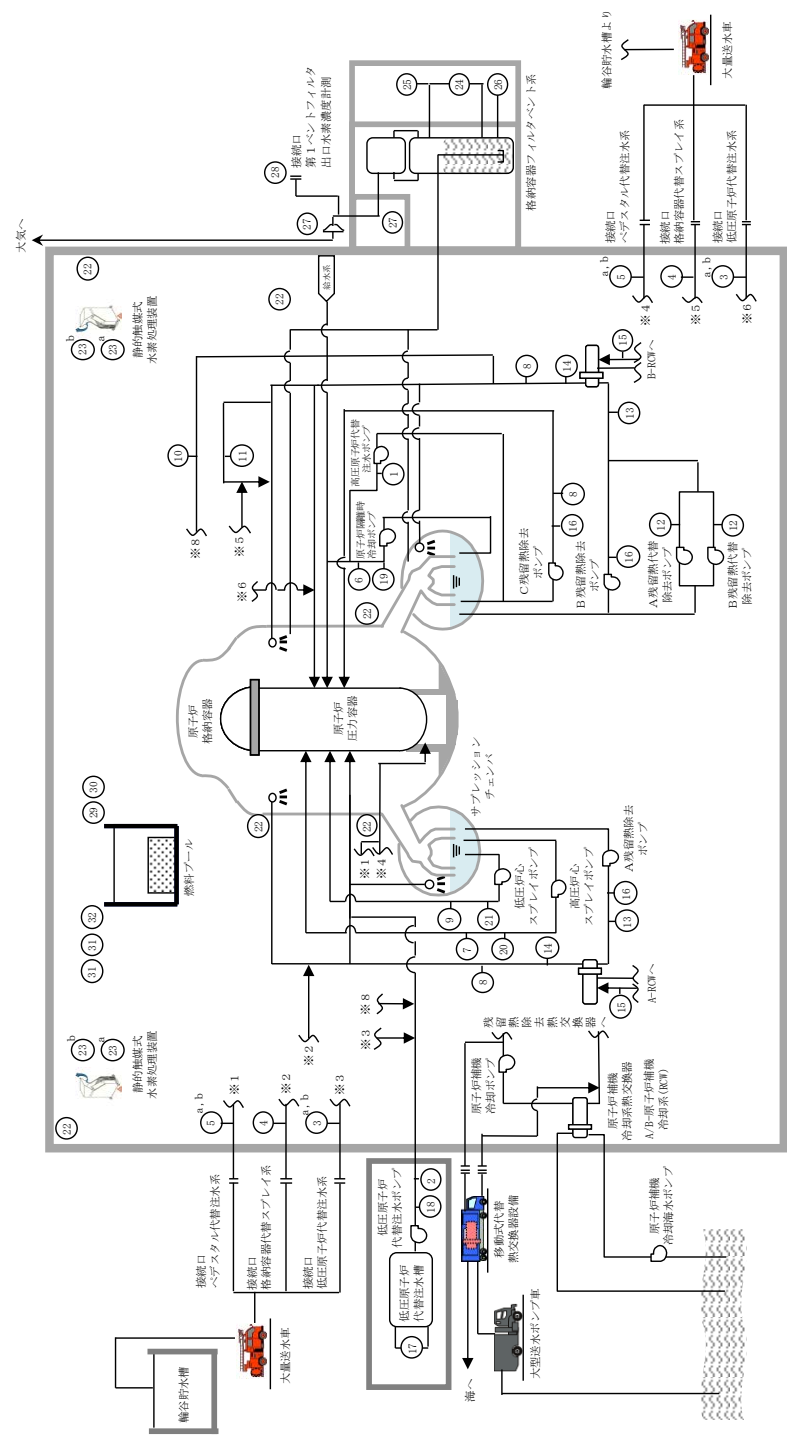
フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段

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L/C 機能喪失	
					非常用M/C 機能喪失			非常用M/C 機能喪失	非常用DEG 故障
			非常用M/C 機能喪失	非常用DEG 故障					非常用DEG 故障
				外部電源喪失					外部電源喪失

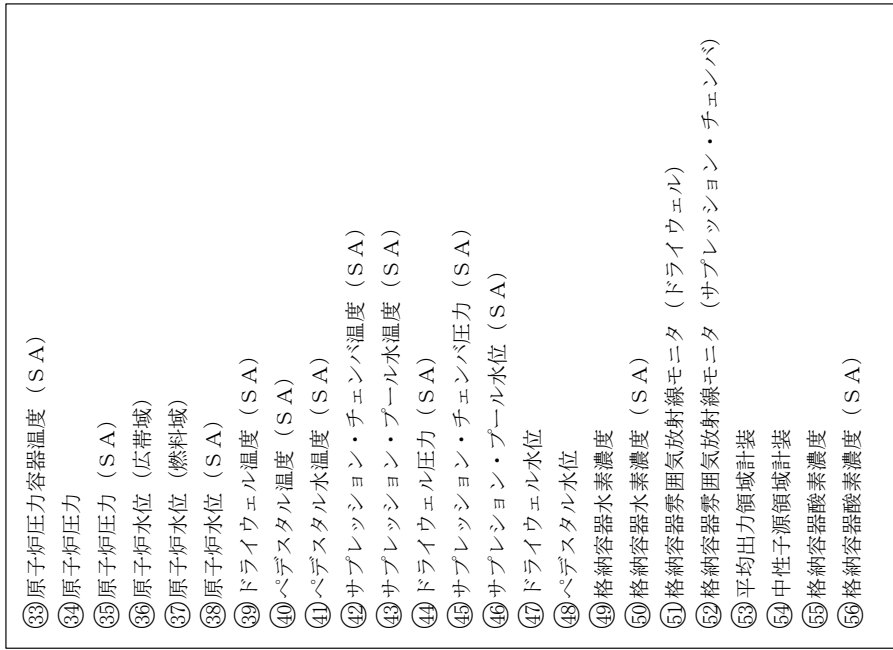
※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

第 1.15-1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)

- ① ① 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
- ② ② 高圧原子炉代替注水流量 (常設)
- ③ ③ a 低圧原子炉代替注水流量
- ④ ④ 格納容器代替スプレイ流量
- ⑤ ⑤ a ヘダスタル代替注水流量 (狹帯域用)
- ⑥ ⑥ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- ⑦ ⑦ 高圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ⑧ ⑧ 残留熱除去ポンプ出口流量
- ⑨ ⑨ 低圧炉心スプレイポンプ出口流量
- ⑩ ⑩ 残留熱代替除去系原子炉注水流量
- ⑪ ⑪ 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
- ⑫ ⑫ 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力
- ⑬ ⑬ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑭ ⑭ 残留熱除去系熱交換器出口流量
- ⑮ ⑮ 残留熱除去系熱交換器冷却水流量
- ⑯ ⑯ 残留熱除去系ポンプ出口圧力
- ⑰ ⑰ 低圧原子炉代替注水槽水位
- ⑱ ⑱ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ⑲ ⑲ 原子炉心スプレイポンプ出口圧力
- ⑳ ⑳ 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ㉑ ㉑ 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
- ㉒ ㉒ 原子炉建物水素濃度
- ㉓ a 静的触媒式水素処理装置入口温度
- ㉔ b 静的触媒式水素処理装置出口温度
- ㉕ ㉕ スクラバ容器水位
- ㉖ ㉖ スクラバ容器圧力
- ㉗ ㉗ スクラバ容器温度
- ㉘ ㉘ 第1ペントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㉙ ㉙ 第1ペントフィルタ出口水素濃度
- ㉚ ㉚ 燃料プール水位 (SA)
- ㉛ ㉛ 燃料プールエリヤ放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
- ㉜ ㉜ 燃料プール監視カメラ (SA)



第 1.15-3 図 主要設備 概略系統図 (1 / 3)



③③ 原子炉圧力容器温度 (SA)

③④ 原子炉圧力

③⑤ 原子炉圧力 (SA)

③⑥ 原子炉水位 (広帯域)

③⑦ 原子炉水位 (燃料域)

③⑧ 原子炉水位 (SA)

③⑨ ドライウエル温度 (SA)

④① ペデスタル温度 (SA)

④② ペデスタル水温度 (SA)

④③ サプレッション・チェンバ温度 (SA)

④④ サプレッション・プール水温度 (SA)

④⑤ ドライウエル圧力 (SA)

④⑥ サプレッション・チェンバ圧力 (SA)

④⑦ サプレッション・プール水位 (SA)

④⑧ ドライウエル水位

④⑨ ペデスタル水位

④⑩ 格納容器水素濃度

⑤① 格納容器水素濃度 (SA)

⑤② 格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)

⑤③ 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)

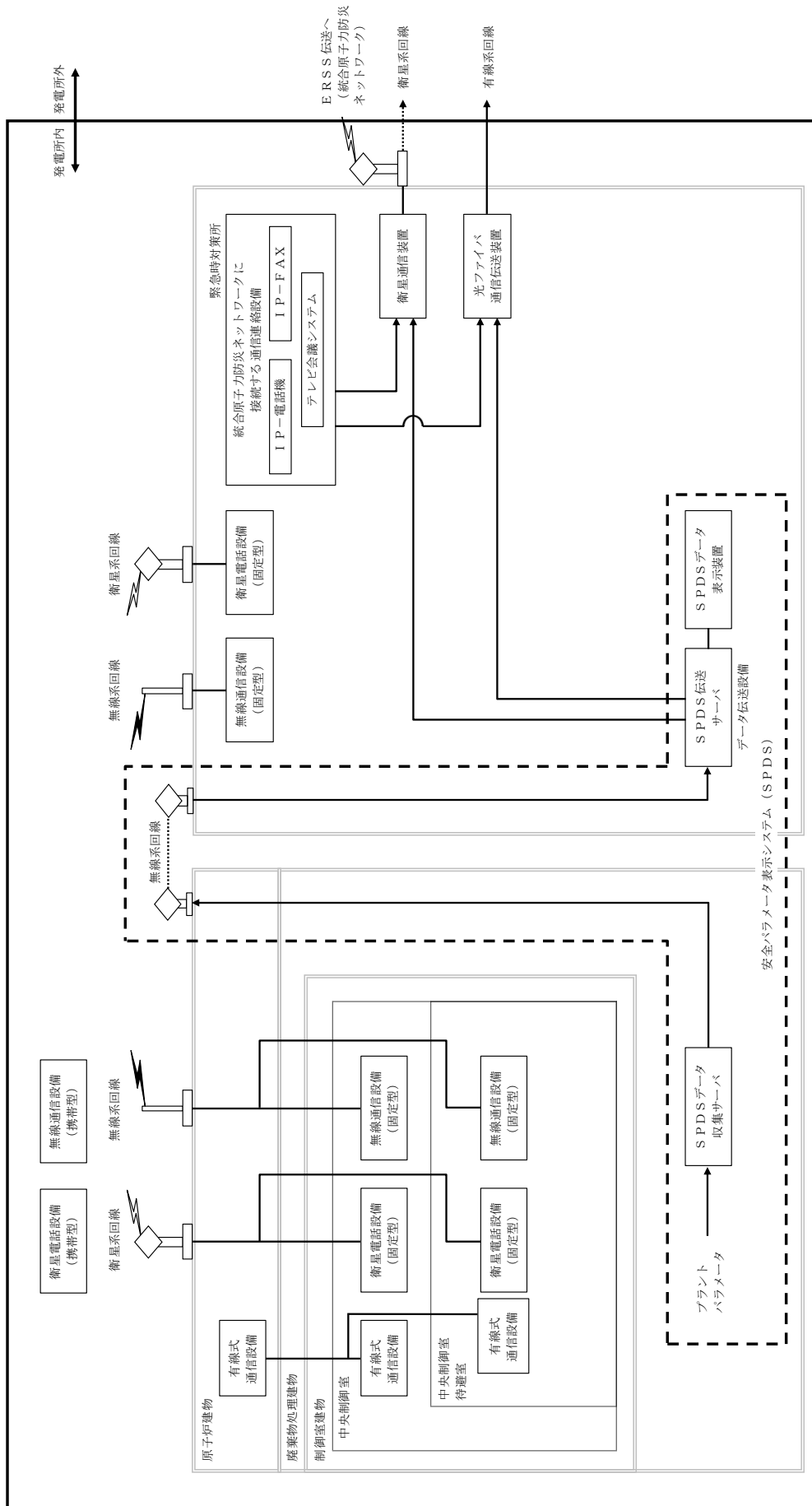
⑤④ 平均出力領域計装

⑤⑤ 中性子源領域計装

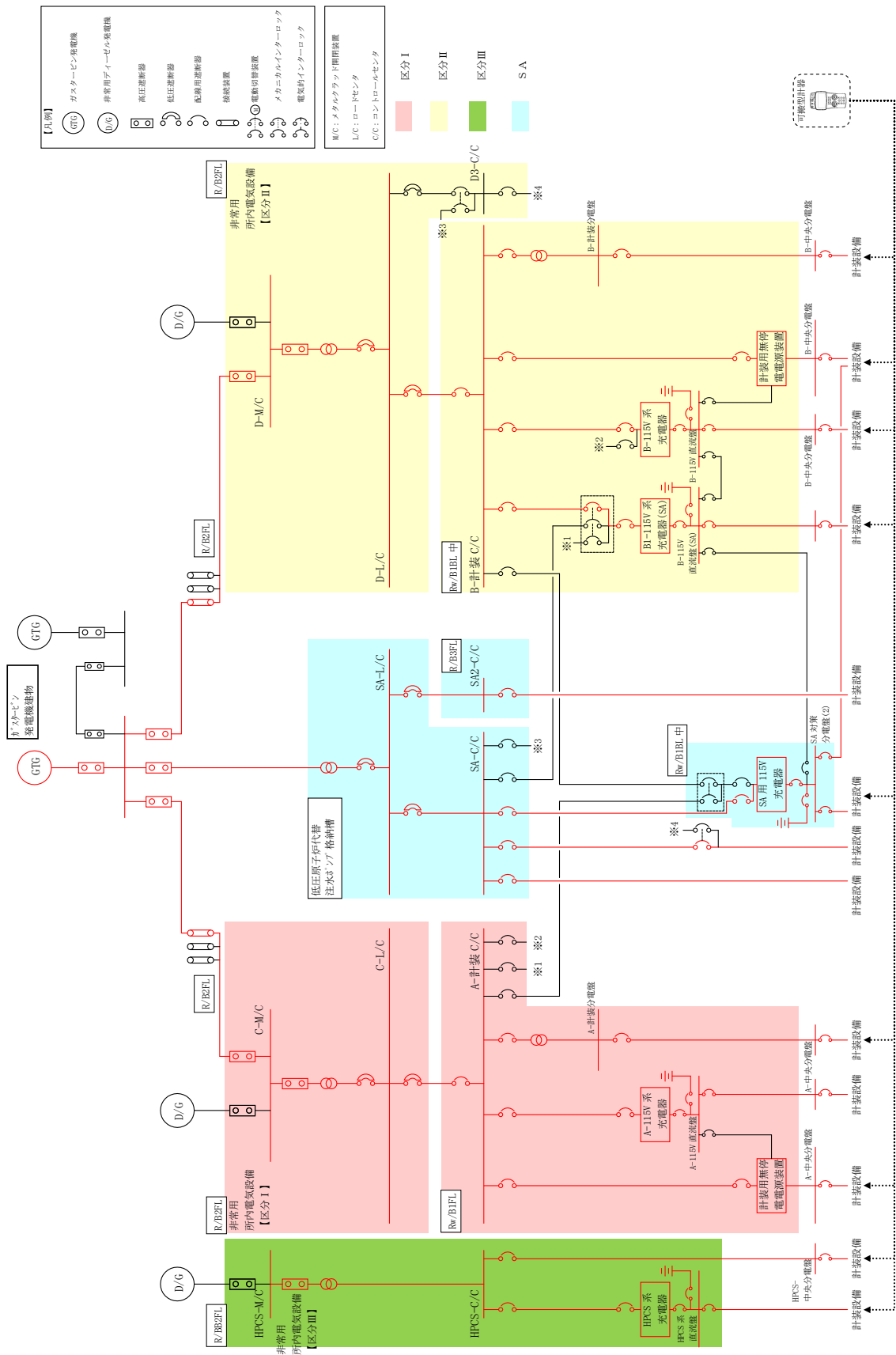
⑤⑥ 格納容器酸素濃度

⑤⑦ 格納容器酸素濃度 (SA)

第 1.15-3 図 主要設備 概略系統図(2/3)



第 1.15-3 図 主要設備 概略系統図 (3 / 3)



- 【凡例】
- GTG: ガスタービン発電機
 - D/G: 非常用ディーゼル発電機
 - 高圧遮断器
 - 低圧遮断器
 - 配線用遮断器
 - 検漏装置
 - 電動切替装置
 - メカニカルインターロック
 - 電気的インターロック
- ※C: メタルクラッド開閉装置
 L/C: ロードセンタ
 C/C: モントローローセンタ
- 区分 I
 区分 II
 区分 III
 SA

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%; border: 1px solid black; position: relative;"> <!-- 20分 --> <div style="position: absolute; top: 0; left: 0; right: 0; height: 20px; background-color: #e0e0e0;"></div> <!-- 移動 --> <div style="position: absolute; top: 20px; left: 0; right: 0; height: 20px; background-color: #00aaff;"></div> <!-- 測定 --> <div style="position: absolute; top: 40px; left: 0; right: 0; height: 20px; background-color: #e0e0e0;"></div> </div> <div style="margin-left: 10px;"> <p>20分</p> <p>▽ 接続完了, 計測開始</p> <p>↑</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													現場運転員B, C

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等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	<p>【解釈】 1 第 73 条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	一
<p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）</p>	②	<p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p>	<p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p>	⑧
<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。 i) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。 ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p>	③	<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p>	<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p>	⑨
<p>iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p>	④	<p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p>	<p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p>	⑩
<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	⑤	<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	⑪
<p>d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</p>	⑥	—	—	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2 / 5)

: 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
他チャンネル による計測	主要パラメータの他 チャンネルの重要計 器	既設 新設	① ② ⑦ ⑧	他チャンネル による計測	主要パラメータの他 チャンネルの常用計 器	常設	-	-	-
	-	-			-	-			
代替パラメータ による推定	重要代替計器	既設 新設	① ③ ④ ⑦ ⑨ ⑩	代替パラメータ による推定	常用代替計器	常設	-	-	-
	-	-			-	-			
可搬型計測器 による計測	可搬型計測器	新設	① ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-
	-	-			-	-			
代替電源(直流) からの給電	所内常設蓄電式直流 電源設備	新設	① ⑥ ⑦	代替電源(直流) からの給電	直流給電車及び可搬 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。
	常設代替直流電源設 備	新設			-	-			
	可搬型直流電源設備	新設			-	-			
	-	-			-	-			
代替電源(交流) からの給電	常設代替交流電源設 備	新設	① ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	
	可搬型代替交流電源 設備	新設			-	-			
	-	-			-	-			
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。

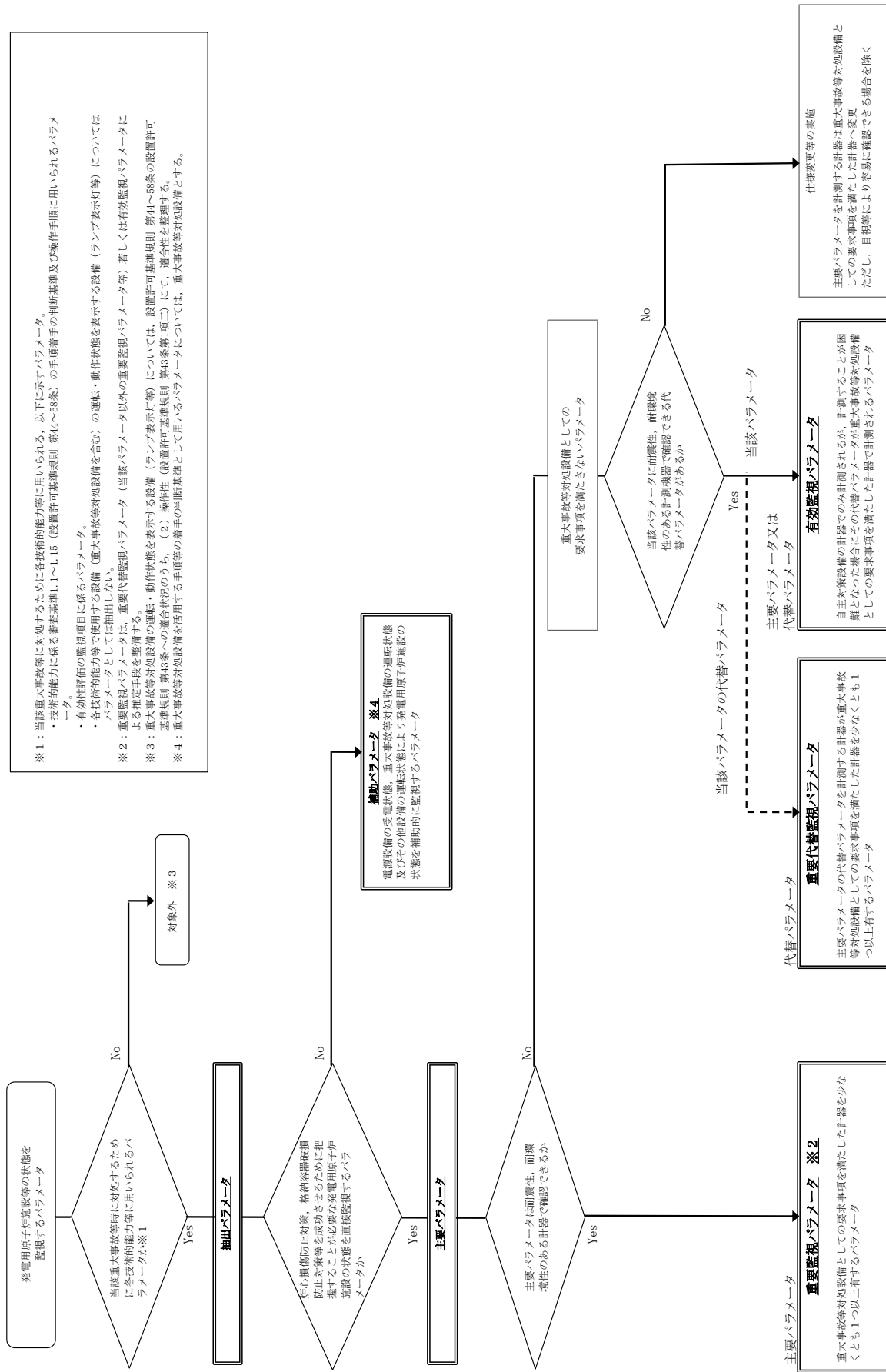
補助パラメータ

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44条第1項ニ）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。



第1図 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー

2. 選定の結果

重大事故等の対処に必要なパラメータとして、技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15 のパラメータの手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータの中から、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを選定した。

選定結果を第 1 表に示す。

第 1 表 重大事故等の対処に必要なパラメータ (1 / 6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 残留熱除去系熱交換器入口温度
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉圧力容器温度 (S A)
	原子炉圧力 (S A)	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉圧力容器温度 (S A)
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (S A) 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)
	原子炉水位 (S A)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)

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

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ(2/6)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器への注水量	高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)
	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	原子炉水位 (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DESTアル水位
	格納容器代替スプレイ流量	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ドライウエル水位 サブプレッション・プール水位 (SA) ペDESTアル水位
	ペDESTアル代替注水流量 ペDESTアル代替注水流量 (狭帯域用)	ペDESTアル水位 ドライウエル水位
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力

※: [] 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	サブプレッション・プール水位 (SA) 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) 低圧原子炉代替注水槽水位
	サブプレッション・プール水位 (SA)	代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) 低圧原子炉代替注水槽水位
	ペDESTAL水位	主要パラメータの他チャンネル 代替注水流量 (常設) 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 低圧原子炉代替注水槽水位
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度	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 高圧炉心スプレーポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレーポンプ出口流量 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 高圧炉心スプレーポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレーポンプ出口圧力 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) 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) ドライウエル圧力(SA) サブプレッション・チェンバ圧力(SA)
	格納容器酸素濃度(SA)	格納容器酸素濃度 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) ドライウエル圧力(SA) サブプレッション・チェンバ圧力(SA)
燃料プールの監視	燃料プール水位(SA)	燃料プール水位・温度(SA) 燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA) 燃料プール監視カメラ(SA)
	燃料プール水位・温度(SA)	燃料プール水位(SA) 燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA) 燃料プール監視カメラ(SA)
	燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA)	燃料プール水位(SA) 燃料プール水位・温度(SA) 燃料プール監視カメラ(SA)
	燃料プール監視カメラ(SA)	燃料プール水位(SA) 燃料プール水位・温度(SA) 燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA)

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

重大事故等対処に係る監視事項

1. はじめに

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

重大事故等時に、運転員が確認する監視項目について、主要パラメータに加え主要パラメータが監視できない場合の代替パラメータ及び全交流動力電源が喪失した場合の影響も含めて、「2. 監視項目」に示すパラメータを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		k. パラメータ 分類	h. 補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		i. 計器故障等	j. SBO
					c. 直後	f. 負荷切離し後					e. 直後	g. 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	制御室 操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することのできる、監視可能	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
			代替注水流量 (常設)	1	1	1			低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2		
			低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2			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	1		
			原子炉圧力	2	2	1			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健全性を推定可能	1	1	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・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2								

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

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

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器名称	計器数	SPO影響		計器故障等	SPO				
			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										
		スクラム要素		原子炉出力		プラント停止状態		原子炉出力		スクラム要素		原子炉出力		スクラム要素		原子炉出力				
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	0	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0	1		
		スクラム要素	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化	原子炉自動スクラム	1	1	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0	1	
		判断基準	全副制御全挿入ランプ	全副制御全挿入ランプ	1	1	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0
			平均出力領域計装	平均出力領域計装	1	1	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0
		原子炉出力	平均出力領域計装	平均出力領域計装	6	6	6	0	6	0	6	0	6	0	6	0	6	0	6	0
			副制御手動操作・監視系	副制御手動操作・監視系	1	1	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0
		プラント停止状態	全副制御全挿入ランプ	全副制御全挿入ランプ	1	1	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0
			平均出力領域計装	平均出力領域計装	1	1	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0
		操作	平均出力領域計装	平均出力領域計装	6	6	6	0	6	0	6	0	6	0	6	0	6	0	6	0
			副制御手動操作・監視系	副制御手動操作・監視系	1	1	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0
原子炉出力	平均出力領域計装	平均出力領域計装	4	4	4	0	4	0	4	0	4	0	4	0	4	0	4	0		
	副制御手動操作・監視系	副制御手動操作・監視系	1	1	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0	1	0	1	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											
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(最終ページ) 「反応度制御」 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	判断基準	プラント停止状態	全周制御全挿入ランプ	1	1	0	1	0	0	0	0	—			
			[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	②	—	—	4	0	0	中性子源領域計表又は平均出力領域計表により、未臨界維持の推定可能		
			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	—	—	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
					中性子源領域計表	4	0	0	①	—	—	1	1	0	制御棒手動操作・監視系 未臨界状態が推定可能
					平均出力領域計表	4	0	0	—	—	—	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
					[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	—	—	—	1	1	0	制御棒手動操作・監視系 未臨界状態が推定可能
			事故時操作要領書(最終ページ) 「反応度制御」 自動減圧系の起動阻止、 インッチによる原子炉出力急 上昇防止	判断基準	プラント停止状態	全周制御全挿入ランプ	1	1	0	1	0	0	0	0	—
						[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	②	—	—	4	0	0
自動減圧起動阻止、 代替自動減圧起動阻止状態	1	1				1	—	—	—	—	—	—	—		
操作	自動減圧起動阻止、 代替自動減圧起動阻止状態	1				1	1	—	—	—	—	—	—	—	

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価					
				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	—	中性子源領域計表により平均出力領域計表の代替監視可能	4	0	0	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		
			平均出力領域計表	6	0	0	①	—	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	1	1	0	制御棒手動操作・監視系	1	0	監視事項は主要パラメータにて確認
			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	1	1	0	—	—	—	
			原子炉浄化系隔離弁表示灯	2	0	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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		分類	計器名称	計器数	SPO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SPO影響		計器故障等	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	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								
								制御棒手動操作・監視系	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未鑑別状態が推定可能									
		中性子源領域計表	4	0	0	①	-	-	平均出力領域計表	6	0	0	平均出力領域計表により中性子源領域計表の代替監視可能	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	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未鑑別状態が推定可能								
		原子炉隔離状態の有無	8	8	0	-	-	-	主蒸気隔離弁開閉表示灯	8	8	0	-	-							
		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(広帯域) 原子炉水位(燃料被覆)	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								
										低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2								
										原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1								
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1									0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の系の注水流量と尚線熱除去に必要な水量より代替監視可能									
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																		

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		計器数	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								
対応手段 事故時最低要領書（概算ベース） 「反応制御」 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	2	2	原子炉水位 (圧差検) 原子炉水位 (燃料検)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	高圧原子炉代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
			2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (燃料検用)	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (燃料検用)	2	2	2	2		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能
			1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		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	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		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
			3	3	3	3	残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	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
			1	1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	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
			1	1	1	1	残置熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	残置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排熱除去に必要な水量より代替監視可能
			2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	原子炉圧力	2	2	2	2		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
			1	1	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1		原子炉圧力 (S.A) 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
			2	2	2	2	サブプレッション・チェンバース圧力 (S.A)	2	2	サブプレッション・チェンバース圧力 (S.A)	2	2	2	2		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

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(最終ベース) 「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		原子炉冷却水流量	原子炉圧力容器への注水量	4	0	0	③	終復水系の運転状態を確認するパラメータ	カプレンション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	水源であるカプレンション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能		
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	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	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	0	0	①	—	—	カプレンション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	水源であるカプレンション・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	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 (SA)	1	1	1	1	—	—
		原子炉隔離時冷却タービン入口圧力		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	—	—	—	—	—	—	—	—
		原子炉隔離時冷却タービン排気圧力		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	—	—	—	—	—	—	—	—
		原子炉隔離時冷却タービン回転速度		3	0	0	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量		1	1	0	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	抽出パラメータを評価する計器				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	SPO影響		評価		SPO
		計器数	直後		計器数				計器故障等				
			負荷切り離し後	直後					負荷切り離し後	計器故障等			
対応手段 事故時操作要領書（概算ベース） 「反応度制御」 原子炉手動スクラム	スクラム発生の有無	1	1	1	—	—	スクラム警報	1	0	—	—	—	
	スクラム要薬	1	1	0	—	—	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	1	1	0	—	—	全副制御全挿入ランプ	1	0	—	—	—	
		1	1	0	②	—	[制御棒手動操作・監視系]	1	0	—	—	—	
	1	6	0	①	—	平均出力領域計装	6	0	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	
	1	1	0	—	—	全副制御全挿入ランプ	1	1	0	0	0	中性子源領域計装は平均出力領域計装により、未臨界維持の推定可能	
操作	プラント停止状態	1	1	0	②	—	[制御棒手動操作・監視系]	1	0	0	0	0	中性子源領域計装・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
		6	6	0	①	—	平均出力領域計装	6	0	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
	4	0	0	①	—	中性子源領域計装	4	0	0	0	0	平均出力領域計装により中性子源領域計装の代替監視可能	
	1	1	0	—	—	[制御棒手動操作・監視系]	1	0	0	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	

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	SR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	SR影響 直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
事故時操作要領書（撤除ベース） 「反応度制御」 制御棒手動挿入	操作 (2 / 2)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	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	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	
				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	
				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	
				2	2	1	1		原子炉圧力	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
				2	2	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	
				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	
				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	
				1	1	0	③		制御棒駆動水圧系動作状態を確認するパラメータ	1	1	1	1		—	—
				1	1	1	1		制御棒監視機能	1	1	1	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				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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（微減 ベース） 「水位確保」等 AM（船舶明燃作要領書 [H.P.A.C.]による原子炉注 水）	原子炉圧力容 器内の水位	①	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認		
				2	2	2	2	2	2	2		2	2
				2	2	2	2	2	2	2		2	2
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	2	2	2		2	2
				2	2	2	2	2	2	2		2	2
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				3	3	3	3	3	3	3		3	3
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	2	2	2		2	2
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	2	2	2		2	2

別
冊
第
(2 / 3)

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による原子炉注水]	項目	抽出パラメータを計測する計器				項目	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等	評価	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
	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量	1	1	1	1				
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1				
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0				
							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

1.2 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（船舶明瞭作頭領書 [THPAC]による原子炉注 水）」	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価								
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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 / 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でき、監視可能						
				1	1	1	1	1	1	1	1			1	1			
				1	1	1	1	1	1	1	1			1	1	1	1	1
				2	2	2	2	2	2	2	2			2	2	2	2	2
				2	2	2	2	2	2	2	2			2	2	2	2	2
				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
				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

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価									
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO							
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後									
事故時操作要領書（確保ベース） 「水位確保」等 ANI（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圧力 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	直接的に原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	—	—	原子炉水位 (圧排域) 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 (SA)	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	—	—	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	—	—	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 (圧排域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	①	—	原子炉水位 (圧排域) 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 (SA)	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	—	—	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									
		サブプレッション・プールの水位 (SA)	1	1	—	—	サブプレッション・プールの水位 (SA)	1	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	1	1	①	—	原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	1	副操盤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

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図（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				項目	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	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
	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

1.2 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		
1.2.1.1 フロントライントライントシステム稼働時の対応手順 (1) 高圧原子炉代替注水システムによる原子炉圧力容器への注水 b. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系統起動 事故時操作要領書（敬儀） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 THPAC 現地起動による 原子炉注水	判断基準 (1 / 3)									原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
										高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
										代替注水流量 (常設)	1	1	1	
										低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	
										低圧原子炉代替注水流量 (喪帯域用)	2	2	2	
										原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
										高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
										残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
										低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
										残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
										原子炉圧力	2	2	1	
										原子炉圧力 (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 事故時操作要領書（確保ベース） 「水圧確保」等 AM設備（強制作動装置） （HPAC現象発動）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 (3 / 3)	水質の確保	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
								残留熱代替除去系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	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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（攪炭ペーセス） 「水位確保」等 AM図（個別機作要領書） TIP、AC現象発動による 原子炉注水	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（燃料棒） 原子炉水位（燃料棒）	3	3	3	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	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	
				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	
				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	

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） （水位確保）等 AM（強制自然循環） （T.H.P.A.C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
操作 (2 / 3)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
							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熱源熱除去に必要な水量より代替監視可能	
							代替注水流量 (常設)	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2			
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	1			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			
							ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A.)	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	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「水位確保」等AM認識別動作要領書（TIP、AC現象起動）による原子炉注水）	操作（3 / 3）	種類	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													
															原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
															原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (圧排機) 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	2	2	1	①	—	原子炉水位 (S.A)	1	1	1		1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の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	—	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2		2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力と相対し、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
															高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	1	1	1	③	高圧原子炉代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	高圧原子炉代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	1	1	1		1	—
															高圧原子炉代替注水システム入口圧力	1	1	1	③	高圧原子炉代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	高圧原子炉代替注水システムの運転状態を確認するパラメータ	1	1	1		1	—
															高圧原子炉代替注水システム排気圧力	1	1	1	③	高圧原子炉代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	高圧原子炉代替注水システムの運転状態を確認するパラメータ	1	1	1		1	—
															高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力	1	1	1	③	高圧原子炉代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	高圧原子炉代替注水システムの運転状態を確認するパラメータ	1	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				抽出パラメータの代替パ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															
											計器数	計器故障等	SBO											
1.2.2 サポート系統故障時の対応手順 (1) 全交差動力電源喪失及び緊急発電機系統電源系故障時の原子炉圧力容器への注水 a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 事故時操作要領書（取扱 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 TRIC現象起動による 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	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1 1 1 2 1 2	1 1 1 2 2 1 0 0 1 0 1 0 1 2 1 2	1 1 1 2 2 1 0 0 1 0 1 2 1 2	計器故障等 SBO	直接的に原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隔離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) とサブプレジョン・チェンバの差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能													
												原子炉水位 (SA)	高圧原子炉代替注水流量	代替注水流量 (常設)	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	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)	サブプレジョン・チェンバ圧力 (SA)

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監視開始作業者 「NCLIC現象発動による 原子炉注水」 原子炉災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水 処理」	判断 基準 (2 / 3)	原子炉圧力容 器内の水位	1	原子炉水位 (S.A.)	1	1	①	-	抽出パラメータ 分類理由	計器名称 計器数 直後 負荷切り離し後	SBO影響	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	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2
														高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
														代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
														低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
														原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	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
														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
														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
														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	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
														原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
														ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2

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 (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	
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1		1
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1		1
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0		0
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0		0
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0		0
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1		1
				残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1	1	1	1		1
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1		1
				高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1		1
				残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3	3	3		3
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1	1					
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	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	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 「NCLIC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」	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	0	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	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2		2 2	2 2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		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
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
			低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2		2 2	2 2	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
			高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3	3	3	3	3		3	3	
			低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
			残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	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
			サブプレッシャ ン・チェンバ ル圧力 (S.A)	2	2	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

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	計器名称	計器数	直後					
対応手段 事故時操作要領書（微減 ベース） 「水位確保」等 AM（強制降圧要領書） 「NOCIC現象発動による 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」	補機監視機能 操作 (3 / 3)	可搬型回転計	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転 状態を確認するパラメータ	1	1	—	—		
		原子炉圧力	2	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	
		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 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、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	1	1	—	—	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	—	原子炉水位から原子炉圧力容器温度 (S.A)
		原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転 状態を確認するパラメータ	1	1	—	—		

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	SBO
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 「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	—	—		
		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-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	—	—		
		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	—	—		
	判断基準 (1 / 2)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (燃料線)	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 (燃料線)	2	2	2	①		2	2	2		
			原子炉水位 (燃料線)	2	2	2	①		2	2	2		
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量						1	1	1		1
			高圧炉心スプレイポンプ出 口流量						1	0	0		0
			残留熱除去ポンプ出口流量						3	0	0		0
原子炉圧力 チェンバ圧力 (SA) 水を推定可能	原子炉圧力 チェンバ圧力 (SA) 水を推定可能	原子炉圧力	2	2	2	①	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と抑線 熱除去に必要な水量より代替監視可能	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・ チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能		
		原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①	1	1	1	1			
		サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	2	2	2	2			
		原子炉圧力	2	2	2	①	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 AM図（個別操作要領書） （COR/Dによる原子炉注 水）	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価								
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	1	直接的に原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
				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
				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
				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

1.2 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設備別操作要領書（COR/Dによる原子炉注水）	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価						
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後					
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由			
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 b. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水 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）	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	制御棒駆動水圧系系弁へッパ圧力	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					—			
		電源	判断基準 (1 / 4)	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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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（微減 ペース） 「水位確保」 AM図（燃料操作要領書） 〔SLICによる原子炉注 水〕	判 断 基 準 （ 2 ／ 4）	原子炉圧力容 器内の水位	〔原子炉水位（燃料槽）〕 原子炉水位（燃料槽） 原子炉水位（燃料槽）	3	3	3	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	監視事項は主要パラ メータにて確認
				2	2	2	2	2	2	2	
				2	2	2	2	2	2	2	
				2	2	2	2	2	2	2	
				1	1	1	1	1	1	1	
				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	
				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」 AM（個別動作要領書） （SILCによる原子炉注 水）」	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
													パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
	原子炉圧力容 器内の水位 別 冊 第 （ 3 / 4 ）		原子炉水位 (S.A.)	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
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
				3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
				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

直接的に原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

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

原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A.) とサブプレッション・チェンバーの圧力 (S.A.) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能

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） [SLCによる原子炉注水]	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	
	水源の確保	水	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							
			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							
			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 (1 / 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		直接的に原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									
			代替注水流量 (常設)	1	1	1									
			低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (異常検出)	2 2	2 2	2 2									
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1									
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0									
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0									
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0									
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1									
			原子炉圧力	2	2	2									
			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

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

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

1.2 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	計器故障等	SBO								
													パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由						
	操作（2 / 3）	原子炉圧力容 器内の水位	1	1	1	①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認							
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1									
								代替注水流量（常設）	1	1	1									
								低圧原子炉代替注水流量 （燃料域用）	2 2	2 2	2 2									
								原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1									
								高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	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									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									

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（撤換ベース） 「水位確保」 AM（個別機作）要領書 （SLC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
				原子炉圧力	2	2	1		1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
				原子炉圧力	2	2	1		1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
				原子炉圧力	2	2	1		1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
				原子炉圧力	2	2	1		1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
				原子炉圧力	2	2	1		1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
				原子炉圧力	2	2	1		1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
				原子炉圧力	2	2	1		1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
				原子炉圧力	2	2	1		1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
				原子炉圧力	2	2	1		1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
原子炉圧力容器への注水量	ほう筒水貯蔵タンク液位	1	1	0	③	ほう筒水注入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				
補機監視機能	ほう筒水注入ポンプ出口圧力	1	1	0	③	ほう筒水注入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				
	復水輸送系出口ヘッダ圧力	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	—	—	—	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				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		
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)	原子炉圧力容器内の水位 [原子炉水位 (燃料域)] 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1				
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1				
			低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2				
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	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 (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・チェンバー圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
			サブプレッション・チェンバー圧力 (S.A)	2	2	2	2				

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				項目	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	直後 負荷切り離し後		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
	別 冊 第 (2 / 3)		原子炉圧力容 器内の水位	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
								代替注水流量 (常設)	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2		
								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		

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			負荷切り離し後			
								直後	負荷切り離し後		
	判 断 基 準 (3 / 3)	水質の確保	サブレーション・プール水位 (SA)	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	
							残留熱代除去系原子炉注水流速	1	1	1	
							残留熱代除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	
							高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	
							残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	
							低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	
							残留熱代除去系ポンプ出口圧力	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（撤収 ペーセス） 「水位確保」等	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後		計器故障等
<p style="text-align: center;">機 作 (1 / 4)</p>	<p style="text-align: center;">原子炉圧力容 器内の水位</p>	<p style="text-align: center;">「原子炉水位（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	直接的に原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 style="text-align: center;">監視事項は主要パラ メータにて確認</p>	
			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	2	2	2	2		低圧原子炉代替注水流量 （実用設備）
			2	2	2	1	1	1	1		原子炉降圧時冷却ポンプ出 口流量
			3	3	3	0	0	1	0		高圧炉心スプレイポンプ出 口流量
			2	2	2	3	0	0	0		残留熱除去ポンプ出口流量
			2	2	2	1	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		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）とサブプレッジョン・ 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		サブプレッジョン・チェンバ 圧力（SA）

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 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	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			
①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ	①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ	原子炉炉内水位 原子炉炉内水位	原子炉炉内水位（広帯域）	2	2	1	2	1	直接的に原子炉炉内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		
			原子炉炉内水位（燃料域）	2	2	1	2	1				
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1					
			代替注水流量（常設）	1	1	1	1					
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2					
			低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2	2	2	2					
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1					
			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					
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1					
			原子炉炉内圧力	2	2	2	2					
			原子炉炉内圧力（SA）	1	1	1	1					
			ホプレッション・チェンバ 圧力（SA）	2	2	2	2					

操作（2 / 4）

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（攷候ペーパー） 「水位確保」等	項目	抽出パラメータを計測する計器										抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										SBO
		分類	計器名称	計器数	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) 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		
															原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1			
															原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2			
															原子炉圧力	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
															原子炉水位 (圧力換算) 原子炉水位 (燃料罐)	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
															原子炉水位 (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		
															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		
原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1		①	—	原子炉水位 (圧力換算) 原子炉水位 (燃料罐)	2	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									
														原子炉水位 (S.A)	1	1	1					

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 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				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
操作 (4 / 4)	機械監視機能	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	—	—	—	—	—		
			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	—	—	—	—		
			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	—	—	—	—		
		水源の確保	高圧原子炉代替注水流量	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	①	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	③	—	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	3	0	③	—	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	1	0	③	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	①	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1
				残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	①	—	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	③	—	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0				
残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	0	③	—	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	0	0	0				
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	③	—	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0				
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	①	—	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	2				

監視事項は主要パラメータにて確認

サブプレッション・プール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

1.2 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	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後				
												SBO影響	
1.2.4 重大事故等対処設備 (設計基準状態) による原子炉圧力容器への注水 (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 (既設) 「水位確保」等	電源												
	HPCS-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							
判断基準 (1 / 3)	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	原子炉圧力容器への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			
		原子炉圧力容器内の水位	2	2	①		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の水位	2	2	①		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の水位	2	2	①		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の水位	3	3	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	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の水位	2	2	①		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の水位	2	2	①		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の水位	2	2	①		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の水位	2	2	①		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の水位	2	2	①		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の水位	2	2	①		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の水位	2	2	①		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の水位	2	2	①		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能	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 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				項目 分類	計器名称	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	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								
										計器数				直後	負荷切り離し後		
別冊 基準 (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	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	監視事項は主要パラメータにて確認	直接的に原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	1					
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1						
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1						
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2						
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2	2						
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1						
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0						
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0						
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0						
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1						
							原子炉圧力	2	2	2	2	1					
							原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1					原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A.) とサブプレッション・チェンバール圧力 (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					

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 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			負荷切り離し後			
								直後	負荷切り離し後		
	判 断 基 準 (3 / 3)	水質の確保	サブレーション・プール水位 (SA)	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

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段 事故時操作要領書（撤収 ペーパース） 「水位確保」等	項目	抽出パラメータを計測する計器				項目	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器数	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	SRD影響
	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 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	SRD	
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
									代替注水流量 (常設)	1	1	1			
									低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉))	2 2	2 2	2 2			
									原子炉降圧時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
									残留熱代替除去系原子炉注 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

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書(徴候 ペーセス) 「水位確保」等	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後			
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	
操作 (2 / 4)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	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
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	2
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	3
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
				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
				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										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 原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力	2				①			1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			原子炉水位 (圧力換算) 原子炉水位 (燃料罐)	2	2	1	1	—		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					
			原子炉圧力	1	1	1	1	—		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					
			サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	2	—	①		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					
			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		水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化により代替監視可能					
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0	—	①		1	1	1	1	1		崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化により代替監視可能					
			原子炉圧力容器内の温度	2	2	2	2	—	①		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					
			原子炉圧力容器内の圧力	2	2	2	2	—	①		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					
			原子炉圧力容器内の圧力	2	2	2	2	—	①		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					
			原子炉圧力容器内の圧力	2	2	2	2	—	①		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

1.2 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	計器故障等				SBO
		分類	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO			
					直後					負荷切り離し後		
	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	
								残留熱代解除系原子炉注水流速	1	1	1	
								残留熱代解除系冷却ポンプスプレイ流量	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 ベベース) 1減圧冷却)	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							
		原子炉降圧時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	①							
		低圧炉心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					
			判断基準										

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) 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

1.3 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） 「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					
											計器数	計器数		
操作 (2 / 4)	原子炉圧力 容器内の水 位	原子炉圧力	「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	3	① 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	
				2	2			1	1	高压原子炉代替注水流量	1	1		
				2	2			1	1	代替注水流量（常設）	1	1		
				2	2			2	2	低圧原子炉代替注水流量 （燃料盛域用）	2	2		
				2	2			2	2	低圧原子炉代替注水流量 （燃料盛域用）	2	2		
				1	1			1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1		
				3	3			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崩壊 熱除去に必要な水量より代替監視可能	
				2	2			3	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		
				2	2			1	0	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			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(巻後ペーセス) 「減圧冷却」	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器		計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数		SBO影響		計器故障等	評価	SBO
			直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後				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	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1	-	①	原子炉水位 (圧帯域) 原子炉水位 (燃料帯域)	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		
											2	2	1	1			
											1	1	1	1			
											1	1	1	1			
											2	2	2	2			
											2	2	2	2			
											1	1	1	1			
											1	1	0	0			
											3	0	0	0			
											1	0	0	0			
											1	1	1	1			
											2	2	2	1			
											1	1	1	1			
											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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価							
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		SBO影響 直後 負荷切り離し後						
事故時操作要領書(徴候ペーネース) 「減圧冷却」	操作 (4 / 4)	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	①	—	代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)	1	1	計器故障等 監視事項は主観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	①	—	低圧原子炉代替注水流量 (常設域用) 格納容器代替注水流量 (常設域用)	2 2	2 2		2 2				
			補機監視機能	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流量 (常設域用)	2	2		2	2			
			補機監視機能	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流量 (常設域用)	2	2		2	2			
			事故時操作要領書(徴候ペーネース) 「急速減圧」	判断基準	注水手段の確保(運転状態)	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	—		低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)	1	1	監視事項は主観パラメータにて確認	
						残留熱除去ポンプ出口圧力	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	①	—		低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)	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	—		低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)	1	1		1
						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	①	—		低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)	2	2		2
						消火ポンプ出口圧力	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		低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)	2	2		2
						復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力	復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力	1	1	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ		低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)	1	1		1
			RFP出口ヘッド圧力	1	1	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		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
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	—	—	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	—	—	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	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	
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	—	—	原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	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	
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	—	—	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	—	—	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	—	—	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

1.3 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) [急減減圧]	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	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					
	操作 (2 / 4)	原子炉圧力 容器内の水 位	[原子炉水位(蒸発域) 原子炉水位(蒸発域) 原子炉水位(燃料域)]	3 2 2	3 2 2	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
								高压原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
								代替注水流量(常設)	1	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1		
								高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蒸発 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(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・ チェンバース圧力(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

1.3 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				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	1	1	1	1	1	-	①	原子炉水位 (S A)	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	
											2	2	1	1		
											1	1	1	1		
											2	2	2	2		
											1	1	1	1		
											1	1	1	1		
											2	2	2	2		
											1	1	1	1		
											1	0	0	0		
											3	0	0	0		
											1	0	0	0		
											1	1	1	1		
											2	2	2	2		
											1	1	1	1		
2	2	2	2													

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		計器故障等	SBO
				計器数	SBO影響 直後			計器数	SBO影響 負荷切り離し後		
運転時操作要領書(機後ページ) 「急速減圧」	操作 (4 / 4)	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	①	—	1	1	計器故障等	SBO
				2	2			2	2		
				2	2			2	2		
				2	2			2	2		
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール温度 (SA)	2	2	①	—	2	2	サプレッション・プール温度 (SA) 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
				3	3			3	0		
		機械監視機能	復水器真実度	3	3	③	復水器の運転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

1.3 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 事故時操作手順書（シビア アクシデント） 〔注水-1〕	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					
								1	1	原子炉水位 (SA)	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	
								1	1	高压原子炉代替注水流量	1	1		
								1	1	代替注水流量 (常設)	1	1		
								2	2	低圧原子炉代替注水流量	2	2		
								2	2	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2		
								1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		
								1	0	高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能	
						①	-	2	2	2	1	0		
		原子炉圧力 容器内の水 位	原子炉水位 (燃料域)					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		

判断基準 (1 / 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

項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
対応手段 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	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	SBO
							2	1		
							1	1		
							1	1		
							2	2		
							2	2		
							1	1		
							1	1		
							3	0		
							1	0		
							1	1		
							2	2		
							1	1		
2	2									

判断基準 (2 / 3)

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		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）	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	①	—	—	—	—	—	—		
	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	注水手順の 最後（運転 状態）	2	2	①	—	—	—	—	—	—		
	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	—	—	—	—	—		
	復水輸送ポンプ出口ヘッダ 圧力		1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
	RFP出口ヘッダ圧力		1	0	③	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	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
車庫時操作手順書（シビアアクシデント） 〔注水-1〕	原子炉圧力 容器内の圧力 操作（1 / 4）	原子炉圧力	原子炉圧力	2	1	①	-	原子炉圧力 (S.A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/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	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/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

1.3 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	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 (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	3	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	
				2	2			1	1	高压原子炉代替注水流量	1	1	高压原子炉代替注水流量	
				2	2			1	1	代替注水流量（常設）	1	1	代替注水流量（常設）	
				2	2			2	2	低圧原子炉代替注水流量（燃料盛用）	2	2	低圧原子炉代替注水流量（燃料盛用）	
				2	2			2	2	低圧原子炉代替注水流量（燃料盛用）	2	2	低圧原子炉代替注水流量（燃料盛用）	
				1	1			1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	
				3	3			0	0	高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	高压炉心スプレイポンプ出口流量	
				2	2			0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	残留熱除去ポンプ出口流量	
				2	2			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	
				2	2			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	
				2	2			2	2	原子炉圧力	2	2	原子炉圧力	
				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			2	2	サブプレッション・チェンバース圧力 (SA)	2	2	サブプレッション・チェンバース圧力 (SA)	

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				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	パラメータ 分類	計器数				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〕	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	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (圧帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	SBO
								原子炉水位 (燃料帯域)	2	2	1		
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
								代替注水流量 (常設)	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量 (狹帯域用)	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量 (狹帯域用)	2	2	2		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
								蒸気炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
								原子炉圧力	2	2	1		
								原子炉圧力 (S.A)	1	1	1		
								サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2		
								[エリア放射線モニタ]	18	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

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	格納容器常期放射線モニタ（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		
			原子炉圧力	2	2	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（線料域）	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		
操作（4 / 4）	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力	原子炉圧力容器温度（S A）	1	1	—	—	原子炉水位（S A）	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると異なり、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	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		計器名称	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)常設直流電源系統算出時の風圧 a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 事後操作要領書 (既設 ベーベース) 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「SRKV駆動源確保 (電 源)」	駆動源の確保 注水手段の確保 (運転状態)	①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ	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確認するパラメータ	—	—
			ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力	2	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	—	—
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0	①	—	—	—
			残留蒸気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	—	—	—
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	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ダ圧力	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	—	—
			RFP出口ヘッダ圧力	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 [緊急減圧] [急凍復旧] [電源復旧] [AM設備別機作監視書] [SRV駆動源確保(電源)]	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	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、監視可能	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、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		
							可搬型計測器	-	-	-	-		
							原子炉圧力 (現場計器)	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 放し力影響対処手順書 原子炉冷却材圧力監視手 続書 速がし安全弁開放操作(補 助蓄電池)	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	2	2	2	—	計器故障等	SBO		
			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	2	2	2	—				
			高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0	①	—	—	1	1	0	—			
			残留蒸気ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—	—	3	3	3	—			
	判 断 基 礎		低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0	①	—	—	1	1	0	—			
			低圧炉心スプレイポンプ 出口圧力	2	2	2	①	—	—	2	2	2	—			
			消火ポンプ出口圧力	2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確 認するパラメータ	2	2	2	2	—			
			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	1	0	0	—			
			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	1	1	0	0	—			
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	—	2	2	1	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	1 1 1	監視事項は主観パ ラメータにて確認
	操 作 1 / 2	原子炉圧力 容器内の圧 力		原子炉圧力	2	2	1	①	—	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	1 1 1	監視事項は主観パ ラメータにて確認
				原子炉圧力 (S A)	1	1	1			1	1	1				
				原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (線料域)	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					
			原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	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

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
車庫時操作要領書（徴候ペーシ） 「急減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「バツテリによるSRV開放」 原子力災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気速がし安全弁開放操作（補助装置）」	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	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から、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 (圧搾機) 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飽和状態にあると想定し、飽和温度/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	—	—	—					
			可搬型計器	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			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	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代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 「ベベース」 「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)	判断 基準	N ₂ ガスボンベ圧力	2	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動状況を確認するパラメータ	—	計器故障等	SBO	
			ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力	2	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動状況を確認するパラメータ	—			
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	0	①	—	—	—		
			残留蒸気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	—	—	—		
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	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ダ圧力	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	—	—		
			RFP出口ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	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	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
			計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後						
事故時操作要領書（機後ペーシス） 「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 (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	2	—	—	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
			原子炉圧力	1	1	1	—	—	—	原子炉水位 (S.A)	1	1	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	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	1	1	1	①	—	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/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 (現場計器)	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

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器名称	計器数	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	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	直後			負荷切り離し後					
1.3.2.2 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 事後操作要領書(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	1	1	—	—	—	—	SBO		
		高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	—	—	1	0	—	—	—	—	—	
		残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	①	—	—	3	3	—	—	—	—	—	
		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0	①	—	—	1	0	—	—	—	—	—	
		低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	2	①	—	—	2	2	—	—	—	—	—	
		消火ポンプ出口圧力	2	2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	2	2	2	2	—	—	—	—	—
		復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力	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	1	0	0	—	—	—	—	—
		RPP出口ヘッド圧力	1	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	1	1	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

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		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(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	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、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温 度より代替監視可能	
							原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測すること が、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、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、監視可能	
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温 度より代替監視可能	
							原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測すること が、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、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、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、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				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		
				計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類		計器名称	計器数	SBO影響			評価	
											直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（徴候 ベークス） 「急速減圧」 原子炉災害対策手順書 「逃がし安全弁蒸発ガス代 替供給設備による逃がし安 全弁開放」	操作 (2 / 2)	原子炉圧力 容器内の圧 力 補機監視機 能	可搬型計測器	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—		
			原子炉圧力 (現場計器)	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	
			蒸発ガス代替供給系蒸発ガ スポンベ圧力	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—
			蒸発ガス代替供給系蒸発ガ ス供給圧力	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2)逃がし安全弁の作動に必要な蒸発ガス喪失時の減圧 a. 逃がし安全弁蒸発ガス供給設備による逃がし安全弁駆動確保															
事故時操作要領書（徴候 ベークス） 「急速減圧」 ANI設備別操作要領書 「蒸発ガスSIV駆動確保」 蒸発 ガスSIV駆動確保 原子炉災害対策手順書 「主蒸気速がし安全弁用蒸 発ガスポンベ駆替」	判断 基準	補機監視機 能 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	2	0	0	—	—	—	—	—	—	—		
			N ₂ ガスポンベ圧力低警報	2	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
			N ₂ ガスポンベ圧力	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	—	—	—	—	—	—	
操作	操作	補機監視機 能	ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側 圧力	2	2	2	③	主蒸気速がし安全弁の作動 状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
			N ₂ ガスポンベ圧力	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	—	—	—	—	—		
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (3) 逃がし安全弁蒸発ガス供給設備による減圧対策															
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-1」 原子炉災害対策手順書 「蒸発ガスポンベによる主 蒸気速がし安全弁用蒸 発」	判断 基準	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ので 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	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	—	—	—	—	—		
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	
操作	操作	補機監視機 能	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	—	—	—	—	—	—	

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	直後	負荷切り離し後									
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 員二次格納施設制御)	原子炉格納 容器からハ スの監視	[原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域)]	3	3	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			
			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	1	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水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				2	2	1	-		2	2	2	直接的に原子炉圧力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 容器からハ スの監視	[原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域)]	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圧力を計測することができ、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	直接的に原子炉圧力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 容器からハ スの監視	[原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域)]	2	2	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
					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		
			原子炉格納 容器からハ スの監視	[原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域)]	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	監視事項は主要パラメータにて確認
					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		
原子炉格納 容器からハ スの監視	[原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域)]	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	監視事項は主要パラメータにて確認			
		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					
原子炉格納 容器からハ スの監視	[原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域)]	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	監視事項は主要パラメータにて確認			
		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

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	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	計器故障等				
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 容器パイハ スの監視	ドラライエルの圧力 (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か で、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
			ドラライエルの温度 (SA)	7	7	7	①	—	ドラライエルの温度 (SA)	7	7	2	飽和温度/圧力の関係から、ドラライエルの温度 (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	2	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器パイハ 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ハ 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	原子炉冷却材の漏えいを確 認するパラメータ	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ハ 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	原子炉冷却材の漏えいを確 認するパラメータ	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器パイハ 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ハ 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		
			ドラライ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	—	—	—	—	—	—	—	
			RICポンプ室 (西側) 床漏 れ警報	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			トローラス室東側床漏れ警報	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 車庫時操作要領書(機後ペーजे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	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			直後	負荷切り離し後
			トラス室西側床漏洩警報	1	1	1	—	—	—	—	—			
			RDR熱交換器室床漏洩警報	2	0	0	—	—	—	—	—			
			原子炉建屋大物搬入口前エリア床漏洩警報	1	1	1	—	—	—	—	—			
		漏えい関連警報	RDRポンプ室床漏洩警報	3	0	0	—	—	—	—	—			
			LPDSポンプ室床漏洩警報	1	0	0	—	—	—	—	—			
			RIC蒸気管圧力低警報	4	4	4	—	—	—	—	—			
			RIC蒸気管漏洩警報	2	2	2	—	—	—	—	—			
			[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域)	3 2	3 2	3 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	
			原子炉水位(SA)	1	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器パイプスの監視	原子炉圧力	2	2	1	①	—	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
													原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/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

1.3 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	—						
			原子炉機械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						
			燃料取扱管放射線モニタ	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 (3/8)	原子炉圧力 容器への注 水量		滞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	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	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	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 車庫時操作要領書(機後ペーシス) 〔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		
			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					
計器名称	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO					
操作(4/8) 補機監視機能		補機監視機能	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	①	—	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			残留蒸除去ポンプ出口圧力	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	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	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	—	[エリア放射線モニタ]	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	①	—	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の上昇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	
						[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	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 事故時操作要領書(巻末ペーセス) [二次格納施設制御]	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器数	SBO影響		計器故障等	SBO				
					直後	負荷切り離し後		直後	負荷切り離し後						
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	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	計器故障等	SBO			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1					
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0					
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			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	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			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					
							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					
							原子炉格納容器内の温度	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

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	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				
車庫時操作要領書(機後ペーシズ) 〔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	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出口温度	2	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換能力により代替監視可能	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	—	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	
			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冷却水流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—	
			RCW熱交換器出口温度	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
			原子炉補機海水ポンプ出口圧力	2	2	0	③	原子炉補機海水ポンプの動作状況を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
			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	—	—	—	—	—	—	—	
			補機監視機能													

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, ④補助パラメータ

対応手段 運転時操作要領書(巻後ペーセス) 〔二次格納施設制御〕	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数		SBO影響			
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後		
	操作 (7 / 8)	漏えい関連 警報	主蒸気管周囲温度警報	24	0	24	0	—	—	—	—	—	SBO		
RHR配管周囲温度警報			24	0	24	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
C UW配管周囲温度警報			12	0	12	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
R C I C配管周囲温度警報			6	0	6	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
R C I Cポンプ室(西側)床漏洩警報			1	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—
トーラス室東側床漏洩警報			1	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—
トーラス室西側床漏洩警報			1	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—
RHR熱交換器室床漏洩警報			2	0	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
原子炉建屋大物搬入口前エリア床漏洩警報			1	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—
RHRポンプ室床漏洩警報			3	0	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
LPCSポンプ室床漏洩警報			1	0	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
R/B機器ドレンサンプタンク水位警報			2	0	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
R/B床ドレンサンプタンク水位警報			2	0	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
LPCSポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報	2	0	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
RHRポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報	2	0	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

対応手段 車庫時操作要領書(徴候ペーシス) 〔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	
			HPCSポンプ送水ドレンサンクション水位警報	2	0	0	—	—	—	—	SBO
			RHRフラッシング用サンクション水位警報	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	—	—	—	—	
		漏えい関連警報	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	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) フロントライン系放熱時の対応手順 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	
													低圧原子炉代替注水流量 (喪帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	
													原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	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 (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・チェンバー圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
													サブプレッション・チェンバー圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	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
事故時操作要領書（徴候「水位確保」等AM設備別操作要領書（TFLSR（常設））による原子炉注水）	原子炉圧力容器内の水位 ①	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	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	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)	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1		
		低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	2	2		
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	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	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		残留熱除去ポンプ出口流量	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0		
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	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	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	原子炉圧力	2	2	2	2	2	2		
		原子炉圧力 (S.A.)	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.)	サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2	2		

別冊
基準
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	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（確保ベース） 「水圧確保」等 AMM図（個別操作要領書） 「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	③	緊急用メタクラの受電状態を 確認するパラメータ	緊急用メタクラの受電状態を 確認するパラメータ	1	1	1	1			
			SAロードセンター母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセンターの受電状態を 確認するパラメータ	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	1	1	1	1			
別冊基準（3/2）	水源の確保		代噴注水流量（常設）	1	1	1		低圧原子炉代噴注水樽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噴監視可能	低圧原子炉代噴注水樽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噴監視可能	1	1	1	1			
			原子炉水位（広帯域）	2	2	2				2	2	2	2			
			原子炉水位（燃料域）	2	2	2					2	2	2	2		
			原子炉水位（SA）	1	1	1	①	—	注水時の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代噴注水樽水位の代噴監視可能	注水時の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代噴注水樽水位の代噴監視可能	1	1	1	1		
			サブプレッション・プールの水位（SA）	1	1	1					1	1	1	1		
			低圧原子炉代噴注水ポンプ出口圧力	2	0	0		低圧原子炉代噴注水樽を水源とする低圧原子炉代噴注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代噴注水樽水位が確保されていることを監視可能	低圧原子炉代噴注水樽を水源とする低圧原子炉代噴注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代噴注水樽水位が確保されていることを監視可能	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図（燃料棒位置図） TFLSR（施設）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	1	直接的に原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		直接的に原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		直接的に原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	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
			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
			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
			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
			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
			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
			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
			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
			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
			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
			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
			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

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後		計器故障等
事故時操作要領書（徴候「水位確保」等AM図（個別操作要領書）NLSR（常設）による原子炉注水）	項目 原子炉圧力容器内の水位	分類 原子炉水位 (S.A.)	計器名称 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	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 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	2	2	1	2	
				1	1	1	2	2	1	2	
				1	1	1	2	2	1	2	
				1	1	1	2	2	1	2	
				1	1	1	2	2	1	2	
				1	1	1	2	2	1	2	
				1	1	1	2	2	1	2	
				1	1	1	2	2	1	2	
				1	1	1	2	2	1	2	
				1	1	1	2	2	1	2	
				1	1	1	2	2	1	2	
				1	1	1	2	2	1	2	
				1	1	1	2	2	1	2	
				1	1	1	2	2	1	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（徴収 ペーパー） 「水位確保」等 AM（個別操作要領書 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	2	2	1	①	-	原子炉圧力 (S.A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
									原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料罐)	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	1		1	直接的に原子炉圧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		1	直接的に原子炉圧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						
									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										評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	直後	負荷切り離し後	計器数	計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後								
事故時操作要領書（確保ベーク） 「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	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	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		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		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	
			—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—
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	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		注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水流量の代替監視可能	
			原子炉水位（SA）	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流量の代替監視可能	
			サブプレッショングローブ・ブール水位（SA）	1	1	—	—	1	1	1	1		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の代替監視可能	
操作（4 / 4）	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	2	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力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

1.4 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 3 2 2 3 1 1 1	① ① ①	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1 1 2 1 2 2	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1 1 2 1 2 2	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1 1 2 1 2 2	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1 1 2 1 2 2	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1 1 2 1 2 2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認													
												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)	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	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)

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（燃料循環図） （CWTによる原子炉注 水）	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
													パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
	別 冊 第 (2 / 3)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1	1	1		
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
				3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
				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（攪炭ペーパス）「水位確保」等AM認識別原簿書（CWTによる原子炉注水）	判断基準 (3 / 3)	電源	C-メタタクラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	計器故障等	—	
			D-メタタクラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	計器故障等	—	
			C-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	計器故障等	—
			D-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	計器故障等	—
			復水貯蔵タンク水位	1	0	0	0	0	0	0	0	計器故障等	—
			復水貯蔵タンク水位	1	0	0	0	0	0	0	0	計器故障等	—

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴収 ペーパークラス） 「水位確保」等 AM図（個別図） （CWTによる原子炉注 水）	操作 (1 / 3)	原子炉圧力容 器内の水位	〔原子炉水位（燃料槽）〕 原子炉水位（燃料槽） 原子炉水位（燃料槽）	3	3	3	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相敏 熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
				2	2	2	2	2	2	2	
				2	2	2	2	2	2	2	
				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	
				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	

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 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	計器故障等	SBO	
													パラメータ 分類
操作 (2 / 3)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要ハラ メータにて確認	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
							代替注水流量 (常設)	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量 (広帯域用)	2	2	2			
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	1			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 (S.A)	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			

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（微減 ペーセス） 「水位確保」等 AM認識別履歴書 (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 (S.A)	2	2	1	①	—	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/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		
			1	1	1	①	—	2	2	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	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	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	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	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	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	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	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	1	1			1	—

操作 (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

対処手段	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	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					
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対処手順 (1) フロントライン系統故障時の対処手順 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 (敵機 「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」) 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	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することがで き、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と熱線 熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認			
				2	2	2	2	2	2	2		2		
				2	2	2	2	2	2	2		2	2	2
				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	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

1.4 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（攪炭ペーサー） 「水位確保」等 AM監視特別操作要領書 （注）大系による原子炉注水	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（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				
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	2	1	2	1					
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1			1		
			代替注水流量（常設）	1	1	1	1	1	1	1			1		
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2			2		
			低圧原子炉代替注水流量（燃料域用）	2	2	2	2	2	2	2			2		
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1			1		
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1			1		
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3	3	3	3			3		
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1			1		
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1			1		
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2			2		
			原子炉圧力（SA）	1	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			2		
			C-メータクラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1			1		
			D-メータクラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1			1		
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1			1		
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1			1		

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 「消防系による原子炉注水」	水源の確保		補助消火水槽水位	2	0	③	代替液水測の確保状態を確保するパラメータ	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	—		
			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) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	1 1 2 2	1 1 2 2	1 1 2 2	—		
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 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	①		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	直後に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と母線熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
				2	2	①		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
				2	2	①		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
								原子炉圧力	2	2	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

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段 事故時操作要領書（確保） （「水位確保」等） AM（個別操作要領書） （「制水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
	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		
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	1			
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1				
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1				
				低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2				
				低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2				
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1				
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0				
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0				
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0				
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1				
				原子炉圧力	2	2	2	2	1			
				原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A.) とサブプレッジョン・チェンバール圧力 (S.A.) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
				サブプレッジョン・チェンバール圧力 (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										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（微減ペーセス） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 〔消防系による原子炉注水〕	原子炉圧力	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (S.A)	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	2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
				2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
				2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
操作 (3 / 3)	原子炉圧力容器への注水量	補機監視機能	R P V / P C 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	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	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	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	0	③	代替送水機の確保状態を確認するパラメータ	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
				1	1	③	代替送水機の確保状態を確認するパラメータ	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

1.4 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 (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 TFLSR (可搬型) による原子炉注水 原子炉冷却材貯留槽 「水量送水車を使用した送水」	判断基準 (1 / 3)	原子炉圧力容器内の水位 [原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域)]	3 2 2	3 2 2	① ① ①	1 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	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	直接的に原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	1	直接的に原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	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
													低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	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
													高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	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	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隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
													低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	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隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
													残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	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 (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
													ホアプレーション・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				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（確保ベークス） AM(強制冷却要領書)等 AM(強制冷却要領書)による原子炉注水。 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送水」	原子炉圧力容器内の水位	①	原子炉水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	1			
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1				
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1				
				低圧原子炉代替注水流量 (広帯域用)	2	2	2	2				
				低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2				
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1				
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0				
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0				
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0				
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1				
				原子炉圧力	2	2	2	2				
				原子炉圧力 (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				

別冊第2巻(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	抽出パラメータを許測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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（濃炭ベース） 「水位確保」等 AM設備動作要領書 TFLSR（可搬型）による原子炉注水 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	電源		緊急用メタクラ電圧	1	1	緊急用メタクラの発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	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					
	水源の確保		輪谷貯水槽（西1）			「緊急時対策本部」に確認					
			輪谷貯水槽（西2）			「緊急時対策本部」に確認					

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）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」	機 作 （ 1 / 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（燃料棒） 原子炉水位（燃料棒）	原子炉水位 (S.A)	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	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1						
			代替注水流量（常設）	1	1	1						
			低圧原子炉代替注水流量（災害発生時）	2	2	2						
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2						
			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	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

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響		評価		
		計器数	直後	負荷切り離し後	計器数			直後	SBO影響			
									計器故障等	SBO		
事故時操作要領書（確保 ベークス） 「水位確保」等 AM（補助操縦要領書 TFLSR（可搬型））によ る原子炉注水。 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送 水」	原子炉圧力容 器内の水位	1	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 き、監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力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 (SA)	1	1	1		
							ホプレッション・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

1.4 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		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（濃度ベース） 「水位確保」等 AM認識制御要領書 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	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	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	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	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	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	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				
		原子炉圧力 (S.A)	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	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	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	
		原子炉水位 (S.A)	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	2	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉圧力	2	2	1	2	2	1	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	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	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	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	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	2	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	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	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	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	1	1	直接的に原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		
補機監視機能	補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認	「緊急時対策本部」に確認	「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	「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	「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	大量送水車の運転状態を確認するパラメータ	—		
水源の確保	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	「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	「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	「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	「緊急時対策本部」に確認	代替送水車の確保状態を確認するパラメータ	—		
														代替送水車の確保状態を確認するパラメータ	—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対処手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等	SBO												
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器数	直後	SBO影響														
												負荷切り離し後	負荷切り離し後										
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系放熱時の対応手順 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 称ペーセス) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「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 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域)]	判 断 基 準 (1 / 4)	3 2 2	3 2 2	① ① ①	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1 1 1 2 1 2	1 1 1 2 2 1 0 0 1 0 1 0 1 2 1 2	1 1 1 2 2 1 0 0 1 0 1 0 1 2 1 2	直接的に原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)	高圧原子炉代替注水流量	代替注水流量 (常設)	低圧原子炉代替注水流量	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	残留熱除去ポンプ出口流量	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量	原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	ホアプレーション・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	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時運転監視作業要領書（敬 称へんす） 「水位確保」等 AMI監視用操作要領書 「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	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	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		
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	2	2	2		
			低圧原子炉代替注水流量 (常設)	2	2	2	2	2	2	2		
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1		
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	0	0	1	0		
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	0	0	3	0		
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	0	0	1	0		
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1		
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2		
			原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1		
			ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2	2	2		

別冊基礎第(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			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	
事故時運転操作要領書（敬 厳ベース）等 「水位確保」等 AMI監視用操作要領書 「RHR」による原子炉注 水	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						
		親母艦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						

判
 断
 基
 準
 (3 / 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

①重要監視パラメータ, 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) 「水位確保」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				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					
													補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類			
	判 断 基 準 (4 / 4)	水質の確保	サブレーション・プール水 位(SA)	1	1	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認			
				1	1	1	1	1	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	0	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	3	0	残留熱除去ポンプ出口流量		3	0	0
				1	1	1	1	1	1	1	1	0	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量		1	0	0
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注 水流量		1	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	残留熱代替除去系格納容器 スプレイ流量		1	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出 口圧力		1	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	0	高圧炉心スプレイポンプ出 口圧力		1	1	0
				3	3	3	3	3	3	3	3	3	残留熱除去ポンプ出口圧力		3	3	3
				1	1	1	1	1	1	1	1	0	低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力		1	1	0
				2	2	2	2	2	2	2	2	2	残留熱代替除去系ポンプ出 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 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時運転操作要領書（敬 称へんそ） 「水位確保」等 AM図（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	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後		計器故障等
機 作 (1 / 5)		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	直接的に原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相敏 熱除去に必要な水量より代替監視可能		
				2	2	2	1	1			
				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			
				3	3	3	0	0			
				3	3	3	0	0			
				1	1	1	0	0			
				1	1	1	1	1			
				2	2	2	2	2			
2	2	2	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

1.4 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			
事故時運転操作要領書（敬 称へんす）等 「水位確保」等 AMI監視用操作要領書 「TRHRによる原子炉注 水」	原子炉圧力容 器内の水位	① ②	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （実帯域用） 原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量 高圧炉心スプレイポンプ出 口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出 口流量 残留熱代替除去系原子炉注 水流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S.A.) ホアプレーション・チェンバ 圧力 (S.A.)			
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	2		2	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	2		2	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	2		2	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	2		2	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	2		2	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	2		2	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	2		2	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	2		2	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	2		2	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	2		2	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	2		2	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	2		2	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1	1	2		2	1	1

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					
事故時運転操作要領書（敬 称ベース）等 「水位確保」等 AM総機別操作要領書 （TRHIRによる原子炉注 水）	操作 （3 / 5）	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力	2	直後	1	①	-	補助パラメータ 分類理由	原子炉圧力 (S.A)	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	SBO
					負荷切り離し後	2				負荷切り離し後	1				
					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	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

1.4 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 称ベセス)等 AMR(個別操作手順書 「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		
		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 / 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		
	原子炉圧力容 器への注水量	機器潤滑去ポンプ出口流量 (A系、B系のみ)	2	0	0	0	サブプレッション・プール水 位 (S.A)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S.A) の水 位変化より代替監視可能	監視事項は主要ハラ 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	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	
	機械監視機能	機器潤滑去ポンプ出口圧力 (A系、B系のみ)	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

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 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				抽出パラメータの代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 (5 / 5)	水質の確保	サブレーション・プール水 位(SA)	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認
								原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	
								高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
								低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	
								残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	
								残留熱代替除去系格納容器 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				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			
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 b. 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 事故時運転操作要領書(敬 帳スペース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 TLPCSによる原子炉注 水」	判断 基準 (1 / 3)		[原子炉水位 (燃料域)] 原子炉圧力容 器内の水位	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	
											低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	
											低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	
											原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
											高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
											残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
											低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
											残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
											原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバー圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
											原子炉圧力 (SA)	1	1	1	
											サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	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監視特別作業要領書 (ILPCS)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 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1			
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1				
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1				
				低圧原子炉代替注水流量 (広帯域用)	2	2	2	2	2			
				低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	2			
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1			
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0			
				残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0			
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0			
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1			
				原子炉圧力	2	2	2	2	1			
				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			

別紙第 (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 事故時重監維持要領書(敬 依<ベ>ス) 「水圧確保」等 AM設備別維持要領書 [LPCS]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
	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						
		緊急用メタタラ電圧	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	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	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	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	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	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	サブプレッション・プールを水源とするポンプは正常に 動作していることを確認することにより代替監視可能
	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)

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 称へんす） 「水位確保」等 AM認識用操作要領書 （LLPCSによる原子炉注 水）」	機 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	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漏洩 熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認
				2	2	1	1	2	2	
				2	2	1	1	2	2	
				2	2	1	1	2	2	
				1	1	1	1	1	1	
				1	1	1	1	1	1	
				3	3	3	3	0	0	
				2	2	1	1	0	0	
				2	2	1	1	0	0	
				1	1	1	1	1	1	
				2	2	2	2	2	2	
				2	2	2	2	2	2	

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	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			SBO	
事故時運転操作要領書（敬称へんそ） 「水位確保」等 AM認識別操作要領書 (ILPCS)による原子炉注水	原子炉圧力容器内の水位 操作 (2 / 4)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		高圧原子炉代替注水流量	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1							1		
		代替注水流量 (常設)	代替注水流量 (常設)	1	1	1							1		
		低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2					2 2	2 2	2 2		
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1					1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1					1	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	3	3	3					3	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		
		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		
		原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	2					2	2	1		
		原子炉圧力 (S.A.)	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.)	サブプレッション・チェンバール圧力 (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 事故時運転要領書(微 欠ベース) 「水圧確保」等 AM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				SBO			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後		
												補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類
操作 (3 / 4)		原子炉圧力 原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉圧力 (圧力)	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力 (圧力)	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力 (圧力)	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力 (圧力)	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力 (圧力)	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力 (圧力)	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力 (圧力)	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力 (圧力)	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力 (圧力)	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
原子炉圧力容 器への注水量	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0	2	2	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	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	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		
補機監視機能	低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0	0	0	1	1	1	1	補機運転法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

1.4 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 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				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	計器故障等	SBO
							原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1		
							残留熱代替除去系格納容器 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		

注: サブレーション・プールを水源とするポンプの注水流量よりサブレーション・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

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

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) 低圧原子炉代替注水系（常設）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）等 「注水-4.1」等 AM設備別操作要領書 TFLSR（常設）による 原子炉注水	判断基準 (1 / 5)																				
													原子炉水位 (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	
													低圧原子炉代替注水流量 (燃料減)	2	2	2	2	2	2	2	
													原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	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	

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	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	パラメータ 分類	計器名称	計器数			直後	負荷切り離し後
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM（総機組作業者） JNLSR（常設）による 原子炉注水	判 析 基 準 （ <u>2</u> / <u>5</u> ）	原子炉圧力容 器の水位	原子炉水位 (広帯域)	2	2	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 (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			1
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1			1
			低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2			2
			低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2			2
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	1	1			1
			高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	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
			低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	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
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2			2
			原子炉圧力 (SA)	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

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	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	直接的に原子炉圧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		
									原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2			2	2		
									原子炉圧力	2	2			1	1		
									原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2			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		
									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 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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

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AMM図解別冊作業者要領書「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	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	—	—	
判断基準（5/5）	水源の確保		代替注水流量（常設）	1	1	1		低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水時減槽水位の代替監視可能	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減槽水位の代替監視可能	1	1	1	低圧原子炉代替注水	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			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	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	2	2		
			原子炉水位（燃料域）	2	2	2					2	2	2		
			原子炉水位（SA）	1	1	1	①	—			1	1	1		
			サブプレッション・ブール水位（SA）	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		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	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力より、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

1.4 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
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等AMR（燃料棒作動用）による原子炉注水	<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>	原子炉水位 (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	<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			
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1			
			低圧原子炉代替注水流量 (災害発生時)	2	2	2	2	2			
			低圧原子炉代替注水流量 (災害発生時)	2	2	2	2	2			
			原子炉停炉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			
サブプレッション・チェンバ	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 AMI監視用操作要領書（NLSR（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	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	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	1		
			低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2	2	2	2	2	2		
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1		
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0		
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0		
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0		
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1		
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2		
			原子炉圧力（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・チェンバー圧力（S.A.）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			サブプレッション・チェンバー圧力（S.A.）	2	2	2	2	2	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	計器数	直後	SBO影響	計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後								
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「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	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 (燃料罐)	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 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料罐)	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 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料罐)	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	直後	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
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槽水位	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（圧蒸域） 原子炉水位（燃料域）	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		
			—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—
	機械監視機能 水源の確保	機械監視機能 水源の確保	代替注水流量（常設）	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（圧蒸域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	—	—	2	2	2	2	2		
			原子炉水位（SA）	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	
			サブプレッショョン・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	2	—	—	2	2	2	2	2	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 AAM設備別操作要領書 「CWT」による原子炉注 水」	判 断 基 準 (1 / 5)																					
													原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
													高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	
													代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	
													低圧原子炉代替注水流量 (喪帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	
													原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
													高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	0	
													残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0	0	
													低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0	0	
													残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	
													原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	
													原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバー圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
													サブプレッション・チェンバー圧力 (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 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 （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	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後		
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認		
				2	2	2	2	2	2	2		2	2
				2	2	2	2	2	2	2		2	2
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	2	2	2	2		2	2
				2	2	2	2	2	2	2		2	2
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				3	0	0	0	0	0	0		0	0
				1	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

別
冊
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 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM（総別操作要領書） （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				
	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	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
									2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)		2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度 / 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	原子炉水位 (S.A)		1	1	
									2	2	原子炉圧力容器温度 (S.A)		2	2	
									2	2	原子炉圧力		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
									2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)		2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度 / 圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
			原子炉水位 (S.A)	1	1		原子炉水位 (S.A)	1	1		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							

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等AM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	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		直接的に原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		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	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		直接的に原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		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	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		直接的に原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		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	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の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	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		
	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能		
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能		
	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能		
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能		
	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能		
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能		
	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能		
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能		

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				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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「注水-4」等AMR総編別冊管理編書（CWTによる原子炉注水））	判断基準（5 / 5）	電源	C-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ							
			D-メタタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタカラの受電状態を確認するパラメータ							
			C-ローロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ローロードセンタの受電状態を確認するパラメータ							
			D-ローロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ローロードセンタの受電状態を確認するパラメータ							
			復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水貯蔵タンクの運転状態を確認するパラメータ							
		水源の確保													

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（シビア アンデント） 「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	「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	直接的に原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	2	2	2	2		低圧原子炉代替注水流量 （実用設備）
			2	2	2	2	2	2	2		低圧原子炉代替注水流量 （実用設備）
			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	0	0	0	0		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（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注 水を推定可能
			2	2	2	2	2	2	2		サブプレッジョン・チェンバ 圧力（S.A）

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 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	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	SBO影響							
					直後					負荷切り離し後	直後			負荷切り離し後			
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水-4」等AM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	原子炉水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	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	SBO			
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	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	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と熱線熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	1					
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2	2	2			2		
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2			2		
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1			1		
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1			1		
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	3	3	3	3	3	3			3		
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1			1		
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1			1		
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2			2		原子炉圧力、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	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	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認識別操作要領書 （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	原子炉圧力 (S.A)	2	2	1	①	補助パラメータ 分類理由 —	パラメータ 分類 ①	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測すること ができ、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認											
				2	2	2	2			2	2	2			2	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	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						
				2	2	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					
				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				
				2	2	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			
				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		
				2	2	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	
				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
				2	2	2	2			2	2	2			2	2	2								
原子炉圧力容 器への注水量	R P V / P C V 注入流量	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ	③	1	0	③	—	—													
機械監視機能	復水輸送ポンプ出口ヘッダ 圧力	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ	③	1	0	③	—	—													
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水貯蔵ポンプの運転状態 を確認するパラメータ	③	1	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 (c) 消火系による蒸気溶融炉心の冷却 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	① ① ①	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1	1 1 1 2 2 1 0 0 1 1 1 2 1 2	1 1 1 2 2 1 0 0 1 0 1 2 1 2	1 1 1 2 2 1 0 0 1 0 1 2 1 2	計器故障等	SBO												
												原子炉水位 (S.A)	高圧原子炉代替注水流量	代替注水流量 (常設)	低圧原子炉代替注水流量 (束帯域用)	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	残留熱除去ポンプ出口流量	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量	原子炉圧力	原子炉圧力 (S.A)	ホップレシジョン・チェンバ 圧力 (S.A)
												直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と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 (S.A) とホップレシジョン・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											

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設備別操作要領書 （補欠系による注水）	原子炉圧力容 器内の水位	1	1	1	-	①	1	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
								代替注水流量（常設）	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2	2	2		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
								原子炉圧力	2	2	1		
								原子炉圧力（SA）	1	1	1		
								ホプレッション・チェンバ 圧力（SA）	2	2	2		

別冊基準（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						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（個別機作要領書） （補欠系による注水）	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) 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) 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 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM監視個別操作要領書 （補欠系による注水）	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後			
												補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	
<p style="text-align: center;">判 断 基 準 (4 / 5)</p>	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)	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		
		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	
		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		
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の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)	7	7	7	7	7	7	7		7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・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	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	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	2	2	2		2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 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
		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				

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（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	電圧	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	計器故障等	SBO		
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1			
			C-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1			
			D-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1			
		補助消火水槽水位	水源の確保	補助消火水槽水位	2	0	0	0	0	0	0	0	0
				ろ過水タンク水位	1	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			
		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（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM図（個別機作要領書） 「朝夕系による注水」	原子炉圧力容 器の水位	「原子炉水位（燃料棒）」 「原子炉水位（燃料棒）」 原子炉水位（燃料棒）	3	3	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		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相殺 蒸発法に必要な水量より代替監視可能	
			2	2	2	1	1	1	1	1		1	1
			2	2	2	1	1	1	1	1		1	1
			3	3	3	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	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
			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）	操作 (2 / 3)	原子炉圧力容 器の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	①	1	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認	
				2	2	2	2	2	2	2		2
				1	1	1	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	2	2	2		2
				1	1	1	1	1	1	1		1
				3	3	3	3	3	3	3		3
				1	1	1	1	1	1	1		1
				1	1	1	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	2	2	2		2
				1	1	1	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	2	2	2		2
				1	1	1	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	2	2	2		2

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	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 (広帯域)	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
			原子炉圧力 (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
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力 (広帯域)	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
			原子炉圧力 (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
原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	0	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		
補機監視機能	消火ポンプ出口圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ		
水源の確保	補助消火槽水位	2	2	2	0	0	0	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	1	1	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

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

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

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設備初期作業者用 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（SA）	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	2	1	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することが き、監視可能		
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	2	1	2	1			
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1			
			代替注水流量（常設）	1	1	1	1	1	1	1			
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2			
			低圧原子炉代替注水流量 （狭帯域用）	2	2	2	2	2	2	2			
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1	1			
			高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	0	0	0	0	0			
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0			
			低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0	0	0			
			残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1	1			
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2			
			原子炉圧力（SA）	1	1	1	1	1	1	1			
			ホプレッション・チェンバ 圧力（SA）	2	2	2	2	2	2	2			

別
冊
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				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 TFLSR（可搬型）によ る原子炉注水） 原子炉災害対策手順書 「水量送水車を使用した送 水」	原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	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
			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				
判 断 基 準 (3 / 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	監視事項は主要パラメータにて確認
			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

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価						
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	直後	負荷切り離し後	計器数	計器名称	計器数	計器故障等	SBO			
					直後	負荷切り離し後												
事故時操作要領書（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	—	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	①	—	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	①	—	2	2	2	2	2	2	2	2	2		総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	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
		サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	—	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
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	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
		ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	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	①	—	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	①	—	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	①	—	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

判
 断
 基
 準
 (4 / 5)

重大事故等対処に係る監視事項

対応手段	項目	抽出パラメータを許測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「注水-4」等 AM設備印刷検査要領書 TFLSR（可搬型）によ る原子炉注水 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	判断 基準 （ 5 / 5 ）	電源	緊急用メタクラ電圧	1	1	緊急用メタクラの高電状態を 確認するパラメータ	—	—	計器故障等	SBO	
			SAロードセントラ母線電圧	1	1	緊急用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	—	—			
		水源の確保	輪谷貯水槽（西1）		「緊急時対策本部」に確認	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 ①重要監視パラメータ、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		
										SBO影響
対応手段 事故時操作要領書（シビアアクシデント「注水-4」等AM設備）の作業者による原子炉注水、原子炉災害対策手順書「水量送水車を使用した送水」	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 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
			1	1	1	1	1	1		1
			3	3	3	3	3	3		3
			1	1	1	1	1	1		1
			2	2	2	2	2	2		2
			2	2	2	2	2	2		2
			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
			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	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 アクシデント） 「注水-4」等 AM（強制動作要領書） TFLSR（可搬型）によ る原子炉注水。 原子力災害対策手順書 「水量送水車を使用した送 水」	操作 (2 / 4)		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	監視事項は主要ハラ メータにて確認
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1	
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
									代替注水流量（常設）	1	1	1	
									低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	
									低圧原子炉代替注水流量 （狭帯域用）	2	2	2	
									原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	
									高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
									低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	
									残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	
									原子炉圧力	2	2	1	
									原子炉圧力（SA）	1	1	1	
									ホプレッション・チェンバ 圧力（SA）	2	2	2	

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 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 アクシデント） 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 TFLSR（可搬型）によ る原子炉注水 原子力災害対策手順書 「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	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能 原子炉水位 (S.A.) 原子炉圧力容器温度 (S.A.) 原子炉圧力	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位 (圧力機) 原子炉水位 (燃料機)	2 2	2 2	1 1	1 1	2 2	2 2	1 1			1 1
			原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	2	2	1			1
			原子炉圧力容器温度 (S.A.)	2	2	2	2	2	2	2			2
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2			2
			原子炉水位 (圧力機) 原子炉水位 (燃料機)	2 2	2 2	1 1	1 1	2 2	2 2	1 1			1 1
			原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	2	2	1			1
			原子炉圧力容器温度 (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	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代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-4」等 AM設備別操作要領書 「注水-SR（可搬型）」 による原子炉注水、 原子炉力発生対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	原子炉圧力容 器への注水量	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （燃料搬用）	2	2	① ①	-	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1 1 簡便除去法に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能	-	-			
			2	2				1	1						
	補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認	③	大量送水車の運転状態を確 認するパラメータ	-	-								
	水源の確保	輪谷貯水槽（西1） 輪谷貯水槽（西2）	「緊急時対策本部」に確認 「緊急時対策本部」に確認	③ ③	代替水源の確保状態を確 認するパラメータ	- -	- -								

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対処手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器			計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後	SBO影響			
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 (g) 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱 事故時操作要領書（既録） 「用機熱除去機能喪失時対応」	原子炉圧力容器 器内の水位 判断基準 (1 / 3)	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 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1				
			代替注水流量 (常設)	1	1	1				
			低圧原子炉代替注水流量 (喪失時)	2	2	2				
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0				
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1				
			原子炉圧力	2	2	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッション・チェンバー圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1				
			サブプレッション・チェンバー圧力 (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				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	SBO影響			計器故障等	SBO			
		分類	計器数	直後	負荷切り離し後			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) [加減熱除去機能喪失時対応] 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	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	監視事項は主要パラメータにて確認			
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			2	1	2	1				
		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			1	1	1	1		1	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		
		低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2			2	2	2	2		2		
		低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2			2	2	2	2		2		
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			1	1	1	1		1		
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1			1	1	1	0		0		
		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	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		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(徴収ベース) [加圧蒸気除去機能喪失時対応] [6]	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	直後	2	負荷切り離し後	2	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	
					直後	2	負荷切り離し後	2	原子炉圧力 (S/A)	1	1			
					直後	2	負荷切り離し後	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		1
					直後	2	負荷切り離し後	2	原子炉水位 (S/A)	1	1	1		
					直後	2	負荷切り離し後	2	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2		
		電源	D-ロードセント母線電圧	1	1	1	1	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	—	—			
		機械監視機能	原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	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	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 ペーセス） 「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	SBO影響		計器数	計器故障等	SBO影響		SBO		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
<p>操作 (1 / 2 / 3)</p>	<p>原子炉圧力容 器内の水位</p>	<p>〔原子炉水位（燃料棒）〕 原子炉水位（燃料棒） 原子炉水位（燃料棒）</p>	3	3	3	<p>補助パラメータ 分類理由</p>	1	1	1	1	<p>直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能</p>	<p>SBO</p>	
			2	2	2		2	2	2	2			2
			2	2	2		2	2	2	2			2
			1	1	1		1	1	1	1			1
			0	0	0		0	0	0	0			0
			3	3	3		3	3	3	3			3
			1	1	1		1	1	1	1			1
			0	0	0		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
			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 原子炉炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響		評価		
		計器数	直後	負荷切り離し後	計器数			直後	SBO影響			
									計器故障等	SBO		
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）	2	2	1	①	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1		2	2	1		
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		1	1			
			代替注水流量（常設）	1	1	1		1	1			
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		2	2			
			低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2	2	2		2	2			
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		1	1			
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	—	0	0			
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		0	0			
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		0	0			
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		1	1			
			原子炉圧力	2	2	1		2	1			
			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 直後 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後 負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
事故時操作要領書（攪炭 ペーパース） [加温熱除去機能喪失時対 応]	操作 (3 / 3)	原子炉圧力容 器内の温度	原子炉圧力容 器温度 (S A)	2	2	2	①	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認		
				1	1	1	1	原子炉水位 (S A)	1	1	1			
				1	1	1	1	原子炉水位 (S A)	1	1	1			
				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
				1	0	0	0	原子炉浄化系系統流量	1	0	0		0	—
				1	0	0	0	原子炉浄化系系統入口温度	1	0	0		0	—
	最終トーション シフトの確保	原子炉浄化系非再生熱交 出 口 温度	1	0	0	0	③	原子炉浄化系の運転状態を 確認するパラメータ	2	2	2	—		
			1	0	0	0	③	原子炉浄化系の運転状態を 確認するパラメータ	2	2	2	—		
			1	0	0	0	③	原子炉浄化系の運転状態を 確認するパラメータ	2	2	2	—		
			1	0	0	0	③	原子炉浄化系の運転状態を 確認するパラメータ	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	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価						
					パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後		SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO			
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 a. 復旧 (2) サボート系故障時の対応手順 b. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）電源復帰後の発電用原子炉からの除熱 事故時操作要領書（源熱「用機熱除去機能喪失時対応」） AM設備別操作要領書「RHICによる原子炉除熱」	原子炉炉内水位	原子炉炉内水位	原子炉炉内水位 (検査機)	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					
												原子炉圧力容器内の水位	2	2	2	2
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 a. 復旧 (2) サボート系故障時の対応手順 b. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）電源復帰後の発電用原子炉からの除熱 事故時操作要領書（源熱「用機熱除去機能喪失時対応」） AM設備別操作要領書「RHICによる原子炉除熱」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉炉内水位 (検査機)	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					
												原子炉炉内水位 (停止機)	2	2	2	2
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 a. 復旧 (2) サボート系故障時の対応手順 b. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）電源復帰後の発電用原子炉からの除熱 事故時操作要領書（源熱「用機熱除去機能喪失時対応」） AM設備別操作要領書「RHICによる原子炉除熱」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉炉内水位 (定検時水張り用)	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					
判断基準 (1 / 5)	原子炉圧力	原子炉圧力	[原子炉炉内水位 (検査機)] [原子炉炉内水位 (検査機)] [原子炉炉内水位 (停止機)] [原子炉炉内水位 (定検時水張り用)]	3	3			1	1	1	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と所定熱除去に必要な水量より代替監視可能				
													原子炉圧力	1	0	0
														3	0	0
判断基準 (1 / 5)	原子炉圧力	原子炉圧力	[原子炉炉内水位 (検査機)] [原子炉炉内水位 (検査機)] [原子炉炉内水位 (停止機)] [原子炉炉内水位 (定検時水張り用)]	3	3			1	1	1	0	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサプレッション・チェンジャー圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能				
													原子炉圧力	1	0	0
														3	0	0
判断基準 (1 / 5)	原子炉圧力	原子炉圧力	[原子炉炉内水位 (検査機)] [原子炉炉内水位 (検査機)] [原子炉炉内水位 (停止機)] [原子炉炉内水位 (定検時水張り用)]	3	3			2	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
													原子炉圧力	1	0	0
														3	0	0

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 事故時操作要領書（確保ベース） 「加減熱除去機能喪失時対応」 AM（個別機作要領書） 「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	補助パラメータ分類理由	
別冊基準（2/5）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	①	-	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	
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	
								原子炉圧力	2	2	2	2	2	
								原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1	
								ホプレッション・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				抽出パラメータの代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（攪炭ペーパス） 「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（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				
								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				

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「加圧蒸気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（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	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
			残留蒸気系熱交換器入口温度	2	2	2	2	残留蒸気系熱交換器入口温度	2	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	残熱先の温度変化により代替監視可能	
			残留蒸気系熱交換器入口温度	2	2	2	2	残留蒸気系熱交換器入口温度	2	2	2	残熱先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

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（復原ペーパークラス） 「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」	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	判断基準 (5 / 5)		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							

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		
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
事故時操作要領書（徴候ベース） 「加減熱除去機能喪失時対応」 AMI個別操作要領書 「RHRによる原子炉除熱」	操作 (1 / 5)	原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力容器	【原子炉水位（燃料域）】 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（停止域） 原子炉水位（定額時水張用）	3 2 2 1 1	3 2 1 0 1	① ① ① ① ①	補助パラメータ分類理由 — — — —	原子炉水位 (S.A) 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（定額時水張用） 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 原子炉停機時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S.A) サプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1 2 1 1 2	1 1 1 2 2 1 0 0 0 1 1 2 1 2	1 1 1 2 2 1 0 0 0 1 1 2 1 2	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

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」 AM（個別機作要領書） 「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				項目	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後 負荷切り離し後		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		
														抽出パラメータ	抽出パラメータ
	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) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	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	代替注水流量 (常設)	1		1	
				2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2		2	
				1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1		1	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
				1	1	1	0	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	
				3	3	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	
				1	1	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	
				1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1		1	
				2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	原子炉圧力	2		2	
				1	1	1	1	原子炉圧力 (S.A.)	1	1	原子炉圧力 (S.A.)	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A.) とサブレンジョン・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
				2	2	2	2	サブレンジョン・チェンバール圧力 (S.A.)	2	2	サブレンジョン・チェンバール圧力 (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				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器数	計器名称	計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後
事故時操作要領書（復原 ページ） 「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	直後	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		
					負荷切り離し後	2		2				
					計器数	2		2				
					計器名称	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					
			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（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	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 (4 / 5)	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			
								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						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（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	①	—	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	—	監視事項は主要パラ メータにて確認		
		残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	①	—	サブプレッション・プール水 温度 (S/A)	2	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能			
		残留熱除去系熱交換器出口 温度	2	2	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 熱交換電圧評価より代替監視可能			
		残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	①	—	残留熱除去系熱交換器冷却 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	
			2	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	
		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	2	0	①	—	—	—	—	—	—		—	
		R/CW熱交換器出口温度	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		—	

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								
1.4.2.3 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（取扱 ベース） 「水位確保」等	判断基準 (1 / 3)																				
													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	
													低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2	
													低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	
													原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
													高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	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・チェンバー圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
													サブプレッション・チェンバー圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	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（微炭 ペーパース） 「水位確保」等	項目	抽出パラメータを計測する計器				項目	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							
		原子炉圧力容器内の水位	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	1	1	—	—					代替注水流量 (常設)	1	1	1		
				1	1	1	1	—	—					低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2 2	2 2	2 2		
				1	1	1	1	—	—					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
				1	1	1	1	—	—					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
				1	1	1	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		
				1	1	1	1	—	—					原子炉圧力	2	2	1		
				1	1	1	1	—	—					原子炉圧力 (S.A)	1	1	1		
				1	1	1	1	—	—					サブレーション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2		
				1	1	1	1	—	—					サブレーション・プール水 位 (S.A)	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	1 1		
				1	1	1	1	—	—					原子炉水位 (S.A)	1	1	1		

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（確保 ペーパー） 「水圧確保」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
	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						
			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						
			残留熱代替除去ポンプ出口圧力	3	3	3						
		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0							
		残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	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

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

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

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段 事故時操作要領書（攪炭 ペーパース） 「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
機 作 (1 / 5)	原子炉圧力容 器内の水位	[原子炉水位 (燃料棒)] 原子炉水位 (燃料棒) 原子炉水位 (燃料棒)	3	3	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	監視事項は主要ハラ 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	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (実用設備)		
			2	2	2	1	1	1	1	原子炉停機時冷却ポンプ出 口流量		
			3	3	3	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	3	残留熱除去ポンプ出口流量		
			2	2	2	1	1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出 口流量		
			2	2	2	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		
			2	2	2	1	1	1	1	原子炉圧力 (S.A.)		
			2	2	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A.)		
												原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相俟 燃除去に必要な水量より代替監視可能
												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

1.4 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				項目	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
		分類	計器名称	計器数	直後 負荷切り離し後		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影響	SBO影響	
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	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
				1	1	1	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	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	代替注水流量 (常設)		1	1	1
				1	1	1	—	低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2 2	2 2	2 2	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)		2 2	2 2	2 2
				1	1	1	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	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	高圧炉心スプレイポンプ出口流量		1	0	0
				1	1	1	—	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
				1	1	1	—	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
				1	1	1	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量		1	1	1
				1	1	1	—	原子炉圧力	2	2	2	原子炉圧力		2	2	2
				1	1	1	—	原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	原子炉圧力 (S.A.)		1	1	1
				1	1	1	—	ホアプレーション・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	ホアプレーション・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		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	
					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	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			
					原子炉水位 (圧排機) 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 (S.A)	1			1	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

1.4 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	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 / 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)	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 (燃料機)	2	2	1			
								原子炉水位 (S.A)	1	1	1			
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2		原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2			
								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 (圧排機)	2	2	1	残熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (燃料機)	2	2	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

1.4 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 ペーナス） 「水位確保」等	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価																			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響																				
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後																		
	補機監視機能		残熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	—																					
	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	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	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		0	0	0	0	0	0	0	
残熱除去ポンプ出口流量									3	0	0	0	0	0	0	0	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		0	0	0	0	0	0	0	
残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	1	1	1	1
残熱代替除去系格納容器スプレイ流量									1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1	1	1	1	1	1	1
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力									1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	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	1	1		1	1	1	1	1	1	1	1
残熱除去ポンプ出口圧力									3	3	3	3	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圧力	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1								
			残熱代替除去系ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1								
			残熱代替除去系ポンプ出口圧力	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			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	
1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準地震）による対応手順 (2) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱 事故時操作要領書（既録） 「減圧冷却」等	判断基準 (1 / 5)	原子炉圧力容器内の水位 【原子炉圧力容器内の水位】 【原子炉圧力容器内の水位（燃料棒）】 【原子炉圧力容器内の水位（燃料棒）】 【原子炉圧力容器内の水位（燃料棒）】 【原子炉圧力容器内の水位（燃料棒）】	3 2 2 1 1	3 2 2 1 1	3 2 2 1 1	① ① ① ① ①	1 1 1 2 2 1 1 1 1 1 1 1 2 1 2	1 1 1 2 2 1 1 1 0 0 0 1 1 2 1 2	1 1 1 2 2 1 1 1 0 0 1 1 2 1 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) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S.A) ホアプレーション・チェンバ 圧力 (S.A)	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離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) とホアプレーション・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） 「減圧冷却」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			
原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （実帯域用） 原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量 高圧炉心スプレイポンプ出 口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出 口流量 残留熱代替除去系原子炉注 水流量 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） ホアプレーション・チェンバ 圧力（SA）	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） 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 （実帯域用） 原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量 高圧炉心スプレイポンプ出 口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出 口流量 残留熱代替除去系原子炉注 水流量 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） ホアプレーション・チェンバ 圧力（SA）	2 2 1 1 2 2 1 1 2 2 1 1 3 1 1 2 1 1 2	2 2 1 1 2 2 1 1 0 0 0 1 1 2 1 1 2	1 1 2 2 1 1 0 0 0 1 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 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					

別
冊
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 事故時操作要領書（攷談 ペーパース） 「減圧冷却」等	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価												
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	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										

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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1			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
監視事項は主要パラメータにて確認	-	-	①	2	2	-	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能	
							残留熱除去系熱交換器入口温度 (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	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代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（備忘） 「減圧冷却」等	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

1.4 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 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	
												SB0影響
	機 作 (1 / 4)		【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	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	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 蒸除去に必要な水量より代替監視可能
				2	2	1	1	1	1	1		
				1	1	1	1	1	1	1		
				1	1	1	1	1	1	1		
				3	3	0	0	0	0	0		
				3	3	0	0	0	0	0		
				1	1	1	1	1	1	1		
				1	1	1	1	1	1	1		
				2	2	2	2	2	2	2		
				2	2	2	2	2	2	2		
				2	2	2	2	2	2	2		
				2	2	2	2	2	2	2		

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 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
操作 (2 / 4)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	原子炉水位 (広帯域)	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排熱 熱除去に必要な水量より代替監視可能	
							代替注水流量 (常設)	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2			
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	1			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			
							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 事故時操作要領書（撤炭 ペース） 「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	計器故障等	SBO	
													パラメータ 分類
操作 (3 / 4)		原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力	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 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位 (圧力換算) 原子炉水位 (燃料罐)	2 2	2 2	1 1	2 2	1 1	2 2	1 1	2 2		
			原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1		
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2	2		
			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		
			原子炉水位 (圧力換算) 原子炉水位 (燃料罐)	2 2	2 2	1 1	2 2	1 1	2 2	1 1	2 2		
			原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1		
			原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2	2		
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2		
原子炉圧力容 器内の温度	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 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書(備忘録) 「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	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
操作 (4 / 4)	補機監視機能		残留熱除去系熱交換器出口圧力 (A系、B系のみ)	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	—	監視事項は主要パラメータにて確認	
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度(SA)	2	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能		
	残熱ヒートシフトの確保		残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	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	
			残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	①	—	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	残留熱除去系熱交換器冷却水流量が確保されていることにより、最終ヒートシフトが確保されていることを代替監視可能		
			残留熱除去ポンプ出口流量	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		
			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監視するパラメータ							
	RCW熱交換器出口温度		残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	①	—							
			RCW熱交換器出口温度	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を監視するパラメータ							

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
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)	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	1	1		
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2	2	
			低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	
			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・チェンバー圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			サブプレッション・チェンバー圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	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				項目	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
		分類	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
															パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
	別冊基準(2/3)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認			
				原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	
				高圧原子炉代替注水流量	1		1	1	1	1	1	1		1	1	
				代替注水流量 (常設)	1		1	1	1	1	1	1		1	1	
				低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2		2	2	2	2	2	2		2	2	
				低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2		2	2	2	2	2	2		2	2	
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1		1	1	1	1	1	1		1	1	
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1		1	0	0	0	0	0		0	0	
				残留熱除去ポンプ出口流量	3		3	0	0	0	0	0		0	0	
				低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1		1	0	0	0	0	0		0	0	
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1		1	1	1	1	1	1		1	1	
				原子炉圧力	2		2	2	2	2	2	2		2	2	
				原子炉圧力 (S.A.)	1		1	1	1	1	1	1		1	1	
				ホップレシジョン・チェンバ	2		2	2	2	2	2	2		2	2	

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	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	
												計器故障等
監視監視機能	補助パラメータ 分類理由	③	原子炉補機冷却ポンプ圧力 (A系のみ)	1	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	計器故障等	SBO
				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	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		
電源	補助パラメータ 分類理由	③	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	原子炉補機冷却ポンプ出力 流量	1	1	1	計器故障等	SBO
				1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出力 流量	1	0	0		
				1	1	1	残留熱代替除去ポンプ出力 流量	3	0	0		
水源の確保	補助パラメータ 分類理由	①	サブプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出力 流量	1	0	0	計器故障等	SBO
				1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出力 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		
				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	0		
				3	3	3	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3		
				1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出 口圧力	1	1	0		
				2	2	2	残留熱代替除去系ポンプ出 口圧力	2	2	2		
				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	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（徴収 ペーパー） 「水位確保」等	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後 負荷切り離し後	計器故障等		
	機 作 （ 1 ／ 5）	原子炉圧力容 器内の水位	【原子炉水位（燃料域）】 【原子炉水位（燃料域）】 【原子炉水位（燃料域）】 【原子炉水位（燃料域）】	3	3	3	3	3	1	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		
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相換 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	
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	
				2	2	2	2	2	2	2	2		2	
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	
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						

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書(徴候ベース) 「水位確保」等	項目	抽出パラメータを計測する計器				補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響					
								負荷切り離し後	負荷切り離し後				
操作(2/5)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	1	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	1	2	2			
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1			
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1			
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2			
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	2	2	2			
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1			
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	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	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、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

1.4 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		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（徴収 ペーパー） 「水位確保」等	操作 (3 / 5)	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	-	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (圧排機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	1			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	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（僅候ベークス） 「水位確保」等	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		
監視監視機能	原子炉圧力容器への注水量	低圧抑心スプレイポンプ出口流量	1	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		
			1	1	①		原子炉水位 (S.A)	1	1	1				
				1	0	①	—							

操作 (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 事故時操作要領書（僅減 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			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
	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	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	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				
					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		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		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	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器数		直後	負荷切り離し後		
													計器故障等	SBO
1.5.2.1. フロントライン系統間の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (後) への代替熱輸送 b. 残留熱代解除系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 事故時操作要領書 (既録 「PVCV圧力制御」等 AM設備別操作要領書 KTHAR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	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	—		原子炉圧力 (S/A)	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
			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) 原子炉水位 (線形域)	2 2	2 2	1 1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	1	—		原子炉水位 (S/A)	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S/A)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (S/A)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S/A) 又はベダスタル温度 (S/A) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	ベダスタル温度 (S/A)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				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 2	2 2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

判 別 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 事故時操作要領書（抜粋） （PCV圧力制御）等 AM（設備別操作要領書） （F・H・A・Rによる格納容器 除熱）	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代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			
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	—	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		
			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)	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	—	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		
	最終ヒートシンクの確保		残留熱除去系熱交換器冷却 水流量 (B系のみ)	1	0	0	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			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	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2			
	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							
			SAロードセンタ母線電圧	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 事故時操作要領書（抜粋ベース） （PCV圧力制御）等 AM（認知機能作頭書） （F/HARによる格納容器 除熱）	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後		
	判 断 基 準 (3 / 3)	水源の確保	サブレーション・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	
								残置熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
								残置熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
								残置熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1	
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1	
								高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0	
								残置熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	
								低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0	
								残置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

1.5 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	SBO影響		計器故障等	SBO	
										直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（濃度ベース） (PCV圧力制御)等 AM認識明瞭作頭領書 (R.H.A.R)による格納容器 除熱]	操作 (1 / 5)		[原子炉圧力容器内の水位 原子炉圧力 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		原子炉圧力容器内の水位	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		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	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		
				2	2		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	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		
				2	2		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		0			
				2	2		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		0			
				2	2		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
				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		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
				2	2		サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A.)	2	2		2	2		
				2	2		原子炉圧力	2	2		2	2		
				2	2		原子炉圧力 (S.A.)	1	1		1	1		
				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

1.5 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	SBO		
事故時操作要領書 (徹底 ペーセス) (PCV圧力制御) 等 AM(警報明瞭作頭継承 TCHAR)による格納容器 除熱)	動作 (2 / 5)													
			原子炉圧力容 器内の水位	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
				高圧原子炉代替注水流量	1	1					1			
				代替注水流量 (常設)	1	1					1			
				低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2 2	2 2					2 2			
				原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1					1			
				高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0					0			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 (SA)	1	1					1			原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッシャ・ 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
				サブプレッシャ・チェンバ 圧力 (SA)	2	2					2			

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 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]等 AM(設備別操作要領書 [F.H.A.R.]による格納容器 除熱)]	原子炉格納容器内の圧力		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) 又はベテスタル温度 (SA) により代替監視可能					
				ベテスタル温度 (SA)	2	2			2	2						
				ドライウエル圧力 (SA)	2	2			2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
	原子炉圧力			原子炉圧力 (SA)	2	2	①	-		サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					原子炉圧力 (SA)	1	1			1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
					原子炉水位 (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 (SA)	1	1			1	1					
	原子炉圧力容器内の圧力			原子炉圧力 (SA)	2	2				原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2			2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		

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 事故時操作要領書(抜粋ペーセス) 【PCV圧力制御】等 AM(設備)操作要領書 【F.H.A.R.による格納容器(除熱)】	項目	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ分類理由	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 (4 / 5)	原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器への注水量	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
		原子炉圧力容器内の注水量	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	
		原子炉格納容器内の温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	
		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) の上昇により代替監視可能	
		原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	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、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	
		原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	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、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	
		原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	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、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	
		原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	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、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	
		原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	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、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	
最終ヒートシンクの確保	最終ヒートシンクの確保	残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	①	—	残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	残留熱除去系原子炉注水量と残留熱代替除去系原子炉出口圧力、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)、サブプレッション・プール水圧力 (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により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	①	—	残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	残留熱除去系原子炉注水量と残留熱代替除去系原子炉出口圧力、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)、サブプレッション・プール水圧力 (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により代替監視可能	
		残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	①	—	残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	残留熱除去系原子炉注水量と残留熱代替除去系原子炉出口圧力、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)、サブプレッション・プール水圧力 (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により代替監視可能	
		残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	①	—	残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	残留熱除去系原子炉注水量と残留熱代替除去系原子炉出口圧力、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)、サブプレッション・プール水圧力 (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により代替監視可能	
		残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	①	—	残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	残留熱除去系原子炉注水量と残留熱代替除去系原子炉出口圧力、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)、サブプレッション・プール水圧力 (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により代替監視可能	
		残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	①	—	残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	残留熱除去系原子炉注水量と残留熱代替除去系原子炉出口圧力、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)、サブプレッション・プール水圧力 (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により代替監視可能	
		残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	①	—	残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	残留熱除去系原子炉注水量と残留熱代替除去系原子炉出口圧力、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)、サブプレッション・プール水圧力 (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により代替監視可能	
		残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	①	—	残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	残留熱除去系原子炉注水量と残留熱代替除去系原子炉出口圧力、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)、サブプレッション・プール水圧力 (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により代替監視可能	
		残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	①	—	残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	残留熱除去系原子炉注水量と残留熱代替除去系原子炉出口圧力、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)、サブプレッション・プール水圧力 (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により代替監視可能	
		残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	①	—	残留熱代替除去系原子炉注水量	1	1	1	残留熱除去系原子炉注水量と残留熱代替除去系原子炉出口圧力、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)、サブプレッション・プール水圧力 (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		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)等 AM設備明細作要領書 (F.H.A.R)による格納容器 除熱)	補機監視機能	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	①	—	—	—	—	—	—	
		残留熱代替除去系ポンプ出口流量	1	1	③	残留熱代替除去系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
	水源の確保 操作 (5/5)	サプレッション・プール水位 (S.A)	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	0	0	0	0	0	0	0
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0	0	0	0	0
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1
			残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	1	1	1
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0	0	0	0	0	0			
残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3		
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0		
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	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

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

サプレッション・プールを水源とする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			
															計器故障等	SBO	
1.5.2.1 フロントライン系稼働時の対応手順 (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) a. 格納容器フィタ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) 格納容器フィタルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 事故時操作要領書 (原簿) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FVCSによる格納容器ベント」 「格納容器フィタルタベント系停止後の窒素ガスバース」 原子力発電所射線手順書 「可動式窒素供給装置を使用した格納容器フィタルタベント系の窒素ガス置換」	原子炉格納容器内の放射線基準	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				
	原子炉圧力容器内の温度	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	原子炉圧力容器温度 (SA)	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	1			原子炉水位 (燃料域)	
	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	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	残置熱除去系熱交換器入口温度	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	
								サブプレッション・チェンバ	2	2	2	2	2				サブプレッション・チェンバ
								ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7				ドライウエル温度 (SA)
								ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2				ベデスタル温度 (SA)
	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 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA)	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	2	2			サブプレッション・チェンバ	

判断基準 (1 / 2)

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシंकへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

項目	対峙手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価						
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO				
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
事故時操作要領書（抜粋） ベース） (PCV圧力制御) AM認便明操作要領書 (FRUSによる格納容器ベント) 「格納容器フィオラタベント 系停止後の蒸着ガスバー ジ」 原子力災害対策手順書 「可搬式蒸着床設置装置を 用いた格納容器フィオラタ ベント系の蒸着ガス置換」	原子力格納容器内の水位	サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (災帯域用) 格納容器代替スプレイ流量 ベゾスタル代替注水流量 ベゾスタル代替注水流量 (災帯域用) 低圧原子炉代替注水水位	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (災帯域用)、格納容器代替注水流量、ベゾスタル代替注水流量、ベゾスタル代替注水流量 (災帯域用)のうち動作状態にある流量および水線である低圧原子炉代替注水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	C-メタクター母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	—	非常用メタクターの受電状態を確認するパラメータ	—	—	
	D-メタクター母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	—	非常用メタクターの受電状態を確認するパラメータ	—	—	
	C-ロードセンター母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	—	非常用ロードセンターの受電状態を確認するパラメータ	—	—	
	D-ロードセンター母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	—	非常用ロードセンターの受電状態を確認するパラメータ	—	—	
	緊急用メタクター電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	—	緊急用メタクターの受電状態を確認するパラメータ	—	—	
	SAロードセンター母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	—	緊急用ロードセンターの受電状態を確認するパラメータ	—	—	
	判断基準 (2 / 3)															

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシंकへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

項目	対応手段	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（抜粋） 「PCV圧力制御」 「AM制御動作要領書」 「FRUSによる格納容器ベン ト」 「格納容器フィラタメント 系停止後の窒素ガスバー ジ」 「原子力災害対策手順書 」 「可搬式窒素供給装置を使 用した格納容器フィラタベ ント系の窒素ガス置換」	原子炉格納容 器内の放射線 量率	格納容器雰囲気放射線モニ タ（ドライウエル）	2	2	1	—	①	[エリア]放射線モニタ	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	
		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	
		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
									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	
									格納容器空気放射線モニ タ（ドライウエル）	2	2	1	格納容器空気放射線モニタ（ドライウエル）又は格 納容器空気放射線モニタ（サブプレッション・チェ ンバ）の解析結果により、格納容器酸素濃度の代替監視 可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			格納容器酸素濃度 [格納容器酸素濃度]	1 1	0 0	0 0	—	①	格納容器空気放射線モニ タ（サブプレッション・チェ ンバ）	2	2	1	格納容器空気放射線モニタ（ドライウエル）又は格 納容器空気放射線モニタ（サブプレッション・チェ ンバ）の解析結果により、格納容器酸素濃度の代替監視 可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
									ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェ ンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の空気 （酸素）の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把 握可能	
									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）又はサブプレッション・チェ ンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の空気 （酸素）の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把 握可能	
									格納容器酸素濃度	1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、 監視可能	
								格納容器空気放射線モニ タ（ドライウエル）	2	2	1	格納容器空気放射線モニタ（ドライウエル）又は格 納容器空気放射線モニタ（サブプレッション・チェ ンバ）の解析結果により、格納容器酸素濃度（SA）の 代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
								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	格納容器空気放射線モニタ（ドライウエル）又は格 納容器空気放射線モニタ（サブプレッション・チェ ンバ）の解析結果により、格納容器酸素濃度（SA）の 代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
								ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェ ンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の空気 （酸素）の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把 握可能		
								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）又はサブプレッション・チェ ンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の空気 （酸素）の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把 握可能		

操作（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				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器数	計器名称	計器数	計器故障等	SBO	
					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認使明操作要領書 (FRUSによる格納容器ベント) 「格納容器フィロタベント」 系停止後の蒸着ガスベント 原子力災害対策手順書 「可搬式蒸着床設置装置を使用した格納容器フィロタベント系の蒸着ガス撤換」	原子炉格納容器内の水位 操作 (2 / 3)	サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	①	-	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)、格納容器代替注水流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (常設域用)、格納容器代替注水流量 (常設域用) のうち動作可能になる流量および水流である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)	2	2	2		
							格納容器代替注水流量 (常設)	2	2	2		
							ベデスタル代替注水流量 (常設域用)	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (常設)	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (常設)	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (常設)	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)	2	2	2		
原子炉格納容器内の圧力	サプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	-	サプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
						ドライウエル温度 (SA)	7	7	7			
						ベデスタル温度 (SA)	2	2	2			
						ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2			
						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	2			
						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	2			
						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	2			

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシंकへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

項目	対応手段	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（改修ベース） 「PCV圧力制御」 「AM制御動作要領書」 「FRVSによる格納容器ベント」 「格納容器フィルタベント」 「系統停止後の蒸発ガスベント」 「原子力災害対策手順書」 「可搬式蒸発床設置装置を使用した格納容器フィルタベント系の蒸発ガス置換」	サプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	①	—	サプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	サプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	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 (SA)	2	2	2	①	—	サプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能			
	サプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	①	—	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能			
	スクラバ容器水位	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	スクラバ容器圧力	4	4	4	①	—	サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器フィルタベント系の健全性を代替監視可能			
	最終ヒートシंकの確保	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	
	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

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ, ④補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価
					直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	
1.5.2.1 フロントライン系統稼働時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク(大気)への代熱輸送(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ベンチ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(仮) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベンチフィラメント調整」 原子力災害対策手順 「第1ベンチフィラメント系からの冷却水の供給」	補機監視機能	スクラップ容器水位	8	8	8	①	—	—	計器故障等	SBO
	補機監視機能	スクラップ容器水位	8	8	8	①	—	—		
1.5.2.1 フロントライン系統稼働時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク(大気)への代熱輸送(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ベンチ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(仮) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベンチフィラメント調整」	補機監視機能	スクラップ容器水位	8	8	8	①	—	—		
	補機監視機能	スクラップ容器水位	8	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						SBO
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等		
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
1.5.2.1 フロントライン系統臨時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク(大気)への放射熱輸送(交流動力電源が健全である場合) a. 格納容器フィルターシステム系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (4) 格納容器フィルターシステム系停止後の窒素ガスバース 事故時操作要領書(既録) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 格納容器フィルターシステム系停止後の窒素ガスバース」 原子力災害対策手順 「可動式窒素供給装置を使用した格納容器フィルターシステム系の窒素ガス置換」	原子炉格納容器内の放射線 格納容器空気放射線モニタ(ドライウエル) 格納容器空気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度(SA) 原子炉圧力容器内の圧力	格納容器空気放射線モニタ(ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エアリア放射線モニタ]	18	0	0	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	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)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力の上昇より代替監視可能	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	①	—	原子炉圧力(SA)	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	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器内の温度	2	2	2	①	—	原子炉圧力	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力容器内の圧力	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	
			原子炉圧力容器内の圧力	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)又はベズスタル温度(SA)により代替監視可能	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器内の圧力	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
			原子炉圧力容器内の圧力	2	2	2	①	—	ベズスタル温度(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	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器内の圧力	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
			原子炉圧力容器内の圧力	2	2	2	①	—	ベズスタル温度(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	

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響	
											直後	負荷切り離し後
事故時操作要領書（徴候ベース） (PCV圧力制御) AM設備別操作要領書 「格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスベント」 原子力災害対策手順 「可動式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」	機械監視機能 操作	第1ベントフィルタ出口水素濃度	1	0	0	①	—	格納容器水素濃度	1	0	0	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視が可能 監視事項は主要パラメータにて確認
			4	4	4	①	—	トライウエル圧力 (S.A) ホプレッション・チェーンバ圧力 (S.A)	2	2	2	
1.5.2.1 フロントライン系統確時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク(FCX)への代熱輸送（交流動力電源が健全である場合） a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の熱及び除熱 (b) 第1ベントフィルタスタックから格納容器スクラフ水pH調整	基判 準断	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスタック容器水位調整」 原子力災害対策手順 「第1ベントフィルタスタック容器への水供給」	機械監視機能 操作	スクラフ水pH	2	2	2	③	格納容器フィルタベント系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
		スクラフ容器水位	8	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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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			
1.5.2.1. フロントライン系統間の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (S/A) への代替熱輸送 (空潤動力電源が健全である場合) b. 可搬式蒸着供給装置による原子炉格納容器への蒸着ガス供給 事故時操作要領書 (既録) 「PCV圧力制御」 原子炉充塞対策手順書 可搬式蒸着供給装置の使用 用した格納容器の蒸着ガス 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	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	0	エアリア放射線モニタの上昇より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	原子炉水位 (圧帯域) 原子炉水位 (飽和域)	2	2	2	1	1	
				2	2	2	①	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1	1	
				2	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	
	判断基準	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	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	①	—	ドライウェル温度 (S/A)	7	7	7	7	7	
				2	2	2	①	—	ベダスタル温度 (S/A)	2	2	2	2	2	
	判断基準	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	—	ドライウェル圧力 (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
				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	

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（抜粋） （PCV圧力制御） 原子力発電所運転手用書 可搬式蒸発器用装置を 用いた格納容器の産業ガス 置換）	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	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 / 2)		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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		
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	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	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	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	
		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 (SA)	1	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、 監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器水素濃度 (SA)	1	0	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	

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	SBO			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響					
					直後	負荷切り離し後			直後			負荷切り離し後		
事故時操作要領書（抜粋） （PCV圧力制御） 原子力災害対策本部（原子力災害対策本部） 可搬式蒸発器毎体設置を使用した格納容器の産業ガス置換	操作（2 / 2）	原子炉格納容器内の職業濃度	格納容器職業濃度 〔格納容器職業濃度〕	1	0	0	0	0	0	0	0	直接的に格納容器内職業濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器蒸気放熱線モニタ（ドライウエル）	2	2	2	1	2	2	2	2	格納容器蒸気放熱線モニタ（ドライウエル）又は格納容器蒸気放熱線モニタ（サブプレッション・チェンバ）の解析結果により、格納容器職業濃度の代替監視可能		
			格納容器蒸気放熱線モニタ（サブプレッション・チェンバ）	2	2	2	2	2	2	2	2	格納容器蒸気放熱線モニタ（サブプレッション・チェンバ）の解析結果により、格納容器職業濃度の代替監視可能		
			ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	2	2	2	2	2	ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の蒸気（飽和）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能		
			サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の蒸気（飽和）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能		
			格納容器職業濃度	1	0	0	0	0	0	0	0	0		直接的に格納容器内職業濃度を計測することができ、監視可能
			格納容器蒸気放熱線モニタ（ドライウエル）	2	2	2	2	2	2	2	2	2		格納容器蒸気放熱線モニタ（ドライウエル）又は格納容器蒸気放熱線モニタ（サブプレッション・チェンバ）の解析結果により、格納容器職業濃度（SA）の代替監視可能
			格納容器蒸気放熱線モニタ（サブプレッション・チェンバ）	2	2	2	2	2	2	2	2	2		格納容器蒸気放熱線モニタ（サブプレッション・チェンバ）の解析結果により、格納容器職業濃度（SA）の代替監視可能
			ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	2	2	2	2	2	2		ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の蒸気（飽和）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能
			サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	2	2	2	2	2	2		サブプレッション・チェンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の蒸気（飽和）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能

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ヘント」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	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	—	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	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S/A) 又はベダスタル温度 (S/A) により代替監視可能		
								ベダスタル温度 (S/A)	2	2	2	2	2	直接的に原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	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

項目	対応手段 事故時操作要領書(徴候ベース) [PCV圧力制御] AM認使明瞭作頭領書 [副圧降化ベントライオンによる格納容器ベント]	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO						
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後								
判断基準 (2 / 3)		原子炉格納容器内の水位	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	①	-	代替注水流量 (常設)	1	1	1	計器故障等						
								低圧原子炉代替注水流量 (異常検出)	2	2	2							
								格納容器代替スプレイ流量	2	2	2							
								ベントスタル代替注水流量 (異常検出)	2	2	2							
								ベントスタル代替注水流量 (異常検出)	2	2	2							
								低圧原子炉代替注水流量 (異常検出)	1	1	1							
								C-メタクラ母線電圧	1	1	③			非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	-	
								D-メタクラ母線電圧	1	1	③			非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	-	
								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	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	1	-	
								緊急用メタクラ電圧	1	1	③			緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	-	
								SAロードセンタ母線電圧	1	1	③			緊急用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	1	1	-	

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器			補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響			計器故障等	SBO	
			計器数	直後	負荷切り離し後			計器数	直後	負荷切り離し後			
													計器故障
対応手段 事故時操作要領書（抜粋） ペーセス） (PCV圧力制御) AM図便明操作要領書 (配圧強化ベントライオンに よる格納容器ベント)	原子炉格納容器内の放射線量率	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	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	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	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	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 1	0 0	0 0	①	—	1	0	0	直接的に格納容器内放射線量を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	1	0	0	直接的に格納容器内放射線量を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	操作 (1 / 3) 原子炉格納容器内の放射線量率		格納容器熱中性濃度 (SA)	1	0	0	①	—	1	0	0	直接的に格納容器内熱中性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
			格納容器熱中性濃度 (SA)	1	0	0	①	—	1	0	0	直接的に格納容器内熱中性濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器熱中性濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器熱中性濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (熱源) の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把握可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	—	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (熱源) の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把握可能	監視事項は主要パラメータにて確認

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書(抜粋 ページ) 「PCV圧力制御」 AM認便明操作要領書 「副圧降化ベントライオン」 による格納容器ベント」	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
操作 (2 / 3)	原子炉格納容器内の水位	サブレーション・プール水位 (S A)	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	計器故障等	SBO
						低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)	2	2	2	2		
						格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	2		
						ベントスタル代替注水流量 (低圧域用)	2	2	2	2		
						低圧原子炉代替注水流量 (低圧域用)	2	2	2	2		
						低圧原子炉代替注水流量 (常設)	2	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 事故時操作要領書(激候 ペーセス) TPCV圧力制御) AM(認知機能作要領書)(超圧強化ベントライオンに よる格納容器ベント)	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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			
<p>操作 (3 / 3)</p>	<p>原子炉格納容 器内の圧力</p>	<p>ドライウエル圧力 (SA)</p>	<p>2</p>	<p>2</p>	<p>2</p>	<p>①</p>	<p>—</p>	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	<p>監視事項は主要パラ メータにて確認</p>		
								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			
								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			
								ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能			
								サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	直接的に原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	直接的に原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	直接的に原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	直接的に原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	直接的に原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			
								ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能			
								サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能			
最終ヒートシンク 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		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			直後	負荷切り離し後							
1.5.2.1 フロントライン系統臨時の対応手順 (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. 耐圧強化ベンチトラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) 耐圧強化ベンチトライン停止後の蒸発ガスハース 事故時操作要領書(既録) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベンチト停止後の蒸発ガスハース」 原子力災害対策手順 「可搬式蒸発体装置を使用した格納容器フイタルタベンチト系の蒸発ガス置換」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	エア放熱線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
	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)	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(SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	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(SA)	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力(SA)		
								原子炉水位(広帯域)	2	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	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(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	
								ドライウエル温度(SA)	7	7	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度(SA)又はベダスタル温度(SA)により代替監視可能		
								ベダスタル温度(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
	原子炉格納容器内圧力(SA)	2	2	2	2	2	①	—	原子炉格納容器内圧力(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		

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 フロントライン系故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク(大気)への代り熱輸送 (全文流動力電流喪失時の場合) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (g) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) 事故時操作要領書 (原簿) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FVS (遠隔手動弁操作機) による格納容器ベント」	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (SA) 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉格納容器内の圧力	格納容器壁面放射線モニタ (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		
		格納容器壁面放射線モニタ (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	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	①	—	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	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (燃料域)	1 2	1 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	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	
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (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	ドライウエル圧力 (SA)	2	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
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	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	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

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 事故時操作要領書(抜粋) 「PCV圧力制御」 AM(個別運転要領書「FCVS(遠隔手動弁操作機構)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		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	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量 (常設域用), 格納容器代替注水流量, ベンスタル代替注水流量 (常設域用), ベンスタル代替注水流量 (常設域用)のうち動作状態にある流量および水流である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能			
			1	1	①	—	低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)	2	2	2	2				
			1	1	①	—	格納容器代替注水流量	2	2	2	2				
			1	1	①	—	ベンスタル代替注水流量 (常設域用)	2	2	2	2				
			1	1	①	—	ベンスタル代替注水流量 (常設域用)	2	2	2	2				
			1	1	①	—	低圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1				
	電源	判断基準 (2 / 3)	C-メタクター母線電圧	1	1	③	非常用メタクターの受電状態を確認するパラメータ	C-メタクター母線電圧	1	1	③	—			
				1	1	③	非常用メタクターの受電状態を確認するパラメータ	D-メタクター母線電圧	1	1	③	—			
				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	C-ロードセンタ母線電圧	1	1	③	—			
				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	—			
				1	1	③	緊急用メタクターの受電状態を確認するパラメータ	緊急用メタクター電圧	1	1	③	—			
				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	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

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	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器数	直後	負荷切り離し後		
												計器名称
対応手段 事故時操作要領書（抜粋） （PCV圧力制御） AM（個別操作要領書） （FCUS（遠隔手動制御装置）による格納容器ベント）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器空囲気放射線モニタ（ドライウエル）	2	2	1	①	—	18	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器空囲気放射線モニタ（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
操作（1 / 3）	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 1	0 0	0 0	①	—	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（SA）	1	0	0	①	—	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						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	
	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器空囲気放射線モニタ（ドライウエル）						2	2	1	格納容器空囲気放射線モニタ（ドライウエル）又は格納容器空囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）の解析結果により、格納容器酸素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器酸素濃度 〔格納容器酸素濃度〕	1 1	0 0	0 0	①	—	2	2	1	ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の空気の流入の有無により、水素発生の可能性を把握可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉格納容器内の放射線量率	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
	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器空囲気放射線モニタ（ドライウエル）						2	2	1	格納容器空囲気放射線モニタ（ドライウエル）又は格納容器空囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）の解析結果により、格納容器酸素濃度（SA）の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器空囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）	1	0	0	①	—	2	2	1	ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の空気の流入の有無により、水素発生の可能性を把握可能	監視事項は主要パラメータにて確認

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書(抜粋) 「PCV圧力制御」 AM(個別制御)要領書 「FCVS(遠隔手動弁操作機 械)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		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 (2 / 3)		原子炉格納容 器内の水位	サブプレッジョン・プールの水 位(SA)	1	1	-	代替注水流量(常設)	1	1	1	代替注水流量(常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低 圧原子炉代替注水流量(常設域用), 格納容器代替注 水流量, ベントステータル代替注水流量, ベントステタル代 替注水流量(常設域用)のうち動作状態にある流量お よび水流である低圧原子炉代替注水水位により代替 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認					
													低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2
													低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)	2	2	2	2
													格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	2
													ベントステタル代替注水流量	2	2	2	2
													ベントステタル代替注水流量 (常設域用)	2	2	2	2
													低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1
													サブプレッジョン・チェンバ 圧力(SA)	2	2	2	2
													ドライウエル温度(SA)	7	7	7	7
													ベントステタル温度(SA)	2	2	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	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで 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										
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(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 器内の圧力	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										

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシंकへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

項目	対応手段 事故時操作要領書（改修ベース） TPCV圧力制御 AM（個別操作要領書「FCVS（遠隔手動）操作機構」による格納容器ベント）	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
操作 (3 / 3)		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	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	
		ドラライウエル温度 (SA)	サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドラライウエル圧力 (SA)	7	7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
		スクラハ容器水位	スクラハ容器水位	8	8	8	①	—	ドラライウエル圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/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	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	①	—	スクラハ容器圧力 (SA)	2	2	2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器フィルタベント系の健全性を代替監視可能	
		最終ヒートシंकの確保	スクラハ容器温度	4	4	4	①	—	スクラハ容器圧力 (SA)	2	2	2	—	監視事項は主要パラメータにて確認
			第1ベントフィルタが出口放熱線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2 1	2 1	2 1	①	—	スクラハ容器圧力 (SA)	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	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価
					SBO影響	直後	負荷切り離し後	SBO影響	直後	負荷切り離し後	
1.5.2.1 フロントライン系設備時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(全流動力電源喪失時の場合) a. 格納容器フィラメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) (b) 第1ベンチフィラメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) 事後時操作要領書(仮) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベンチフィラメント調整」 原子力災害対策手順 「第1ベンチフィラメント系からの水供給」	判断基準	補機監視機能	スクラップ容器水位	8	8	8	①	—	—	計器故障等	
	操作	補機監視機能	スクラップ容器水位	8	8	8	①	—	—	SBO	
1.5.2.1 フロントライン系設備時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(全流動力電源喪失時の場合) a. 格納容器フィラメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) (b) 第1ベンチフィラメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) 事後時操作要領書(仮) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベンチフィラメント調整」	判断基準	補機監視機能	スクラップ容器水位	8	8	8	①	—	—	計器故障等	
	操作	補機監視機能	スクラップ容器水位	8	8	8	①	—	—	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	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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 フロントライン系統稼働時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク (2次) への放射熱輸送 (全交流動力電源喪失時の場合) a. 格納容器フィラメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (d) 格納容器フィラメント系停止後の窒素ガスバース 事故時操作要領書 (既録) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 格納容器フィラメント系停止後の窒素ガスバース」 原子力災害対策手順 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィラメント系の窒素ガス置換」	原子炉格納容器内の放射線量率 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) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (線料域) 原子炉水位 (S A) 格納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	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
		2	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
		2	2	2	2	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			
		2	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、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	2	①	—	原子炉圧力 (S A)	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	
		2	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (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		
		2	2	2	2	①	—	格納熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	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
		2	2	2	2	①	—	サプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	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) 又はベダスタル温度 (S A) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2	2	2	2	①	—	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	監視事項は主要パラメータにて確認
2	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
2	2	2	2	①	—	サプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サプレッション・チェンバ温度 (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					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（敬儀ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「格納容器フィルタータベント系停止後の窒素ガスバージ」 原子力災害対策手順 「可動式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタータベント系の窒素ガス置換」	機械監視機能 操作	第1ベントフィルター出口水素濃度	1	0	0	①	格納容器水素濃度	1	0	0	監視事項は主要パラメータにて確認		
			スクラハ容器圧力	4	4	①	トライウエル圧力 (S.A) ホプレーション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	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	
1.5.2.1 フロントライン系統臨時の対応手順 「格納容器（PCX）への代替熱輸送（全系統動力電源喪失時の場合）」 「格納容器（フィルター）系」による原子炉格納容器内の熱及び除熱（取壊操作） 「第1ベントフィルタータベント系」による原子炉格納容器内の熱及び除熱（取壊操作）	基判 準断	事故時操作要領書（敬儀ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタータベント系容器水位調整」 原子力災害対策手順書 「第1ベントフィルタータベント系への水供給」	2 8	2 8	2 8	③ ①	格納容器フィルタータベント系の運転状態を確認するパラメータ スクラハ水pH スクラハ容器水位	2 8	2 8	2 8	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

1.5 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				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
1.5.2.1. フロントライン系統同時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク (S/A) への代替熱輸送 (全交運動力電源喪失時の場合) b. 可搬式蒸気供給装置による原子炉格納容器への蒸気ガス供給 事故時操作要領書 (既録 「PCV圧力制御」 原子炉実用時手順書 可搬式蒸気供給装置の使用 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		
	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	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判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉圧力 (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判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	
									原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1		
	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	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	2	直接的に原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		
判断基準	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (S/A)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								サブプレッション・チェンバ温度 (S/A)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (S/A) により代替監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	
					直後	負荷切り離し後					直後			負荷切り離し後
事故時操作要領書（抜粋） （PCV圧力制御） 原子力災害対策指針（原子力災害発生時） 可搬式蒸発器用蒸気発生装置を使用し、格納容器の産業ガス置換）	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	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) 又はベテスタル温度 (SA) により代替監視可能	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			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	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			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圧力を計測することができ、監視可能		
	原子炉格納容器内の水素濃度	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 (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	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		

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	SBO			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響					
					直後	負荷切り離し後			直後			負荷切り離し後		
事故時操作要領書（抜粋） （PCV圧力制御） 原子力災害対策本部（原子力災害対策本部） 可搬式蒸発器毎体設置を使用した格納容器の産業ガス置換	操作（2 / 2）	原子炉格納容器内の職業濃度	格納容器職業濃度 〔格納容器職業濃度〕	1	0	0	0	0	1	0	0	直接的に格納容器内職業濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器蒸気放熱線モニタ（ドライウエル）	2	2	2	1	2	2	2	2	格納容器蒸気放熱線モニタ（ドライウエル）又は格納容器蒸気放熱線モニタ（サブプレッション・チェンバ）の解析結果により、格納容器職業濃度の代替監視可能		
			格納容器蒸気放熱線モニタ（サブプレッション・チェンバ）	2	2	2	2	2	2	2	2	ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の蒸気（飽和）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能		
			ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	2	2	2	2	2	ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の蒸気（飽和）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能		
			サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	2	2	2	2	2	ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の蒸気（飽和）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能		
			格納容器職業濃度	1	0	0	0	0	0	0	0	0		直接的に格納容器内職業濃度を計測することができ、監視可能
			格納容器蒸気放熱線モニタ（ドライウエル）	2	2	2	2	2	2	2	2	2		格納容器蒸気放熱線モニタ（ドライウエル）又は格納容器蒸気放熱線モニタ（サブプレッション・チェンバ）の解析結果により、格納容器職業濃度（SA）の代替監視可能
			格納容器蒸気放熱線モニタ（サブプレッション・チェンバ）	2	2	2	2	2	2	2	2	2		ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の蒸気（飽和）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能
			ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	2	2	2	2	2	2		ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の蒸気（飽和）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能
			サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	2	2	2	2	2	2		ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の蒸気（飽和）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能

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						SBO		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等				
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後					
1.5.2.1 フロントライン系統故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク (S/A) への代蓄熱輸送 (全交流動力電源喪失時の場合) c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (d) 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) 事故時操作要領書 (既録) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベントラインによる格納容器へント」	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	0	0	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	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	2	2	2	1	1	原子炉圧力の上昇より代替監視可能	
			原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	①	—	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	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域)	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判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	
			原子炉水位 (絞帯域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (絞帯域)	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判定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	
	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	格納熱除去系熱交換器入口温度	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	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	
		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	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		
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	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 最終ヒートシंकへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

項目	対応手段 事故時操作要領書(抜粋ベース) [PCV圧力制御] AM認使明瞭作頭領書 [副圧降化ベントライオンによる格納容器ベント]	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
判断基準 (2 / 3)	原子炉格納容器内の水位	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	①	-	代替注水流量 (常設)	1	1	1	計器故障等	SBO
								低圧原子炉代替注水流量 (常設)	2	2	2		
								格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		
								ベントスタル代替注水流量 (常設)	2	2	2		
								ベントスタル代替注水流量 (常設)	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量 (常設)	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量 (常設)	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量 (常設)	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量 (常設)	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量 (常設)	2	2	2		
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	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	計器故障等	SBO
								D-メタクラ母線電圧	1	1	1		
								C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1		
								D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1		
								緊急用メタクラ電圧	1	1	1		
								緊急用メタクラ電圧	1	1	1		
								緊急用メタクラ電圧	1	1	1		
								緊急用メタクラ電圧	1	1	1		
								緊急用メタクラ電圧	1	1	1		
								緊急用メタクラ電圧	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

項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器			補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響			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	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認					
													計器故障		直後	負荷切り離し後	
対応手段 事故時操作要領書（濃度ベース） (PCV圧力制御) AM認便明操作要領書 (配圧強化ベントライオンによる格納容器ベント)	原子炉格納容器内の放射線量率	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	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代監視可能	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	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代監視可能	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	0 0	①	—	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	1	0	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	
	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA)	格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	—	—	1	0	0	0	0	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	—	—	2	2	2	1	1	1	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度の代監視可能		
		格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	1 1	0 0	0 0	①	—	—	2	2	2	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバの解析結果により、格納容器酸素濃度の代監視可能	
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	—	—	2	2	2	2	2	2	2	直接的に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	1	0	0	—	—	—	1	0	0	0	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	
		格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	—	—	—	2	2	2	1	1	1	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (SA) の代監視可能		

操作 (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				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
事故時操作要領書（抜粋ベース） (PCV圧力制御) AM(認知機能作理)運用 (副圧強化)セントライオンによる格納容器へント	原子炉格納容器内の水位 操作 (2 / 3)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)、格納容器代替注水流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (常設域用) のうち動作状態にある流量および水流線である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能 直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 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 直接的に原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		
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2	2		2	
			低圧原子炉代替注水流量 (常設域用)	2	2	2	2	2	2	2	2		2	
			格納容器代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2	2		2	
			ベデスタル代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2	2		2	
			ベデスタル代替注水流量 (常設域用)	2	2	2	2	2	2	2	2		2	
			低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
			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
			ドライウエル温度 (SA)	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
原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2				
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2				

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代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(抜粋 ペーセス) TPCV圧力制御 AM設備別操作要領書 「超圧強化ベンチトライインに よる格納容器ベンチ」	操作 (3 / 3)	原子炉格納容 器内の温度	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	①	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
				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	
				2	2	①	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	2	2	
最終ヒートシンク の確保	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	ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
				3	3	③	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 (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	
				0	0	③	超圧強化ベンチトライインの運 転状態を確認するパラメ ータ	2	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				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	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1.5.2.1 プロントライン系統故障時の対応手順 (最終ヒートシンク (気)への代蓄熱輸送 (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 (見直し操作) b) 耐圧強化ベントライン停止後の蒸発ガスバーン 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 蒸発ガスバーン」) 原子炉蒸発装置手順 用いた格納容器フイルタへ 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	—	①	18	0	0	エア放熱線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉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	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	原子炉圧力 (S/A)	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 (S/A)	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
								格納容器雰囲気放射線モニタ (燃料域)	2	2	2	格納容器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	直接的に原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	ドライウェル圧力 (S/A)	2	2	2	—	①	ドライウェル温度 (S/A)	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		
ドライウェル圧力 (S/A)								2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
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	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	
							ドライウェル圧力 (S/A)	2	2	2			
							サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2			

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後				
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		
1.5.2.2. サポート系統(臨時)の対応手順 (1) 最終ヒートシンク(臨)への代替熱輸送 ①、原子炉補機代替冷却系による除熱 事故時操作要領書 (機務ベース) 「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代替冷却」 原子力災害対策本部 移動式熱交換装置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(ハイドロサブ編)」	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	2		船相温度/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		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	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		船相温度/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) の上からにより代替監視可能	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		直接的に原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	2		2	船相温度/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	2		2	直接的に原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	船相温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	

別冊第 1 / 2

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシं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 (稼働ベース) S/C温度制御等 AM(設備明瞭作手順書) 「AHFEF」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シंक確保(USSC)」 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給(ハイトロウラ)」	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	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
	電源		C-メタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ					
			D-メタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ					
			C-ロー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-ジタンク水位	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ					
			残置熱除去系熱交換器冷却水流重	2	0	①	—					
			最終ヒートシंकの確保		移動式代替熱交換設備淡水ポンプ出口圧力		「緊急時対策本部」に確認	③	移動式代替熱交換設備の運転状態を確認するパラメータ			
			補機監視機能		大形送水ポンプ車出口圧力		「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				評価	SBO							
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	直後	計器数	計器故障等									
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由					
1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (凝) への代管熱輸送 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代管冷却」 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 (ハイドロコプア編)」	1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (凝) への代管熱輸送 b. 大型送水ポンプ車による除熱	原子力格納容器内の温度	サブレーション・チェンバ温度 (SA)	2	2	①	—	サブレーション・プール水温度 (SA)	2	2	2	サブレーション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要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	①	—	サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		船相温度/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・プール水温度 (SA)	2	2	①	—	サブレーション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2		サブレーション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能				
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	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			
								ドライウエル圧力 (SA)	2	7	①	—		ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	船相温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブレーション・チェンバ圧力 (SA) の上からにより代替監視可能
			原子力格納容器内の圧力	別冊基準第 (1) / (2)	原子力格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	2		7	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	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2		2	2	2		船相温度/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
						ドライウエル温度 (SA)	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	2		7	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
						サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①	—	サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	2		2	2	2		船相温度/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

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	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書 (原燃ペーン) 【S/C温度制御】等 AM設備動作要領書 【AH/E/Fまたは大型送水ポンプ車によるBC/W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（ハイドロポンプ）】	電源		C-メタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ								
			D-メタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ								
			C-ロー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	—								
			最大ヒーティングの確保												
			補機監視機能												
			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（原燃ペーン） 【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	2	サブプレッション・チェンバにより代替監視可能	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	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	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	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	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) の上からにより代替監視可能	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										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(抜粋) (S/C温度制御)	判断基準 (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	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はヘイズスタル温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	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	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		
			原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	①	—	RCWサージタンク水位	2	0	0	0	—	—	—	
			原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			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	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器出口 温度	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算出により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器冷却 水流量	2	2	2	2	2	0	残留熱除去系熱交換器冷却水流量が確保されていることにより、最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	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	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	③	原子炉補機冷却系の動作状況をj確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—			
		残留熱除去系熱交換器冷却 水流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—			
		RCW熱交換器出口温度	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況をj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					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				
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ b. 格納容器代替スプレイ系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書 (既設) ベース)「FCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM設備別操作要領書 「AGSS (常設) による格納容器スプレイ」	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエール圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	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	7	7	7	7	7	7	7	7		総和温度/圧力の関係から、ドライウエール温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		直接的に原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	ドライウエール圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	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	2	2	2	2	2	2	総和温度/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	
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエール温度 (SA)	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		ドライウエール圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエール圧力 (SA) 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	
		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	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	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (既帯域用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		低圧原子炉代替注水流量 (既帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (既帯域用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	
		格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (既帯域用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	
		ベデスタル代替注水流量 (既帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (既帯域用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	
		低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (既帯域用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

項目	対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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	
電源	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	1	③	緊急用メタクラの発電状態を確認するパラメータ	補助パラメータ 分類理由	計器故障等	SBO	
			SAロードセンター母線電圧	1	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	補助パラメータ 分類理由	計器故障等		
判別基準（2/2）		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	1	①	—	—	低圧原子炉代替注水槽水位	計器故障等	SBO
				代替注水流量（蒸設）	1	1	1	1	—	—	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水時蒸発水量の代替監視可能	計器故障等	
				原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	2 2	2 2	—	—	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能	計器故障等	
				原子炉水位（SA）	1	1	1	1	—	—	—	計器故障等	
				サブプレッション・ブール水位（SA）	1	1	1	1	—	—	—	計器故障等	
			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	計器故障等	SBO	

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	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」「D/W温度制御」 AMI総則別操作要領書 「ACSS（緊急）」による格納容器スプレイ	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能
			2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	
			7	7	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	
7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2			
7	7	①	—	原子炉格納容器内の温度	7	7	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温度を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能
7	7	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2			
2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	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	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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(徴収ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM(個別操作要領書) 「ACSS(常設)」による格納容器スプレイ」	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位(SA)	1	1	①	—	代替注水流量(常設)	1	1	1	代替注水流量(常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低圧原子炉代替注水流量(常設域用), 格納容器代替注水流量, ベテスタル代替注水流量, ベテスタル代替注水流量(常設域用)のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				2	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量(常設域用)	2	2	2	2		2
				1	1	①	—	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	2		2
				2	2	2	2	ベテスタル代替注水流量 ベテスタル代替注水流量(常設域用)	2	2	2	2		2
				1	1	1	—	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1		1
				2	2	2	2	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1		1
操作(2/3)	原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器への注水量	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流量(常設)	2	2	2	低圧原子炉代替注水流量(常設)	監視事項は主要パラメータにて確認	
				3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ 圧力(SA)	2	2	2	2		2
				3	3	3	3	ドラライウエル水位	3	3	3	3		3
				1	1	1	1	サブプレッション・プール水 位(SA)	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	①	—	ベテスタル水位	4	4	4	4	監視事項は主要パラメータにて確認		
			2	2	2	2	ベテスタル水位	4	4	4	4			

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
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AMM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 (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 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	
				原子炉水位 (圧排機)	2	2	—	原子炉水位 (燃料機)	2	2	1		1
				原子炉水位 (燃料機)	2	2	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1		1
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系放熱機時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ b. 復水動送系による原子炉格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AMM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	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	7	7	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能 直接的に原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	
				原子炉格納容器内の圧力	2	2	—	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	①	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2		2
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AMM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 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	
				原子炉格納容器内の温度	2	2	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2		2
				サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	—	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 事故時操作要領書（確保ベース） [PCV圧力制御] [D/W温度制御] AM（個別操作要領書） [CWTによる格納容器スプレイ]	項目 判断基準（2 / 2）	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後		
												パラメータ分類	補助パラメータ分類理由
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	計器故障等 代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（実帯域用）、格納容器代替スプレイ注水流量、ベテスタル代替注水流量、ベテスタル代替注水流量（実帯域用）のうち動作状態にある流量および水線である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
				1	1	1	1	1	1	1		1	
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				1	1	1	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	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	
				1	1	1	1	1	1	1	1		
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	0	0	0	0	0	復水貯蔵タンクの運転状態を確認するパラメータ	
				1	0	0	0	0	0	0	0		0
				1	0	0	0	0	0	0	0		0
				1	0	0	0	0	0	0	0		0
				1	0	0	0	0	0	0	0		0
				1	0	0	0	0	0	0	0		0
				1	0	0	0	0	0	0	0		0
				1	0	0	0	0	0	0	0		0
				1	0	0	0	0	0	0	0		0
				1	0	0	0	0	0	0	0		0

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書(徴収ベース) [PCV圧力制御] [D/W温度制御] AM(個別操作要領書) [CWTによる格納容器スプレッド]	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			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	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	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圧力を計測することができ、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	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	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			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（確保ベース） [PCV圧力制御] [D/W温度制御] AMM個別操作要領書 [海水系による格納容器スプレイ]	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後
判断基準 種 (2 / 3)	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1	計器故障等 代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)、格納容器代替注水流量 (実帯域用)、ベントスチル代替注水流量 (実帯域用)のうち動作状態にある流量および水線である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
						低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2		
						格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		
						ベントスチル代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2		
						低圧原子炉代替注水水位	1	1	1		
						③	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	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	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
						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
						③	代替冷却水の確保状態を確認するパラメータ	2	0		0
③	代替冷却水の確保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

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視バラメータ、②有効監視バラメータ、③補助バラメータ

対応手段 事故時操作要領書(徴収ベース) [PCV圧力制御] [D/W温度制御] AM(個別操作要領書) [海兵系による格納容器スプレッド]	項目	抽出バラメータを計測する計器				抽出バラメータの代替バラメータを計測する計器				SBO				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後			
												項目	項目	
操作 (1 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	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	監視事項は主要バラメータにて確認		
			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	
			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	
						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	監視事項は主要バラメータにて確認
						サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	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	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	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	監視事項は主要バラメータにて確認
						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	
						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	
						代替注水流速 (常設)	1	1	1	1	1	1	代替注水流速 (常設)、低圧原子炉代替注水流速、低圧原子炉代替注水流速 (常設使用)、格納容器内水位、低圧原子炉代替注水流速 (常設使用)、ベデスタル代替注水流速、ベデスタル代替注水流速 (常設使用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流速水位により代替監視可能	監視事項は主要バラメータにて確認
			低圧原子炉代替注水流速 (常設使用)	2	2	2	2	2	2					
			格納容器内水位	2	2	2	2	2	2					
			ベデスタル代替注水流速 (常設使用)	2	2	2	2	2	2					
			低圧原子炉代替注水流速	2	2	2	2	2	2					
			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

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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
事故時操作要領書 (循環ベース) [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	抽出パラメータを計測する計器						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		
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放熱時の対応手順 a. 格納容器サブレイ (d) 格納容器代替サブレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのサブレイ (淡水/海水) 事故時操作要領書 (既設) ベーセス 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM図説(制御要領書 (可搬型) によ る格納容器サブレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	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
			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	直接的に原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		
			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	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		
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の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		
			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		
判 断 基 準 (1 / 2)	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 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設減用)、格納容器代替注水流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (常設減用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水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 (常設減用)	2	2	2	—	低圧原子炉代替注水流量 (常設減用)	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設減用)、格納容器代替注水流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (常設減用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能		
			格納容器代替注水流量	2	2	2	—	格納容器代替注水流量	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設減用)、格納容器代替注水流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (常設減用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能		
			ベデスタル代替注水流量 (常設減用)	2	2	2	—	ベデスタル代替注水流量 (常設減用)	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設減用)、格納容器代替注水流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (常設減用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能		
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	—	低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設減用)、格納容器代替注水流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (常設減用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能		
			ベデスタル代替注水流量	2	2	2	—	ベデスタル代替注水流量	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設減用)、格納容器代替注水流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (常設減用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能		
			格納容器代替注水流量	2	2	2	—	格納容器代替注水流量	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設減用)、格納容器代替注水流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (常設減用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能		
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	—	低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設減用)、格納容器代替注水流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (常設減用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能		
			ベデスタル代替注水流量	2	2	2	—	ベデスタル代替注水流量	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設減用)、格納容器代替注水流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (常設減用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能		
			格納容器代替注水流量	2	2	2	—	格納容器代替注水流量	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設減用)、格納容器代替注水流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (常設減用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量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	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 (徴収ベース) [PCV圧力制御] [D/W温度制御] AM(個別操作要領書) [ACSS (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]	電源	緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの充電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	SBO		
			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	—	—	—	—	—	—		
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	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		
		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
			2	2	2	①	—	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (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

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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
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制御別操作要領書 「ACSS（可動型）」による格納容器スプレイ 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	原子炉格納容器内の温度	7	7	7	①	—	ベデスタル温度 (S.A)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の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 (S.A) サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S.A) またはサブプレッション・チェンバ圧力 (S.A) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉格納容器への注水量	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (帯帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ヘデスタル代替注水流量 (帯帯域用) のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉格納容器への注水量	2	2	2	①	—	ベデスタル代替注水流量 ヘデスタル代替注水流量 (帯帯域用)	2	2	2		
操作 (2 / 2)							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (帯帯域用)	2	2	2		
							格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		
							ベデスタル代替注水流量 ヘデスタル代替注水流量 (帯帯域用)	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
補機監視機能 水測の確保	大量送水車ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認			③	大量送水車の運転状態を確保するパラメータ	ドライウエル圧力 (S.A)	2	2	2	ドライウエル圧力 (S.A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (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
		「緊急時対策本部」に確認			③	代替送水車の確保状態を確保するパラメータ	サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2		
	水測の確保	「緊急時対策本部」に確認			③	代替送水車の確保状態を確保するパラメータ	ドライウエル水位	3	3	3		
		「緊急時対策本部」に確認			③	代替送水車の確保状態を確保するパラメータ	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (S.A)、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能	サブプレッション・プール水位 (S.A)	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	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		SBO影響 負荷切り離し後	
												パラメータ 分類
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 a. 復旧 (g) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書「取扱」 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/C水位制御」 「PCV水素濃度制御」 AM設備別操作要領書 「RHRHによる格納容器除熱」	判断基準 (1 / 5) 原子炉圧力容 器内の水位 [原子炉水位 (燃料域)] 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (燃料域)											
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
		代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
		低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2	2	2	
		低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	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	0	0	0	0	0	
		残留熱除去ポンプ出口流量	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	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	
		原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバー圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
		原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
サブプレッション・チェンバー圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	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（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 「S/A（冷却制御）」 「PCV水素濃度制御」 AMM設備別操作要領書 「RHR」による格納容器冷却	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	
	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)	2	2	2	2	2	2		2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2		2	2	
				高圧原子炉代替注水流量	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排熱除去に必要な水量より代替監視可能
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1		1	1	
				低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	2		2	2	
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1		1	1	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	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	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッション・チェンバー圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1		1	1	
				原子炉圧力	2	2	2	2	2	2		2	2	
				原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1		1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッション・チェンバー圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				サブプレッション・チェンバー圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2		2	2	

別紙第 (2 / 5)

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		
		計器名称	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等		
事故時操作要領書（確保ベークス）、圧力制御（D/CV）、水位制御（S/C）、水収束制御（PCV）、水素濃度制御（AM）、設備別操作要領書（RHR）による格納容器冷却。	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	①	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		ドライウエル温度 (SA)	—	—	—	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタタル温度 (SA) により代替監視可能		
		ベデスタタル温度 (SA)	—	—	—	2	2	—		
		ドライウエル圧力 (SA)	—	—	—	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
		サプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	—	—	—	2	2	総和温度/圧力の関係から、サプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能		
		ベデスタタル温度 (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		
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	①	7	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サプレッション・チェンバ 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		
		サプレッション・プール水 温度 (SA)	—	—	—	2	2	サプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能		
		サプレッション・チェンバ 温度 (SA)	—	—	—	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能		
		サプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	—	—	—	2	2	総和温度/圧力の関係から、サプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能		
		サプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	—	—	—	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（抜粋） 「PCV圧力制御」 「D/S/C冷却制御」 「S/C冷却制御」 「PCV水素濃度制御」 AMM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器冷却」	項目	排出パラメータを計測する計器				排出パラメータを計測する計器				項目	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
判断基準（4 / 5）	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	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
			1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
			1	0	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		0	
			3	0	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	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 (SW) の代替監視可能
			1	0	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		0	
			1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		1	
			1	1	1	1	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1		1	
			1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1		1	
			1	1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1		0	
			3	3	3	3	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3		3	サプレッション・プールを水源とするポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能
			1	1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1		0	
			2	2	2	2	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2		2	
			相続監視機能	原子炉相続冷却ポンプ圧力	2	0	0	0	③	原子炉相続冷却系の動作状況を確認するパラメータ		—	
相続監視機能	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	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	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代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）、圧力加算機（D/V）追加制御、S/C水収束追加制御、PCV水薬液追加制御、AM設備別操作要領書（RHRによる格納容器除熱）。	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	1	—	計器故障等
			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	1	—	
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	
			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	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	抽出パラメータを計測する計器				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（復旧ベース） 「PCV圧力制御」 「D/V注水制御」 「S/C水収束制御」 「PCV水蒸気制御」 AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル温度 (SA)	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	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 (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	
		原子炉格納容器内の圧力	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	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圧力	ドライウエル温度 (SA)	2	2	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	
		原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①	—	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	
		原子炉格納容器内の圧力	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	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	
		原子炉格納容器への注水量	残熱除去ポンプ出口流量 (A系、B系のみ)	2	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	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
		原子炉格納容器への注水量	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	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
		原子炉格納容器への注水量	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	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

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				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（復原 ベース）（圧力制御） 「DVC圧力制御」 「DVC圧力制御」 「S/C水収束制御」 「PCV水素濃度制御」 AM設備別操作要領書 「RHRHによる格納容器除 熱」	補機監視機能 原子炉格納容 器内の水位	残留熱除去ポンプ出口圧力 (A系、B系のみ)	2	2	2	①	—	—	—	—	
			1	1	1	①	—	—	—	—	—
			2	2	2	①	—	—	—	—	—
			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	—	—	—	—	—
			2	2	2	①	—	—	—	—	—
			2	2	2	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	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	直後	SDO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		SDO影響 負荷切り離し後		
												SB0	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッジョン・プールの除熱 b. 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッジョン・プールの除熱 事故時操作要領書「炉心」 「S/C温度制御」 AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」	原子炉格納容器内の温度 電源 最終ヒートシフトシグナルの確保	原子炉格納容器内の水位	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・プールの温度 (SA)	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	サブプレッジョン・プールの圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッジョン・チェンバにより代替監視可能	
			C-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	—	
			D-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	—	
			C-ローセントセクタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ローセントセクタの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	—	
			D-ローセントセクタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ローセントセクタの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	—	
			原子炉補機冷却ポンプ圧力	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	2	0	0	—	
			凝縮器除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	①	—	2	0	0	—	
			RCW熱交換器出口温度	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	2	0	0	—	
			原子炉格納容器内の水位	1	1	1	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

項目	対応手段	抽出パラメータを計測する計器										抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
		SBO影響					SBO影響					SBO影響					SBO影響				
		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(循環ペーシ)「S/C温度制御」AM(総機別機作要領書)「TRHTR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							
		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	2	①	—	—	—	—	—	—	—							
		操縦ヒートシフトシグナルの確保	原子炉格納容器内の水位	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	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	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温度	2	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量等値より代替監視可能	2	2	2	残留熱除去系熱交換器冷却水温度が確保されていることにより、最終ヒートシフトシグナル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					
				残留熱除去ポンプ出口流量	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	0	0	①	—	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
				原子炉補機冷却ポンプ圧力	—	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況をj確認するパラメータ	—	—	—	—	—						
		操作	原子炉格納容器内の水位	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	—	2	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—					
				RCW熱交換器出口温度	—	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況をj確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—						
				原子炉格納容器内の水位	代替注水流量 (常設)	代替注水流量 (常設)	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (常設使用)、格納容器内水位、格納容器内水位、ベダスタル代替注水流量、ベダスタル代替注水流量 (常設使用) のうち動作可能な流量および水源である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	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 (常設使用)	低圧原子炉代替注水流量 (常設使用)	2	2	2	①	—	低圧原子炉代替注水流量 (常設使用)	2	2	2	—					
原子炉格納容器内の水位	格納容器内蒸気スレイ流量	1	1	1	①	—	—	格納容器内蒸気スレイ流量	2	2	2	—									
原子炉格納容器内の水位	ベダスタル代替注水流量 (常設使用)	2	2	2	①	—	—	ベダスタル代替注水流量 (常設使用)	2	2	2	—									
原子炉格納容器内の水位	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	—									

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 (管設) による原子炉格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書 (シビア アンデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「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	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	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	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	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力容器温度 (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	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	①	—	ドライウエル温度 (S A)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (S A) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (S A)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度 (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	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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） 「降熱-1」 「降熱-2」 AM（個別操作要領書 「ACSS（常設）」による格 納容器スプレイ）	項目				抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	項目	分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
			サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	①	—		サブレーション・プール水 温度 (SA)	2	2	サブレーション・チェンバ温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	—		サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブレーション・チェン バ圧力 (SA) により代替監視可能	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	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		
				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	
				1	1	①	—		サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2			
				1	1	①	—		代替注水流量 (常設)	1	1			
				2	2	①	—		低圧原子炉代替注水流量 (後帯域用)	2	2			
				2	2	①	—		低圧原子炉代替注水流量 (後帯域用)	2	2			
				1	1	①	—		格納容器代替スプレイ流量	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量 (後帯域用)、格納容器代替ス プレイ流量、格納容器代替注水流量、格納容器代替ス プレイ流量 (後帯域用)、格納容器代替注水流量 (後 帯域用) のいずれか 1 つ以上を監視可能になる流量に よって監視可能である低圧原子炉代替注水流量により代替 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
				2	2	①	—		ベデスタル代替注水流量 (後帯域用)	2	2			
				2	2	①	—		ベデスタル代替注水流量 (後帯域用)	2	2			
				1	1	①	—		低圧原子炉代替注水流量	1	1			

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 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「図表-1」 「図表-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	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	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	1	1	—	—		
	判断基準 (3 / 3)	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	①	①	1	1	低圧原子炉代替注水槽と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
	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	①	①	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	2	0	低圧原子炉代替注水槽と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・チェンバ出口圧力	2	2			1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	2	2	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			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	7	7	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	
			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	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	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

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」 AMR（個別操作要領書 「ACSS（常設）」による格 納容器スプレイ）	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
		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
	原子炉格納容 器内の温度	ドライウエール温度 (SA)	7	7	①	—		ヘッドスタル温度 (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	サブプレッション・ブール水 位 (SA)	1	1	①	—		ドライウエール圧力 (SA) 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、ドライウエール圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		
	操作 (2 / 3)							代替注水流量 (常設)	1	1	1				
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2				
								格納容器代替スプレイ流量	2	2	2				
								ヘッドスタル代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2				
								低圧原子炉代替注水水位	1	1	1				

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」 AMM（個別操作要領書） 「ACSS（常設）」による格 納容器スプレイ。	項目	抽出パラメータを非測する計器				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
		原子炉格納容器への注水量	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			
		原子炉格納容器への注水量	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	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) 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			
		原子炉格納容器への注水量	1	1	①			ドライウエル水位	3	3	3				
		原子炉格納容器への注水量	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			
		原子炉格納容器への注水量	1	1	①			ベデスタル水位	4	4	4				
		原子炉格納容器への注水量	2	2	①			低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2				
		原子炉格納容器への注水量	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			
		原子炉格納容器への注水量	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				
		原子炉格納容器への注水量	1	1	①			原子炉水位 (SA)	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能			
		原子炉格納容器への注水量	1	1	①			サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1				
		原子炉格納容器への注水量	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			

操作 (3 / 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								
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設備制操作要領書 「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 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 (S/A)	2	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉圧力	1	1	1	1	1	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	2 2	①	—	原子炉水位 (S/A)	2 2	2 2	2 2	1 1			
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (S/A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (S/A)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	—	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		
			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		

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〕 AMT（個別操作要領書） 〔CWT〕による格納容器ス プレイ〕	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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	補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類
	判断基準（2 / 3）	原子炉格納容器内の温度	サブレーション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	①	—	サブレーション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	サブレーション・チェンバ温度 (SA) の温度変化に より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認				
				原子炉格納容 器内の水位	サブレーション・プール水 位 (SA)	1	1	①	—	サブレーション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブレーション・チェン バ圧力 (SA) により代替監視可能		
						原子炉格納容 器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	—	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 器内の温度	ドライウエル圧力 (SA)	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2
				原子炉格納容 器内の温度	ベダスタル温度 (SA)	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
						原子炉格納容 器内の温度	ベダスタル温度 (SA)	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
				原子炉格納容 器内の温度	ベダスタル温度 (SA)			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
						原子炉格納容 器内の温度	ベダスタル温度 (SA)	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
				原子炉格納容 器内の温度	ベダスタル温度 (SA)			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
						原子炉格納容 器内の温度	ベダスタル温度 (SA)	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
原子炉格納容 器内の温度	ベダスタル温度 (SA)	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				

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価					
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		SBO							
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後								
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 〔降熱-1〕 〔降熱-2〕 AM（個別操作要領書） 〔CWTによる格納容器スプレッド〕	判断基準 (3 / 3)	電源	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	—	—	—	—				
			D-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	—	—	—	—				
			C-ロードセンタ母線電圧	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	1	1	1	—	—	—	—				
			D-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	—	—	—	—				
			復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水貯蔵タンクの運転状態を確認するパラメータ	1	0	0	—	—	—	—				
			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	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	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
						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	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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)	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	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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） 〔降熱-1〕 〔降熱-2〕 AMR個別操作要領書 〔CWT〕による格納容器ス プレイ〕	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器故障等
操作（2 / 2）	原子炉格納容 器内の水位	サプレッション・プール水 位（S.A）	1	1	1	1	代替注水流速（常設）	1	1	1	計器故障等	監視事項は主要パラ メータにて確認
							低圧原子炉代替注水流速 （実帯域用）	2	2	2		
							格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		
							ベンズタル代替注水流速 （実帯域用）	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流速	1	1	1		
	原子炉格納容 器への注水量	原子炉格納容 器への注水量	1	1	0	0	③	③	③	—	—	—
	補機監視機能 圧力	復水輸送ポンプ出口ヘッダ 圧力	1	1	0	0	③	③	③	—	—	—
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	0	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				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					
												抽出パラメータ	補助パラメータ	計器数	直後	
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 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 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 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 原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内気放熱線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア放熱線モニタ]	18	0	0	エリア放熱線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		格納容器内気放熱線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	[エリア放熱線モニタ]	18	0	0	0	エリア放熱線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力 (S.A)	2	2	2	—	①	—	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、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)	2	2	1	原子炉水位		
				原子炉水位 (S.A)	1	1	1	—	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	原子炉水位		
		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	—	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
				ドライウエル圧力 (S.A)	2	2	2	—	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	直接的に原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 (S.A)	2	2	2	—	①	—	ドライウエル温度 (S.A)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S.A) 又はベデスタル温度 (S.A) により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	—	①	—	ドライウエル圧力 (S.A)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				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	

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） 〔降熱-1〕 〔降熱-2〕 AMM（個別操作要領書） 〔海水系による格納容器ス プレイ〕	項目				抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
	項目	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	計器故障等	SBO	
																抽出パラメータを計測する計器
	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	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	
			7	7	7	7	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		
			1	1	1	1	1	1	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することがで き、監視可能
			7	7	7	7	①	—	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能		
			1	1	1	1	1	1	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
			2	2	2	2	2	2	—	低圧原子炉代替注水流量 (後帯域用)	2	2	2	2		
			2	2	2	2	2	2	—	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	2		
			2	2	2	2	2	2	—	ベデスタル代替注水流量 (後帯域用)	2	2	2	2		
			1	1	1	1	1	1	—	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1		
			2	2	2	2	2	2	—	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量 (後帯域用)、格納容器代替ス プレイ注水流量 (後帯域用)、格納容器代替ス プレイ注水流量 (後帯域用)、格納容器代替ス プレイ注水流量 (後帯域用)、格納容器代替ス プレイ注水流量 (後帯域用) による流量は、 および水頭がある低圧原子炉代替注水水位により代替 監視可能	2	2	2	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

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価							
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響								
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後						
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 〔除熱-1〕 〔除熱-2〕 AMR(個別機作要領書) 〔海内系による格納容器スプレッド〕	電源	電源	C-メタタラ母線電圧	1	1	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	③	非正常メタタ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	1	1	③	非正常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	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	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	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	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	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	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	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	—	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	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	—	ベダスタル温度 (SA)	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベダスタル温度 (SA) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
					サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
原子炉格納容器内の温度	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・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					
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	7	7	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (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					

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

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

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. 代用格納容器スプレイ (d) 格納容器代用スプレイ系 (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 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	
		格納容器内放射線モニタ (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		
		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	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	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	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	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2		残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉圧力容器温度 (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		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (S/A)	7	7	7		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S/A) 又はベデスタル温度 (S/A) により代替監視可能
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (S/A)	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
原子炉格納容器内の圧力	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (S/A)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
原子炉格納容器内の圧力	原子炉圧力容器温度 (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	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	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 【降熱-1】 【降熱-2】 AM程個別要領書 【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	サブレーション・チェンバ 温度（SA）	2	2	2	①	—	サブレーション・プール水 温度（SA）	2	2	2	サブレーション・チェンバ温度（SA）の温度変化に より代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認	
		サブレーション・チェンバ 圧力（SA）	2	2	2	—	—	総和温度/圧力の関係から、サブレーション・チェン バ圧力（SA）により代替監視可能	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、サブレーション・チェン バ圧力（SA）により代替監視可能	
判断基準（2 / 3）	原子炉格納容 器内の水位	ベデスタル温度（SA）	7	7	7	①	—	ベデスタル温度（SA）	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することがで き、監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認	
		ドライウエル圧力（SA）	7	7	7	—	—	ドライウエル圧力（SA） およびサブレーション・チェンバ 圧力（SA）により代替監視可能	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力（S A）又はサブレーション・チェンバ圧力（SA）の上 昇により代替監視可能	
	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（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量（常設域用）、格納容器代替注 水流量、低圧原子炉代替注水流量（常設域用）による流量は 格納容器水位に依存する。格納容器水位が低下する と、代替注水流量（常設域用）による流量は、格納容 器水位に依存する。格納容器水位が低下すると、代替 注水流量（常設域用）による流量は、格納容器水位に より代替監視可能	
		低圧原子炉代替注水流量 （常設域用）	2	2	2	—	—	低圧原子炉代替注水流量 （常設域用）	2	2	2	代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量（常設域用）、格納容器代替注 水流量、低圧原子炉代替注水流量（常設域用）による流量は 格納容器水位に依存する。格納容器水位が低下する と、代替注水流量（常設域用）による流量は、格納容 器水位に依存する。格納容器水位が低下すると、代替 注水流量（常設域用）による流量は、格納容器水位に より代替監視可能	
	原子炉格納容 器内の水位	格納容器代替スプレイ流量	1	1	1	①	—	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量（常設域用）、格納容器代替注 水流量、低圧原子炉代替注水流量（常設域用）による流量は 格納容器水位に依存する。格納容器水位が低下する と、代替注水流量（常設域用）による流量は、格納容 器水位に依存する。格納容器水位が低下すると、代替 注水流量（常設域用）による流量は、格納容器水位に より代替監視可能	
		ベデスタル代替注水流量 （常設域用）	2	2	2	—	—	ベデスタル代替注水流量 （常設域用）	2	2	2	代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量（常設域用）、格納容器代替注 水流量、低圧原子炉代替注水流量（常設域用）による流量は 格納容器水位に依存する。格納容器水位が低下する と、代替注水流量（常設域用）による流量は、格納容 器水位に依存する。格納容器水位が低下すると、代替 注水流量（常設域用）による流量は、格納容器水位に 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	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					
		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 (個別履歴書 「ACSS (可搬型) によ る格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	判断 基準 (3 / 3)	電源	緊急用メタクラ電圧	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	③	緊急用メタクラ電圧	1	1	—	—
			SAロードセントラ母線電圧	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電 状態を確認するパラメータ	③	SAロードセントラ母線電圧	1	1	—	—
			輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認		③	代替送水車の確保状態を確 認するパラメータ	③	輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認		—	—
			輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認		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		—	—
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	①	—	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)	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 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	—	—	2	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能
			サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	①	—	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
	原子炉格納容 器内の温度		ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	—	①	ドライウエル温度 (SA)	7	7	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
			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
			ドライウエル圧力 (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				評価	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「降熱-1」 「降熱-2」 AMI（個別履歴書 「ACSS（可搬型）」 による格納容器スプレイ） 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	原子炉格納容 器内の水位	サプレッション・プール水 位（SA）	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量（実帯域用）、格納容器代替ス プレイ流量、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代 替注水流量（実帯域用）のうち動作状態にある流量お よび水源である低圧原子炉代替注水水位により代替 監視可能 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
			1	1	1	1	1	1	1		1
			2	2	2	2	2	2	2		2
			2	2	2	2	2	2	2		2
			2	2	2	2	2	2	2		2
			2	2	2	2	2	2	2		2
			2	2	2	2	2	2	2		2
操作（2／2）	原子炉格納容 器への注水量	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	2	2	2	2	ドライウエル圧力（SA）とサプレッション・チェン バ圧力（SA）の差圧により代替監視可能 監視事項は主要パラ メータにて確認	
			3	3	3	3	3	3	3		
			1	1	1	1	1	1	1		
			4	4	4	4	4	4	4		
			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		
詳細監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	大量送水車ポンプ出口圧力	1	1	1	1	1	1	大量送水車の運転状態を確 認するパラメータ		
			2	2	2	2	2	2			
			3	3	3	3	3	3			
水源の確保	輪谷貯水槽（西1） 輪谷貯水槽（西2）	輪谷貯水槽（西1） 輪谷貯水槽（西2）	1	1	1	1	1	1	代替送水車の確保状態を確 認するパラメータ		
			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	抽出パラメータを計測する計器				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						
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. 格納容器体幹隔離 (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設備明細作業要領書 [HIVIDによる格納容器冷却]	原子炉格納容器内の放射線基準	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		
		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	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 (S/A)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	C-メタクラ母線電圧		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	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
			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	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1	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	
	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	残置熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2		
		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								
		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								

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		
												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	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	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 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	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	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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態を確認するパラメータ	—		
		補機監視機能	1	0	0	0	0	0	0	原子炉補機冷却系常用流量	—		

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 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		
												パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由
操作	原子炉格納容 器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	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	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	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	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	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
	補機監視機能	原子炉補機冷却ポンプ圧力	サブプレッション・チェンバ 圧力 (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	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	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	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	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	
																抽出パラメータ
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 (2) サポート系放熱時の対応手順 (g) 残留熱除去系電源復旧後の格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書 (シビア アクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AN設備別要領書 「RHRによる格納容器除 熱」	原子炉格納容 器内の放射 量率	格納容器内気放射線モニ タ (トライウエル) 格納容器内気放射線モニ タ (サブレンジオン・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		
			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	2	1		
										原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
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	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		
									原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
										残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	2	2	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	

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」 AMR図（個別要領書 「RHRによる格納容器除 熱」）	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					
		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		
	判 別 基 準 (2/↓)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタタル温度 (SA) により代替監視可能		
			ベデスタタル温度 (SA)					ベデスタタル温度 (SA)	2	2			
								ベデスタタル温度 (SA)	2	2			
		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	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	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 温度 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・プールの 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	

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」 AMR図（個別原燃棒 「RHR」による格納容器除 熱）	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	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
	判 断 基 準 (3 / 4)	原子炉格納容 器内の水位	サブレーション・プール水 位 (SA)	1	1	1	①	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		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
								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

1.6 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】 AMM図（個別要領書） 【RHRによる格納容器除熱】	最終ヒートシフトの確保	原子炉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	—	—	—	—	—	—		
	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	—	—	—	—	—		
	操作 (1 / 3)	原子炉格納容器内の圧力	ドラウウエル圧力 (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
			ドラウウエル温度 (SA)	7	7	7	7	—	ドラウウエル温度 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドラウウエル温度 (SA) 又はサブスタタル温度 (SA) により代替監視可能	
			サブスタタル温度 (SA)	2	2	2	2	—	サブスタタル温度 (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	
			ドラウウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	—	ドラウウエル圧力 (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	

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	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
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（個別原燃棒「RHR」による格納容器除熱）	操作（2 / 3）	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	—	ヘッドスタル温度 (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
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	—	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 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	—	総圧温度/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							
			サブプレッション・プールの温度 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能						
			サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	—	総圧温度/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・プールの水位 (SA)	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							
			原子炉水位 (圧差検) 原子炉水位 (燃料減)	2	0	①	—	燃料減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	—	燃料減除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能							
			燃料減除去ポンプ出口流量 (A系、B系のみ)	2	2	—	燃料減除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能							
			燃料減除去ポンプ出口圧力 (A系、B系のみ)	2	2	—	燃料減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

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				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	SBO影響			
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「降熱-1」 「降熱-2」 AMI図（個別原燃庫 「RHR」による格納容器除 熱）	操作 (3 / 3)	原子炉格納容 器内の水位	サプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	①	--	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	中プレッション・プールを水源とするポンプの注水流量 よりサブプレッション・プール水位 (SA) の代替監視可 能
								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

1.6 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	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 (2) サポート系放熱時の対応手順 (g) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッジョン・プールの除熱 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」	原子炉格納容器内の放射線量 原子炉圧力容器内の温度 原子炉格納容器内の温度 電源	格納容器内放射線モニタ (トライウエル)	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	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
			原子炉圧力 (広帯域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1		
			原子炉圧力 (狭帯域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1		
			原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッジョン・チェンバ温度 (S/A)	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・チェンバ温度 (S/A)	2	2	2	①	—	サブプレッジョン・プール水温度 (S/A)	2	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバ温度 (S/A) の温度変化により代替監視可能	
			サブプレッジョン・プール水温度 (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	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S/A) により代替監視可能	
			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	—	—	—	—	—	—	
電源	D-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—			
	C-ロードセンタ母線電圧	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	—	—	—	—	—	—			
	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	—	—	—	—	—	—			

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
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 〔除熱-1〕 〔除熱-2〕 AMR（個別操作要領書） 〔RHRによる格納容器除 熱〕	最終ヒートシ 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						
		核燃料除去系熱交換器冷却 水流量	2	0	0	①	—						
		RCH熱交換器出口温度	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ						
判 断 基 準 (2 / 2)	原子炉格納容 器内の水位	サプレッション・プール水 位 (S/A)	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2		
								格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		
								ヘデスタル代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水水位	1	1	1		
												代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低 圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)、格納容器代替ス プレイ流量、ヘデスタル代替注水流量、ヘデスタル代 替注水流量 (実帯域用) のうち動作状態にある流量お よび水源である低圧原子炉代替注水水位により代替 監視可能 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						
		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	—	—	—	—	—	—	—	
	最終ヒートシ ンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口 温度	残留熱除去系熱交換器入口 温度	原子炉圧力容器温度（S A）	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度（S A）	2	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			残留熱除去系熱交換器出口 温度	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	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
		原子炉補機冷却ポンプ圧力	残留熱除去系熱交換器出口 温度	残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの 熱交換量評価より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			原子炉補機冷却ポンプ圧力	残留熱除去系熱交換器冷却 水流量	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	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冷却 水流量	残留熱除去系熱交換器冷却 水流量	原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	①	—	—	—	—	—	—	—	
		R C W熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
	原子炉格納容 器への注水量	残留熱除去ポンプ出口流量	残留熱除去ポンプ出口流量	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、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	

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」 AMR個別操作要領書 「RHRによる格納容器除 熱」	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
	操作 (2 / 2)	原子炉格納容 器内の水位	サブプレッシャ ン・プール水 位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設), 低圧原子炉代替注水流量, 低 圧原子炉代替注水流量 (突帯域用), 格納容器代替注 水流量 (突帯域用), 格納容器代替注 水流量 (突帯域用), 動弁機能による流量計 による流量, あるいは, あるいは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	1	1	1			
				2	2	2	2	2	2			
				2	2	2	2	2	2			
				1	1	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				計器故障等	SBO					
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器名称	計器数	直後			SBO影響				
													負荷切り離し後	負荷切り離し後		
1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準地震）による対応手順 (1) 残留蒸気系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ 事故時操作要領書（敬談ベース） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/C水位制御」 「PCV水素濃度制御」 事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」	判断基準 (1 / 5)											原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
												高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
												代替注水流量 (常設)	1	1	1	
												低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2
												低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2
												原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1
												高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0
												残留蒸気系ポンプ出口流量	3	0	0	0
												低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0
												残留蒸気系系原子炉注水流量	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

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		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（僅候ベース） 「PCV圧力制御」 「D/V注水位置制御」 「S/C水位制御」 「PCV水素濃度制御」 事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A) 原子炉水位 (燃料域)	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	1	直接的に原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 原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェン圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能 監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
								代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	
								低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
								原子炉圧力	2	2	2	1	
								原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	
								サブプレッジョン・チェン圧力 (S.A)	2	2	2	2	

別冊基準 (2/5)

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		計器名称	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（僅候ベークス）、圧力制御（D/CV）、水位制御（S/C）、水収束制御（PCV）、水蒸気発生抑制（事故時操作要領書（シビアアクシデント）「除熱-1」「除熱-2」）	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			ドライウエル温度 (SA)	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	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	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	—	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
			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	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	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
			ドライウエル温度 (SA)	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
			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	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

1.6 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（僅候ベース）、圧力制御 【PCV圧力制御】 【D/CV圧力制御】 【S/C/C水位制御】 【PCV水素濃度制御】 事故時操作要領書（シビアアクシデント） 【除熱-1】 【除熱-2】	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		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	①	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	計器故障等			
							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 (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	0				
							残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2				
							原子炉隔離時冷却ポンプ圧力	2	0	0				
							最終ヒートシフトの確保	2	0	0				
							残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0				
												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				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（僅候ベース）圧力加増 「PCV圧力加増」 「D/V圧力加増」 「S/C水取加増」 「PCV水蒸気戻制御」 事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」	判断基準 (5 / 5)	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	1	—	計器故障等	SBO
			D-メタタクラ母線電圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	1	—			
			C-ロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	1	—			
			D-ロードセンタ母線電圧	1	1	③	非常用ロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	1	—			

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		計器名称	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（復旧ペーセス） 「PCV圧力制御」 「D/V注水制御」 「S/C水収束制御」 「PCV水蒸気抑制」 事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」	原子炉格納容器内の圧力	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
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル温度 (SA)	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	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 (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
		原子炉格納容器内の圧力	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	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圧力	ドライウエル温度 (SA)	2	2	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
		原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	①	—	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
		原子炉格納容器内の圧力	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	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
		原子炉格納容器への注水量	残熱除去ポンプ出口流量 (A系、B系のみ)	2	0	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	1	1	2	1	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器への注水量	原子炉水位 (広帯域)	2	0	0	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器への注水量	原子炉水位 (燃料域)	2	0	0	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器への注水量	原子炉水位 (SA)	1	0	0	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認

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				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（僅候ベース）：圧力加算機「D/V」圧力加算機「S/C」水位加算機「P/CV」水素濃度加算機 事故時操作要領書（シビアアクシデント）「除熱-1」「除熱-2」	操作 (2 / 2)	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	—	—	—	—	—	—	
			高圧原子炉代替注水流	1	1	1	—	高圧原子炉代替注水流	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	1	1	1	—	残留熱代替除去系原子炉注水流	1	1	1	—	—	
			残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	①	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	—	—	
			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	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	—	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	1	—	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	—	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

1.6 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		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					
1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準地震）による対応手順 (2) 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）によるサブプレッション・プール水の除熱 事故時操作要領書（敬談） 「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	2	サブプレッション・チェンバ温度 (S A) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・プール水温度 (S A)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	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		
	電圧	C-メタカラ母線電圧	C-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			D-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			C-ロードセンタ母線電圧	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	—	—	—	—	—	—	—
	最終ヒートシリンクの確保	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	—	—	—	—	—	—	—
			残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—
			RCW熱交換器出口温度	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書(循環 ペーシ) (S/C温度制御)	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後
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	代替注水流量 (常設)	1	1	1	計器故障等 監視事項は主要パラメータにて確認
							低圧原子炉代替注水流量 (常設)	2	2	2	
							低圧原子炉代替注水流量 (常設)	2	2	2	
							格納容器代替スプレッド流量	2	2	2	
							ベントスタル代替注水流量 (常設)	2	2	2	
							ベントスタル代替注水流量 (常設)	2	2	2	
							低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	
							サブプレッション・チェンバ温度 (S A)	2	2	2	
							サブプレッション・プール水位 (S A)	2	2	2	
							サブプレッション・プール水位 (S A)	2	2	2	
操作 (1 / 2)	最終ローテーションの確保	残留熱除去ポンプ出口圧力 (A系、B系のみ)	2	2	2	2	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認
							残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	
							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	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出口温度	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出口温度	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出口温度	2	2	2	
操作 (1 / 2)	最終ローテーションの確保	残留熱除去ポンプ出口流量 (A系、B系のみ)	2	0	0	0	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認
							残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	
							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	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出口温度	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出口温度	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出口温度	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	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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(確保) (S/C温度制御)	最終ヒートシフトの確保	原子炉補機冷却ポンプ圧力 換熱機除去系熱交換器冷却水量	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	原子炉補機冷却ポンプ圧力	2	0	0	—	—	—
			換熱機除去系熱交換器冷却水量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	—
			R/CW熱交換器出口温度	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状況を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
	原子炉格納容器内の水位	サブトレッシュジョン・ブール水位(S/A)	—	—	1	1	①	—	代替注水量(常設)	1	1	1	1	—	代替注水量(常設)、低圧原子炉代替注水量、低圧原子炉代替注水量(実帯域用)、格納容器代替注水量、ベデスタル代替注水量、ベデスタル代替注水量(実帯域用)のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水量水位により代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
									低圧原子炉代替注水量	2	2	2	2	—	
									低圧原子炉代替注水量(実帯域用)	2	2	2	2	—	
									格納容器代替注水量	2	2	2	2	—	
									ベデスタル代替注水量	2	2	2	2	—	
									ベデスタル代替注水量(実帯域用)	2	2	2	2	—	
									低圧原子炉代替注水量水位	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

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	SBO影響		評価	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
					計器数	計器数					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 事故時操作要領書（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	格納容器監視気放射線モ ニタ（ドライウエル）	2	2	1	①	—	[エア]放射線モニタ]	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		
	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	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	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)	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	
				2	2	2	①	—	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が飽和状態にある と想定し監視可能	
				2	2	2	①	—	原子炉水位 (S A)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にある と想定し監視可能	
	原子炉格納 容器内の圧 力	原子炉格納 容器内の圧 力	原子炉格納容器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉格納容器温度 (S A)	2	2	2	2	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱 交換器入口温度により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
				2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 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	
				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	
				2	2	2	①	—	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	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 A)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			2	2	2	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		

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ, ④補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクションメント） AM設備明細作図図書 （FCVTSによる格納容器 ベント）	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						詳細	SBO
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
	原子炉格納 容器内の水 位	ホプレッジョン・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		
								低圧原子炉代替注水流量 （快報域 用）	2	2	2				
	原子炉建屋 の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	1	0	0	①	—	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	計器故障等	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
								ベダスタル代替注水流量 （快報域 用）	2	2	2				
	原子炉建屋 の水素濃度	静的触媒式水素処理装置 入口温度 静的触媒式水素処理装置 出口温度	2	2	2	① ①	—	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	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				

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表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							
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	1	1	1	—	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	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	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	—					
			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	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	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
						原子炉建屋の水温濃度	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	静的触媒式水素処理装置入口温度及び動的触媒式水素処理装置出口温度の温度変化により原子炉建屋水温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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクションメント） AM設備別操作要領書 （FCVSによる格納容器 ベント）	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後	
操作 (2 / 3)	原子炉格納 容器内の水 位	ホプレッション・プール 水位 (SA)	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1	計器故障等	SBO
							低圧原子炉代替注水流量 (供排水域)	2	2	2		
							格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		
							ベドスタル代替注水流量 (供排水域 用)	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水水位	1	1	1		
							サブプレッション・チェンバ A) 圧力 (S A)	2	2	2		
							ドライウエル温度 (SA A)	7	7	7		
							ベドスタル温度 (SA)	2	2	2		
							ドライウエル圧力 (SA A)	2	2	2		
							サブプレッション・チェ ンバ圧力 (SA A)	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 事故樹操作要領書(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									
		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 / 3)	原子炉格納 容器内の温 度	ドライウェル温度 (S A)	7	7	2	7	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		
			ドライウェル圧力 (S A)	2	2	2	2	—	①	—	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力 (S A) 又はサブプレッジョン・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	
			サブプレッジョン・チェン バ温度 (S A)	2	2	2	2	—	①	—	2	2	2	2	サブプレッジョン・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	
		スクラバ容器圧力	4	4	2	4	①	—	—	スクラバ容器圧力 (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・チェンバ圧力 (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	
			スクラバ容器圧力 (S A)	2	2	2	2	—	①	—	2	2	2	2	サブプレッジョン・プール水温度 (S A) の温度変化により代替監視可能	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	2	8	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		最終ヒート シシグの強 弱	第1ベントファイタ出口 放射線モニタ (高レ ン、低レレンシ)	4	4	4	4	①	—	—	スクラバ容器圧力 (S A)	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 フィルクバベント系の減至圧を代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
				スクラバ容器温度	4	4	4	4	①	—	—	2	2	2	2	スクラバ容器圧力 (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

1.7 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	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			
					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				
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凍圧及び除熱 (b) 第1ベントフィルタスタックラバ容器水位調整(水張り)	事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「放出」 原子炉異常対策手順書 「第1ベントフィルタスタックラバ容器への水補給」 「大量送水車を使用した送水」	判	補機監視機能	8	8	8	①	スクラバ容器水位	8	8	—	—		
		操	補機監視機能	8	8	8	①	スクラバ容器水位	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凍圧及び除熱 (b) 第1ベントフィルタスタックラバ容器水位調整(水抜き)	事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「第1ベントフィルタスタックラバ容器水位調整」	判	補機監視機能	8	8	8	①	スクラバ容器水位	8	8	—	—	
			操	補機監視機能	8	8	8	①	スクラバ容器水位	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凍圧及び除熱 (b) 格納容器フィルタスタックラバ系停止後の蒸発ガスバースンジ	事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「放出」 原子炉異常対策手順書 「可搬式蒸発供給装置を使用した格納容器フィルタベント系からの蒸発ガス回収」	判	原子炉格納容器内の放射線量率	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	
		操	原子炉圧力容器内の風度	2	2	2	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
	(1) 原子炉圧力容器内の風度	判	原子炉圧力容器内の風度	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能
		操	原子炉圧力容器内の風度	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (ばね域) 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より代替監視可能
(2) 原子炉圧力容器内の風度	判	原子炉圧力容器内の風度	1	1	1	①	—	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	原子炉水位 (S.A)	
	操	原子炉圧力容器内の風度	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	

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ, ④補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後				
														計器数	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 「可動作業継ぎ足装置を使用した格納容器フィルタベント系の緊急ガス配管」	判断基準（2 / 2）	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	—	①	2	2	2	計器故障等	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル温度 (S A) 又はベドスタル温度 (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蒸気濃度変化により代替監視可能 直接的に原子炉格納容器内の傾向監視により、格納容器フィルタベント系の緊急性を代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	—	①	2	2	2	2	2			
			第1ベントフィルタ出口水蒸気濃度	1	0	0	—	①	0	0	0	0		0	0
			スクラバ容器圧力	4	4	4	—	①	4	4	4	4		4	2
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 (e) 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 AM設備防振作要領書「第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整」	操作	機械監視機能	スクラバ容器圧力	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			スクラバ水 pH	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	③	2	2	2	2	—	—	
	操作	機械監視機能	スクラバ容器水位	8	8	8	—	①	8	8	8	—	—	—	

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器数	SBO影響		評価	SBO		
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後				
					計器数	計器数				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 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設備別操作要領書 TRHARによる格納容器 除熱	原子炉格納 容器内の放 射線量率	格納容器空気放射線モ ニタ(ドライウェル)	2	2	1	①	-	18	0	0	0	エア放線線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
														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
	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	-	2	2	2	1	原子炉圧力 容器内の温度	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
				2	2	2	①	-	2	2	2	1	原子炉圧力容器内の温度		
				1	1	1	-	-	1	1	1	1	1		原子炉圧力容器内の温度
				2	2	2	①	-	2	2	2	1	1		原子炉圧力容器内の温度
	原子炉格納 容器内の圧 力	ドライウェル圧力(S A)	ドライウェル圧力(S A)	2	2	2	①	-	7	7	7	2	原子炉格納容器内の圧力	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
				2	2	2	①	-	2	2	2	2	2		原子炉格納容器内の圧力
	原子炉格納 容器内の圧 力	サブプレッション・チェ ンバ圧力(SA)	サブプレッション・チェ ンバ圧力(SA)	2	2	2	①	-	2	2	2	2	2	原子炉格納容器内の圧力	監視事項は主要パ ラメータにて確認
				2	2	2	①	-	2	2	2	2	2	原子炉格納容器内の圧力	
原子炉格納 容器内の圧 力	サブプレッション・チェ ンバ圧力(SA)	サブプレッション・チェ ンバ圧力(SA)	2	2	2	①	-	2	2	2	2	2	原子炉格納容器内の圧力	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			2	2	2	①	-	2	2	2	2	2	原子炉格納容器内の圧力		

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	抽出パラメータの代稼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
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後	
事故時操作要領書 (シビアアクシデント)「除熱-1」「除熱-2」 AM時種別操作要領書「RHARによる格納容器除熱」	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プールの水温度 (SA)	2	2	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
		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・プールの水温度 (SA)	2	2	—	監視事項は主要パラメータにて確認
判断基準 (2/3)	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	7	7	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
		凝留熱伝導熱交換器冷却水流量 (B系のみ)	1	0	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	—	監視事項は主要パラメータにて確認
		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	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) の上昇により代替監視可能
電源	SAロードセンタ母線電圧	緊急用メタカラ電圧	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	—	—	—	—	—
		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	—	—	—	—	—

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	計器数	抽出パラメータを計測する計器		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
				直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後				
対応手段 事故時操作要領書（ンピア アクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」 AMI種別操作要領書 「RHAKによる格納容器 除熱」	水源の確保 ①	サプレッション・プール 水位（SA）	1	1	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1				
			1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1				
			1	0	1	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
			3	0	3	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			サプレッション・プールを水源とするポンプの注水量よりサプレッション・プール水位（SA）の代替監視可能	
			1	0	1	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
			1	1	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1			
			1	1	1	1	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1			
			1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	1			
			1	1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0			サプレッション・プールを水源とするポンプが正作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	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	3			
			1	1	1	1	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0			
			2	2	2	2	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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等		SBO		
					計器数	直後				計器名称	計器数		直後	SBO影響 負荷切り離し後
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」 AM時特別操作要領書 「RHAR」による格納容器 除熱	原子炉圧力 容器内の水 位 操 作 (2 / 5)	原子炉圧力 容器内の水 位	原子炉水位 (S.A)	1	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			
			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			1 1	1 1		
			高压原子炉代替注水流量	1	1	1					1	1		
			代替注水流量 (常設)	1	1	1					1	1		
			低压原子炉代替注水流量 （快停域 用）	2 2	2 2	2 2					2 2	2 2		
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1					1	1		
			高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	①	—			0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と前 掲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		
			低压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0					0	0		
			残留熱代替書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 器の潤水を推定可能	
			サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2					2	2		

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	詳細		SBO
					計器名称	計器数					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	間接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
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	原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバースタール温度 (S A)	2	2	2	—	2	2	2	2	間接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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 容器内の圧力	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	①	—	—	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	—	—	—	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/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	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器温度 (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
	原子炉圧力 容器内の圧力	原子炉圧力 (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
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	—	—	—	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	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	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	—	—	—	—	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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

1.7 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	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		詳細		SBO	
				直後	負荷切り離し後			計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等		
													直後
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	2	2	①	—	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		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	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 (S A)	7	7	7	①	—	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の 上昇により代替監視可能	
	原子炉格納 容器内の注 水量	サブプレッション・プール 水温度 (SA)	2	2	2	①	—	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
		残留熱代除去系原子炉 注水量	1	1	1	①	—	2	2	2	2	水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) の 水位変化により代替監視可能	
	最終ヒート 交換器の確 保	残留熱代除去系熱交換器出 口温度 (B系のみ)	1	1	1	①	—	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
		残留熱代除去系格納容 器スプレイ流量	1	1	1	①	—	2	2	2	2	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・チェンバ圧力 (S A)、サブプレッション・プール水位 (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	
	最終ヒート 交換器の確 保	残留熱代除去系熱交換器冷 却水流量 (B系のみ)	1	0	0	①	—	2	2	2	2	原子炉格納容器内の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			1	0	0	①	—	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

項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響 負荷切り離し後	評価		SBO
			計器数	計器名称				計器数	計器故障等	
対応手段 事故時操作要領書（ンピア アクラメント） 「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	2	—	—	—	—
		残留熱代替除去系ポンプ出 口流量	1	1	③	1	—	—	—	—
			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	サブプレッジョン・プールを水源とするポンプの注水 停止サブプレッジョン・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	
			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	1	
		水源の確保	サブプレッジョン・プール 水位 (SA)	1	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	0		
		残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2		2	2	2		

操作 (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		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
1.7.6.1. 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の緊急対応手順 c. サラフレンジョン・アンブール水d.HI制御 事故時操作要領書(シビア 「注水-1」 AM設備時操作要領書 PPHCによるサラフ ジョン・アンブール水d.HI制 御)	原子炉格納 容器過圧放 射線量率	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 (サラフレンジョン・ アンブール)	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	
	判 断 基 準	原子炉圧力 容器内の温 度	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 容器圧力 (S A)	2	2	2	原子炉圧力から原子炉圧力容器内が飽和状態にある と想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力よ り代替監視可能 監視事項は主要パ ラメータにて確認
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力	2	2	1	
			原子炉圧力 (S A)	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	
			原子炉圧力 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S A)	2	2	2	
	操 作	補機監視機 能	葉巻タンク水位	1	1	1	③	原子炉移熱装置内のdHI を確認するパラメータ	葉巻タンク水位	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	原子炉移熱装置内のdHI を確認するパラメータ		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			計器数	計器名称	補助パラメータ 分類理由	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								
												計器数	直後		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 事故再発防止要領書(シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM監視用操作要領書 「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	監視事項は主要パラメータにて確認			
		格納容器監視気放射線モニタ(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	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(SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 原子炉水位(液相) 原子炉水位(蒸相)	2 2 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		
			残留熱除去系熱交換器冷却水流量(B系のみ)	1	0	0	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		
			操作	原子炉格納容器への注水量	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	①	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量 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により代替監視可能	1 2	1 2	1 2	1 2	監視事項は主要パラメータにて確認
					残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	①	—	サブプレッション・プール水温度(SA) ドライウェル温度(SA) サブプレッション・チェンバ温度(SA)	2 7 2	2 7 2	2 7 2	2 7 2	原子炉格納容器内の温度変化により代替監視可能
	補機監視機能	補機監視機能	2	2	2	①	—	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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
					計器数	計器数			計器数	計器数			
1.7.8.1. 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把握する (2) 本装置の監視項目を把握する (3) 本装置の監視項目を把握する (4) 本装置の監視項目を把握する (5) 本装置の監視項目を把握する (6) 可能な要素供給装置による原子炉格納容器への蒸発ガス供給 事故時操作要領書(シビア アクシデント) 原子炉放射対策手順書 原子炉格納容器内の放射線 測定装置の点検・整備 原子炉格納容器の蒸発ガス 供給装置の点検・整備	原子炉格納容器内の放射線 計器	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	
	原子炉格納容器内の放射線 計器	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 計器	原子炉圧力計器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 計器温度 (S A)	2	2	1	1	原子炉圧力計器温度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
		原子炉圧力計器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 計器温度 (S A)	2	2	1	1	原子炉圧力計器温度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
		原子炉圧力計器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 計器温度 (S A)	2	2	1	1	原子炉圧力計器温度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
		原子炉圧力計器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 計器温度 (S A)	2	2	1	1	原子炉圧力計器温度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
		原子炉圧力計器温度 (S A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 計器温度 (S A)	2	2	1	1	原子炉圧力計器温度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	2	2	2	①	—	原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	2	原子炉格納容器内の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
		原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	①	—	原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	2	原子炉格納容器内の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
		原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	①	—	原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	2	原子炉格納容器内の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

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						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） 「放出」 原子炉異常対処手順書 「可搬な異常供給装置を使用した格納容器の異常ガス置換」	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
			ドライウエル温度 (S A)	2	2	①	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	7	7	7	②	②		②			
			ベデスタル温度 (S A)	2	2	—	ベデスタル温度 (S A) により代替監視可能	2	2	2	2	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 (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	監視事項は主要パラメータにて確認		
			サブプレッション・プール水温度 (S A)	2	2	2	①	サブプレッション・プール水温度 (S A)	2	2	2	2		②		②	②
			格納容器水素濃度 [格納容器水素濃度]	1	1	0	—	格納容器水素濃度 (S A)	1	0	0	0		0		直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (S A)	1	1	0	—	格納容器水素濃度 (S A)	1	0	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
	格納容器水素濃度 (S A)	1	1	0	①	格納容器水素濃度 (S A)	1	0	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能					

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 容器内の蒸 気濃度	格納容器除蒸濃度 [格納容器除蒸濃度]	1 1	0 0	0 0	1 2	格納容器除蒸濃度 (SA)	1 2	格納容器除蒸濃度 (SA)	0 2	0 2	直接的に格納容器内除蒸濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
														格納容器内蒸気濃度モニタ (ドライウェル) 又は格納容器内蒸気濃度モニタ (サブプレッション・チェンバ)
操作 (2 / 2)	原子炉格納 容器内の蒸 気濃度	格納容器除蒸濃度	1 2	0 2	0 2	2 2	ドライウェル圧力 (SA)	2 2	ドライウェル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の蒸気 (除蒸) の流入の有無により、水蒸気発生の可能性を把握可能	2 2	2 2	直接的に格納容器内除蒸濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
														格納容器内蒸気濃度モニタ (ドライウェル) 又は格納容器内蒸気濃度モニタ (サブプレッション・チェンバ) の代替監視可能
		格納容器除蒸濃度 (SA)	1 2	0 2	0 2	2 2	ドライウェル圧力 (SA)	2 2	ドライウェル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の蒸気 (除蒸) の流入の有無により、水蒸気発生の可能性を把握可能	2 2	2 2	直接的に格納容器内除蒸濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
														格納容器内蒸気濃度モニタ (ドライウェル) 又は格納容器内蒸気濃度モニタ (サブプレッション・チェンバ) 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	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 (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) b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の凍圧及び除熱 (現地操作) 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) 格納容器フィルタベント系による格納容器への「放出」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器窒素放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	①	[エリア放射線モニタ]	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	格納容器窒素放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	[エリア放射線モニタ]	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	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の飽和比飽和と飽和温度/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	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	原子炉圧力 (S A)	2	2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	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	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	原子炉圧力 (S A)	2	2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	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	原子炉圧力 (S A)	2	2	2	2	原子炉圧力 (S A)	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放射線量率	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	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	ドライウエル温度 (S A)	2	2	2	2	ドライウエル温度 (S A)	7	7	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (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放射線量率	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	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	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	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ, ④補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクション） AM設備明細作図原書 （TRIS（遠隔手動操作機 構）による格納容器へン 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	補助パラメータ 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	ホプレーション・ブール 水位（SA）	1	1	1	1	1	—	①	代替注水流量（常設）	1	1	1	代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、 低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量、 格納容器代替スプレイ流量、ベダスタル代替注水流量 （快帯域）のうちの動作状態による 流量および水頭である低圧原子炉代替注水水位 により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
									低圧原子炉代替注水流量 （快帯域）	2	2	2		
									格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		
									ベダスタル代替注水流量 （快帯域）	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	—	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	静的触媒式水素処理装置入口温度及び動的触媒式水 素処理装置出口温度の温度差により原子炉建屋水素 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
									静的触媒式水素処理装置 入口温度 動的触媒式水素処理装置 出口温度	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			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				
				計器数	SBO影響			計器数	SBO影響									
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後								
事故時操作要領書（シビアアクシデント） AMR設備別操作要領書 TRIS（SWS）設備別操作機 （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	—	—	—	—	—	—				
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状 態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—				
			C-ロードセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントの受 電状態を確認するパラ メータ	—	—	—	—	—	—				
			D-ロードセント母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントの受 電状態を確認するパラ メータ	—	—	—	—	—	—				
			緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状 態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—				
			S Aロードセント母線電 圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントの受 電状態を確認するパラ メータ	—	—	—	—	—	—				
			原子炉格納 容器内の放 射線量率	操作 (1 / 3)		格納容器監視放射線モ ニタ (ドライブウエル)	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	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 の水蒸気度		原子炉建屋 の水蒸気度	原子炉建屋水蒸気度	1 5	0	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	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

1.7 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） AM設備（操作要領書 TRIS（遠隔手動操作機 構）による格納容器へ） ト）	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO															
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響																
					直後	負荷切り離し後			直後		負荷切り離し後														
	原子炉格納 容器内の水 位	ホプレッション・プール 水位 (SA)	1	1	1	1	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													
			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											
			1	1	1	1	1	1	1	1			1	1	1										
			2	2	2	2	2	2	2	2			2	2	2										
			2	2	2	2	2	2	2	2			2	2	2	2									
			2	2	2	2	2	2	2	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									
操 作 (2 / 3)	原子炉格納 容器内の圧 力	ホプレッション・チェン バ圧力 (SA)	2	2	2	2	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	2										
	補助パラメータ 分類理由	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—													
													2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		
													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	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

1.7 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
事故時操作要領書（シビア アクションメント） AM設備別操作要領書 （FRS）（緊急手動時操作機 構）による格納容器ベント	原子炉格納 容器内の温 度	原子炉格納 容器内の温 度	デジタル温度 (SA)	2	2	2	2	②	2	2	2	計器故障等	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することが でき、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力 (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・チェンバ温度 (SA) の温度変化 により代替監視可能 飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェ ンバ圧力 (SA) により代替監視可能 サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化 により代替監視可能	
			ドライウェル圧力 (SA)	2	2	2	2	①	2	2	2			
			サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	2	②	2	2	2			
			サブプレッション・プール水温度 (S A)	2	2	2	2	①	2	2	2			
			サブプレッション・チェン バ温度 (SA)	2	2	2	2	①	2	2	2			
			サブプレッション・プール 水温度 (SA)	2	2	2	2	①	2	2	2			
			スクラバ容器水位	8	8	8	8	①	—	—	—	—		
			スクラバ容器圧力	4	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 フィルクバベント系の異常性を代替監視可能
			スクラバ容器温度	4	4	4	4	①	—	—	2	2		
			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	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, 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 「可搬作業用供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の緊急ガス循環」	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	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	1	0	2	①	0	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
			第1ベントフィルタ出口水素濃度	1	0	0	①	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可能
AM設備防犯作要領書「第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整」	操作	機械監視機能	スクラバ容器圧力	4	4	4	①	4	4	2	2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器フィルタベント系の異常性を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			スクラバ水 pH	2	2	2	③	2	2	2	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
			スクラバ容器水位	8	8	8	①	8	8	2	2			

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

AM設備防犯作要領書「第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整」

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		計器名称	計器数	SBO影響		評価	SBO							
					直後	直後			直後	直後									
													SBO影響	SBO影響					
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための手順 (ウ) 令立時(緊急時)の対応 b. 可燃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(シビア アクシデント) 原子炉放射対策手順書 可燃式蒸気供給装置を 用いた格納容器の蒸気ガス 置換	原子炉格納 容器内の放 射線量率 原子炉圧力 容器内の温 度 原子炉格納 容器内の圧 力	格納容器蒸気放射線モ 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 容器内の圧 力	2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	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						
			2	2	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	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						
			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)	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 と想定し監視可能 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(燃料域)	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	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)	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 と想定し監視可能 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(燃料域)	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	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)	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 と想定し監視可能 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(燃料域)	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	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)	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 と想定し監視可能 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(燃料域)	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	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)	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 と想定し監視可能 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(燃料域)	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	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)	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 と想定し監視可能 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(燃料域)	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	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)	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 と想定し監視可能 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(燃料域)	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	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)	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 と想定し監視可能 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(燃料域)	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」	項目	抽出パラメータを計測する計器				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 (1 / 2)	原子炉格納 容器内の圧 力	サブプレッション・チェン バ圧力 (S A)	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが 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			網和温度/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
								ベドスタル温度 (S A)	2	2	2			
								ドライウエル圧力 (S A)	2	2	2			直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することが でき、監視可能
	原子炉格納 容器内の温 度	サブプレッション・プール 水温度 (S A)	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ温度 (S A)	2	2	2	網和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェ ンバ温度 (S A) により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
								サブプレッション・プール水温度 (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		
	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] 格納容器水素濃度 (S A)	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	1	0	0			
								格納容器水素濃度	1	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		

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		計器故障等	SBO
				直後	負荷切り離し後	直後				負荷切り離し後			
											計器数		
事故時操作要領書（シビア アクションメント） 「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 容器内の蒸 気濃度	格納容器除蒸濃度 [格納容器除蒸濃度]	格納容器除蒸濃度 (S.A)	1	0	1	格納容器除蒸濃度 (S.A)	1	0	0	直接的に格納容器内除蒸濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
				1	0	2	格納容器内放熱線モニタ (ドラ イウェル)	2	2	格納容器内放熱線モニタ (ドライウェル) 又は 格納容器内放熱線モニタ (サブプレッション・ チェンバ) の解析結果により、格納容器内除蒸濃度の 代替監視可能			
操作 (2 / 2)				1	0	2	ドライウェル圧力 (S.A)	2	2	2	ドライウェル圧力 (S.A) 又はサブプレッション・ チェンバ圧力 (S.A) により、事故後の格納容器内 の空気 (蒸気) の流入の有無により、水蒸気発生 の可能性を把握可能		
				1	0	2	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) の代替監視可能			
			格納容器除蒸濃度 (S A)	1	0	1	格納容器除蒸濃度	1	0	0	直接的に格納容器内除蒸濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
				1	0	2	格納容器内放熱線モニタ (ドラ イウェル)	2	2	格納容器内放熱線モニタ (ドライウェル) 又は 格納容器内放熱線モニタ (サブプレッション・ チェンバ) の解析結果により、格納容器内除蒸濃度 (S.A) の代替監視可能			
				1	0	2	ドライウェル圧力 (S.A)	2	2	2	ドライウェル圧力 (S.A) 又はサブプレッション・ チェンバ圧力 (S.A) により、事故後の格納容器内 の空気 (蒸気) の流入の有無により、水蒸気発生 の可能性を把握可能		
				1	0	2	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) の代替監視可能			

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				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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			
														分類	計器名称	計器数
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		
			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 / 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				原子炉圧力	2	2	1					
			2	2				原子炉圧力 (S/A)	1	1	1					
			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
			2	2				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				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重要監視パラメータ、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〕 AMN(個別)操作要領書 〔APFS (省設) による ベテスタル注水〕	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						
<p style="text-align: center;">判断基準 (2 / 6)</p>	<p style="text-align: center;">原子炉圧力容器内の圧力</p>	<p style="text-align: center;">原子炉圧力</p>	<p style="text-align: center;">補助パラメータ 分類理由</p>	<p style="text-align: center;">パラメータ 分類</p>	<p style="text-align: center;">-</p>	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	<p style="text-align: center;">監視事項は主要パラメータにて確認</p>					
						原子炉水位 (圧排機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/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	原子炉圧力容器温度 (S.A)		2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
						原子炉圧力	2	2	1	1	原子炉圧力		2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
						原子炉水位 (圧排機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	1	1	原子炉水位 (圧排機) 原子炉水位 (燃料機)		2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/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	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
						原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2	原子炉圧力容器温度 (S.A)		2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能

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	
													補助パラメータ 分類理由
	判 断 基 準 (3 / 6)						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		
							低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉代替注水流量 (常設設備))	2	2	2	2	2	
							原子炉稀薄時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	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
							高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	
							低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0	
							残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	
							原子炉圧力	2	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッション・ 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	
							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

1.8 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	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
				直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
	原子炉圧力容器 器内の水位	原子炉水位 (S A)	1	1	1	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	1	直接的に原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		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (広帯域用)	2	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2	1		
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1		
ホプレーション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2	2									

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	直接的に原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	—	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	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	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	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	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 記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・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
ドライウエル温度 (SA)	7							7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能			
ベデスタル温度 (SA)	2							2	2	2	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 記により代替監視可能			
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	—	監視事項は主要パラメータにて確認		
						サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能			

別冊第5巻

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書 〔シビアクランダム〕 〔注水-3 a〕 〔注水-3 b〕 AMR個別操作要領書 〔APFS (常設)〕による ベグスタル注水	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	
		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	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 察維持の確立可能	監視事項は補助パラメータにて確認	
	電源	緊急用メタタク電圧	1	1	1	③	緊急用メタタクの受電状態を確認するパラメータ	緊急用メタタク電圧	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	—	—	—	—	
水源の確保	代管注水流量 (常設)	代管注水流量 (常設)	1	1	1	—	—	代管注水流量 (常設)	1	1	1	低圧原子炉代管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灌漑水位の代管監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉水位 (圧蒸域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	—	—	原子炉水位 (圧蒸域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	—	—	
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代管注水罐水位の代管監視可能	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	—	—	
		低圧原子炉代管注水ポンプ出口圧力	2	0	0	—	—	低圧原子炉代管注水ポンプ出口圧力	2	0	0	低圧原子炉代管注水罐を水源とする低圧原子炉代管注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代管注水罐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 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
		ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	—	—	—	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	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)	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
		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
		ドライウエル圧力 (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
		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
		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
操作 (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 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				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器故障等		
													補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類
操作 (2 / 3)	原子炉格納容器 への注水量	原子炉格納容 器内の水位	ベデスタル水位	4	4	4	①	-	代替注水量 (常設)	1	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認	
									格納容器内蒸スプレイ流量	2	2	2		ベデスタルへ注水している系統の注水量より代替監視可能
									ベデスタル代替注水量	2	2	2		
									低圧原子炉代替注水量	1	1	1		水源である低圧原子炉代替注水量の水位変化より代替監視可能
									低圧原子炉代替注水量	1	1	1		水源である低圧原子炉代替注水量の水位変化より代替監視可能
									ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2		ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧により代替監視可能
									サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2		
									ドライウエル水位	3	3	3		
									サブプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1		注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代替 監視可能
									ベデスタル水位	4	4	4		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	計器名称	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 (シリアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMI程(個別操作要領書 「APFS (省設)」による ベンダスタル注水)	補機監視機能	低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	2	2	①	—	代替注水流量 (省設)	1	1	1	—		
	水源の確保	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	2	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 (燃料域)	2	2	2	1	1		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能		
		サブプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1	1	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能			
		低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0	0	0	0	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		

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 集束	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 (サブプレッショントラ ンク)	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	1 1	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代 替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
								原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1	1			
		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

1.8 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 (シリアブクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AMM(個別操作要領書) 「CWT」によるヘラスタル注水」 「CWT」による格納容器スプレイ」	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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
	判 断 基 準 (2 / 6)		[原子炉水位 (燃料槽)] [原子炉水位 (燃料槽)] [原子炉水位 (燃料槽)] 原子炉水位 (燃料槽)	3	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		
				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		低圧原子炉代替注水流量 (実用設備)	2	2	2			2
				2	2	2		低圧原子炉代替注水流量 (実用設備)	2	2	2			2
				1	1	1		原子炉稀薄時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			1
				1	1	1		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			0
				3	3	3	① ② ③	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
				2	2	2		原子炉圧力	2	2	2			2
				1	1	1		原子炉圧力 (S.A)	1	1	1			1
				2	2	2		サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2			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) 「CW-T」によるヘプスタル注水」 「CW-TT」による格納容器スプレイ」	項目	抽出パラメータを計測する計器				補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	評価	SBO
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響				
								負荷切り離し後	直後			
	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		
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	1			
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1				
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1				
				低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2				
				低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2				
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1				
				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				

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

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

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	
													計器故障等
		原子炉圧力	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位 (圧巻域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	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 (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 (シリアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM(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	—	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	直接的に原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	—	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	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
															ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	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	—	2	2	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
ドライウエル温度 (SA)	7														7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能		
																			ベダスタル温度 (SA)	2
ベダスタル水温度 (SA)	2	2	2	①	—	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	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

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						抽出パラメータの代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 「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	中生子源領域計装又は平均出力領域計装により、未臨界維持の確証可能	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	—	—	—	—	—	—	—	
			D-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			1	0	0	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 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM個別操作要領書 〔CWT〕によるベズスタル 注水〔CWT〕による格納容器ス アレイ〕	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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
<p>操作 (1) / (2)</p>	<p>原子炉格納容器内の圧力</p>	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	<p>監視事項は主要パラメータにて確認</p>	
		ドライウエル温度 (SA)	2	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・チェーンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	①	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
		サブプレッション・チェーンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	—	サブプレッション・チェーンバ 温度 (SA)	2	2	2		総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェーンバ温度 (SA) により代替監視可能
		ベズスタル温度 (SA)	7	7	7	7	—	ベズスタル温度 (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)	7	7	7	7	①	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
		サブプレッション・チェーンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	—	サブプレッション・チェーンバ 圧力 (SA)	2	2	2		総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェーンバ圧力 (SA) の上 昇により代替監視可能
		ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7		直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能
		ベズスタル温度 (SA)	2	2	2	2	①	ベズスタル温度 (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
		ベズスタル水温度 (SA)	2	2	2	2	①	ベズスタル水温度 (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 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〕によるベデスタル注水〕 〔CWT〕による格納容器スアレイ〕	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
		原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位	4	4	4	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	
	操作 (2/2)	原子炉格納容器への注水量	RPV/PCV注入流量	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	1	1	水源である底圧原子炉代替注水槽水位の水位変化より代替監視可能		
		機械監視機能	ベデスタル注入流量	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	—	—			
		水源の確保	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	—	—			
			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

1.8 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	計器数	直後		負荷切り離し後	SBO							
													SB0影響	SB0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 (シリアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備明細作業領書 「耐火系によるベンデスタル注水」 「耐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 (トワイウェル)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		格納容器内放射線モニタ (サブプレッショントラック)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	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)	原子炉圧力	2	2	2	1	—	原子炉圧力	2	2	2	1	1	1	—	—		
			原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	—	原子炉圧力 (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	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	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、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	1	1	—	—	
		残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	2	2	2	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		

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	計器故障等			
													補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器故障等
	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	1	直接的に原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	2	2	2	2			2	
				2	2	2	2	2	2	2	2			2	
				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漏洩熱除去に必要な水量より代替監視可能
				0	0	0	0	0	0	0	0			0	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	
				1	1	1	1	1	1	1	1			1	
				0	0	0	0	0	0	0	0			0	
				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漏水を推定可能
				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 (シリアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMT個別操作要領書 「海水系によるベアスタル注水」 「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				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
原子炉圧力	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
		原子炉圧力 (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				
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		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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1			原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能				
		原子炉圧力 (S.A)	1	1	1		原子炉水位 (S.A)	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器温度 (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	

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 〔シリアクシデント〕 〔注水-3 a〕 〔注水-3 b〕 AMR(個別操作要領書) 〔海床系によるベダスタル注水〕 〔海水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	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベダスタル温度 (SA) により代替監視可能	
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	—	—	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・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	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	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 記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 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	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	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巻

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	抽出パラメータ 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) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMI(個別操作要領書) 「海水系によるベントスタル 注水」 「海水系による格納容器ス アレイ」	原子炉格納容 器内の水素濃 度	格納容器水素濃度 (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	
		格納容器水素濃度	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	制御線の位置 [制御棒自動操作・監視系]	中生子源領域計装	中生子源領域計装	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、未臨界維持の確証可能	監視事項は補助パラメータにて確認
			平均出力領域計装	1	1	0	②	—	平均出力領域計装	6	6	0	—	—
	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	非常用メータラ母線電圧	1	1	1	—	—
			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	D-メータラ母線電圧	1	1	1	—	—
		C-ロードセントラ母線電圧	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	—	—
			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	—	—
	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	補助消火水槽水位	2	0	0	—	—
			ろ過水タンク水位	1	1	1	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	ろ過水タンク水位	1	1	1	—	—
操作 (1 / 2)	原子炉格納容 器内の圧力	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベントスタル温度 (SA) により代替監視可能	—
		ベントスタル温度 (SA)	ベントスタル温度 (SA)	2	2	2	①	—	ベントスタル温度 (SA)	2	2	2	—	—
			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	—	—

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〕 〔注水-3 a〕 〔注水-3 b〕 AM(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 アレイ〕	原子炉格納容 器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ベズスタル温度 (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	
			2	2	2	①	—	ベズスタル温度 (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		
			2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) またはサブプレッション・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	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) またはサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上		
	操作 (2 / 2)	原子炉格納容 器内の水位	ベズスタル水位	4	4	4	①	—	ベズスタル温度 (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
				2	2	2	①	—	ベズスタル温度 (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	
				4	4	4	①	—	ベズスタル水位	2	2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) またはサブプレッション・チェンバ	
				4	4	4	①	—	ベズスタル水位	2	2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) またはサブプレッション・チェンバ	
				4	4	4	①	—	ベズスタル水位	2	2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) またはサブプレッション・チェンバ	
				4	4	4	①	—	ベズスタル水位	2	2	2	2	2	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) またはサブプレッション・チェンバ	
原子炉格納容 器への注水量	R P V / P C V 注流入量	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	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		
		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	2	2	2	2	2	2	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			
		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	2	2	2	2	2	2	ベズスタル代替注水流量			
		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	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽水位			
補機監視機能	消防ポンプ出口圧力	2	2	2	③	消防ポンプの運転状態を確認するパラメータ	2	2	2	2	2	2	—	—		
		2	2	0	③	代替注水測の確保状態を確認するパラメータ	2	2	0	0	0	0	—			
水測の確保	ろ過水タンク水位	1	1	1	③	代替注水測の確保状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	1	1	—	—		
		1	1	1	③	代替注水測の確保状態を確認するパラメータ	1	1	1	1	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	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パ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	計器数	直後		SBO影響 負荷切り離し後				
												パラメータ 分類	計器名称	計器数	直後
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 (可搬型) によるベン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 (シリアクシメント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 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 格納容器内放射線モニタ (トワイエール) 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) 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	—	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 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			
		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		
									2	2	1		1	原子炉圧力	
									1	1	1		1	原子炉圧力 (S A)	
									2	2	1		1	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 (S A)	
									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
									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
									1	1	1		1	1	原子炉水位 (S A)
									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		
													補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類
	判 断 基 準 (2 / 6)	原子炉圧力容 器内の水位	〔原子炉水位 (燃料床)〕 原子炉水位 (燃料床) 原子炉水位 (燃料床) 原子炉水位 (燃料床)	3	3	3	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相線 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	
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				0	0	0	0	0	0	0	0		0	
				3	3	3	3	3	3	3	3		3	
				1	1	1	1	1	1	1	1		1	
				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

1.8 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	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(超臨界炉作頭)による格納容器スプレイ 「ACSS (可動型)」による格納容器スプレイ 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (S A)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	①	1	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		1	2			
		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		1	1			
		代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		1	1			
		低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		2	2			
		低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2		2	2			
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		1	1			
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	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	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、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバー圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
		原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1		1	1			
サブプレッション・チェンバー圧力 (S A)	2	2	2	2		2	2					

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	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 (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」	判断基準 (4 / 6)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	1	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	SBO	
			原子炉圧力	2	2	2	1	1	1			1
			原子炉水位 (圧力)	2	2	2	2	2	2			2
			原子炉水位 (燃料)	2	2	2	2	2	2			2
			原子炉水位 (燃料)	2	2	2	2	2	2			2
			原子炉水位 (燃料)	2	2	2	2	2	2			2
			原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2	2	2			2
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2			2
			原子炉水位 (圧力)	2	2	2	2	2	2			2
			原子炉水位 (燃料)	2	2	2	2	2	2			2
		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	SBO		
		原子炉圧力容器温度 (S A)	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

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 「シリアクシデント」 「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」	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	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			2	2	2	2	①	—	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	
			2	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能	
			2	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	
			2	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
			2	2	2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
			7	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	
			2	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	2		2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能
			2	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
			2	2	2	2	①	—	ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	2		2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の上 により代替監視可能

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 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」	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	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			計器数	計器名称		
判 断 基 準 (6 / 6)	原子炉格納容器下部の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	1	格納容器水素濃度	計器故障等	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			1	1	0	②	—	4	中生子源領域計表	中生子源領域計表又は平均出力領域計表により、未臨界維持の確立可能	監視事項は付帯パラメータにて確認	
	電源	緊急用メタクター電圧	1	1	1	③	緊急用メタクターの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
		SAロードセント母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
	水源の確保	輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認		③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
		輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認		③	代替送水測の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等 ①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 (シリアリティ) 「注水-3a」 「注水-3b」 AM(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 「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	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	7		
								ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2		
								ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2		
								サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2		
								ベデスタル温度 (SA)	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		
								ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2		
								ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2		
								サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2		
								ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2		
原子炉格納容器内の温度	2	2	2	2	①	-	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能 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			
							サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2			
							ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2			
							サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2			
							ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2			

操作
(1)
(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	SBO	
		分類	計器名称	計器数	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	SBO影響			
									直後			負荷切り離し後
事故時操作要領書 (シリアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AMI(個別操作要領書) 「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	原子炉格納容 器内の水位	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 監視事項は主要ハラ メータにて確認		
						格納容器代替スプレイ流量	2	2	2			
						ベデスタル代替注水流量	2	2	2			
						低圧原子炉代替注水水位	1	1	1			
						ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2			
						サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2			
						ドライウエル水位	3	3	3			
						サブプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1			
						ベデスタル水位	4	4	4			
機 作 (2 / 2)	機械監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	2	2	③	「緊急時対策本部」に確認	大量送水車の運転状態を確 認するパラメータ				監視事項は主要ハラ メータにて確認	
						「緊急時対策本部」に確認	代替送水車の確保状態を確 認するパラメータ					
						「緊急時対策本部」に確認	代替送水車の確保状態を確 認するパラメータ					
	水源の確保	輪谷町水槽 (西1) 輪谷町水槽 (西2)	1 1	1 1	③ ③	「緊急時対策本部」に確認	大量送水車の確保状態を確 認するパラメータ					
						「緊急時対策本部」に確認	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

1.8 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系 (可搬型) によるベンデスタル内への注水 (落水/海水)	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線モニタ (トワイエール)	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 (サブプレッショジョン・チェンバ)	2	2	1	①	—	18	0	0	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	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				
			原子炉圧力容器温度 (S/A)						1	1	1	1				
		原子炉圧力容器内の温度	2	2	2	①	—	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		
		原子炉圧力容器内の温度						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

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」 AMN(個別操作手順書 「APFS (可搬型)」 によるヘダスタル注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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
	判 断 基 準 (2 / 6)	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	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	2		2	
				2	2	2	2	2	2	2		2	
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				0	0	0	0	0	0	0		0	0
				3	3	3	3	3	3	3		3	3
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				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

1.8 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	SBO
		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」 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM(個別動作要領書 「APFS (可動型) による ヘブダスタル注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	原子炉圧力容 器内の水位	1	原子炉水位 (S A)	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	
		1	高圧原子炉代替注水流量	1	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		
		1	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	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断線熱除去に必要な水量より代替監視可能		
		2	低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	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断線熱除去に必要な水量より代替監視可能		
		1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	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断線熱除去に必要な水量より代替監視可能		
		1	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	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断線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	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断線熱除去に必要な水量より代替監視可能		
		1	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	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断線熱除去に必要な水量より代替監視可能		
		1	残留熱代替断除去系原子炉注水流量	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断線熱除去に必要な水量より代替監視可能		
		2	原子炉圧力	2	2	2	2	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断線熱除去に必要な水量より代替監視可能		
		1	原子炉圧力 (S A)	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断線熱除去に必要な水量より代替監視可能		
		2	ホプレーション・チェンバ 圧力 (S A)	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断線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 〔シリアクシメント〕 〔注水-3 a〕 〔注水-3 b〕 AMM(個別操作要領書) 〔APFS (可搬型)〕による ベントスタル注水〕 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	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		
判断基準 (4 / 6)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	2	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圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		
	原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	1	1	①	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (圧差検) 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圧力を計測することができ、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		
		原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	補助パラメータ 分類理由	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

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] 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 [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				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	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	総和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベデスタル温度 (SA) により代替監視可能		
							ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2			
		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	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	
								ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2		
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	①	-	-	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	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	
								ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2		
		サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	①	-	-	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
ドライウエル温度 (SA)	7							7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能			
ベデスタル温度 (SA)	2							2	2	2	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			
		ベデスタル水温度 (SA)	2	2	①	-	ベデスタル水温度 (SA)	2	2	2	2		監視事項は主要パラメータにて確認	

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										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 るベグスタル注水 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	緊急用メタタクテ電圧		1	1	1	③	緊急用メタタクテの受電状態 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)					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

1.8 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 「水量送水車を使用した送水」	項目	抽出パラメータを計測する計器											
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		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
					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 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
		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	
		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	
		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	総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	—	—	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	
		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	総和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
		ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	—	—	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	
		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	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	

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	評価								
					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 「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	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						
								格納容器代替スプレイ流量	2	2							
								ベデスタル代替注水流量	2	2							
								低圧原子炉代替注水水位	1	1							
	原子炉格納容 器への注水量	ベデスタル代替注水流量 (稼働専用)	2 2	2 2	2 2	① ①	—	ドライウェル水位	3	3	水源である低圧原子炉代替注水水位の水位変化より 代替監視可能 注水先のドライウェル水位、ベデスタル水位の水位変 化により代替監視可能						
								ベデスタル水位	4	4							
	補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認	「緊急時対策本部」に確認	③	大量送水車の運転状態を確 認するパラメータ	—										
								水測の確保	輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替送水車の確保状態を確 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

1.8 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
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	放射線モニタ (トライウエル)	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	
			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	
AW設備別操作要領書 [注水-1] [注水-2] H.P.A.Cによる原子炉注水	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	1	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)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域)	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	—	—
			原子炉水位 (S.A)	1	1	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	①	—	原子炉圧力容器温度 (S.A)	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
	判断基準 (1 / 5)														

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		
												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(個別機作要領書) [HPACによる原子炉注 水]	判断基準 ② / ⑤	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		
				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
				0	0	0	0	0	0	0		0	0
				3	3	3	3	3	3	3		3	3
				1	1	1	1	1	1	1		1	1
				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
				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					

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM(個別機作要領書) [HPAC]による原子炉注 水]	項目	抽出パラメータを計測する計器				補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	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			
	原子炉圧力容器 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		1	1			
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		1	1			
			代替注水流量 (常設)	1	1	1		1	1			
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		2	2			
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		2	2			
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		1	1			
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1		1	1			
			残留熱除去ポンプ出口流量	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			
			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
(3 / 5)

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								
	判断基準 (4 / 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 (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 (圧蒸機)	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 (燃料機)	2	2	2	2						
								原子炉水位 (圧蒸機)	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 (燃料機)	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						
								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 (圧蒸機)	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 (燃料機)	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														

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(個別操作手順書) 〔H.P.A.Cによる原子炉注水〕	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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		
						高圧原子炉代替注水流速	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 (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		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	0			
						残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2			
											監視事項は主要パラメータにて確認	

判断基準 (5 / 5)

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM(個別)操作要領書 [HPACによる原子炉注 水]	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器故障等	
													補助パラメータ 分類理由
	機 作 (1 / 5)	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	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相敏 熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
				2	2	2	2	2	2	2	2		
				2	2	2	2	2	2	2	2		
				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	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		
				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

1.8 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				
													パラメータ 分類	計器故障等		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM(個別)操作要領書 [HPAC]による原子炉注 水]	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	-	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	2	1	2		1	
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1		1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と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		1	
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2		2	
								低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	2		2	
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1		1	
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	0	0		0	
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0		0	
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0		0	
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1		1	
原子炉圧力	2	2	2	2	2	2										
原子炉圧力 (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・チェンバール圧力 (S.A.) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能									
サブプレッション・チェンバール圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2	2										

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〕 AMN(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		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 / 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 (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 (圧蒸機) 原子炉水位 (燃料機)	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 (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		
								原子炉圧力容器温度 (SA)	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	直接的に原子炉圧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) 原子炉水位 (燃料機)	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 (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		
								原子炉圧力容器温度 (SA)	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	直接的に原子炉圧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) 原子炉水位 (燃料機)	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 (シビアアクシデント) 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMN(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					
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後		
		原子炉圧力降 器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	1	1	①	—	サブプレッション・プール水 位 (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		
	操作 (4 / 5)		高圧原子炉代替注水流量	1	1	①	—	原子炉水位 (圧排機) 原子炉水位 (燃料機)	2 2	2 2	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
		高圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	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	原子炉水位 (SA)	1	1	1	—		
		高圧原子炉代替注水系ター ビン入口圧力	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系ター ビン排気圧力	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	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

1.8 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
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 b. ほう機水注入系による原子炉圧力容器へのほう機水注入 事故時操作要領書 (シリアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器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	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
	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	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、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 (圧力減) 原子炉水位 (燃料減)	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	
		原子炉圧力容器温度 (S/A)	1	1	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			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	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AMI(個別動作要領書) 「S-LICによる原子炉注水」	判 断 基 準 (2 / 4)		原子炉圧力容 器内の水位 [原子炉水位 (燃料棒)] 原子炉水位 (燃料棒) 原子炉水位 (燃料棒)	3	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
				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
				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 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM(緊急時操作要領書) (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		
	別 冊 第 (3 / 4)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認				
				原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2		2 2	2 2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することが でき、監視可能	
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1		1	1		
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1		1	1		
				低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	2	2		2	2		
				低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	2	2		2	2		
				原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1		1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 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	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	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	1	
				サブプレッシャ ン・チェンバ ール圧力 (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

1.8 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 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM(陽性)操作要領書 (SILICによる原子炉注 水)	判断基準 (4 / 4)	電源	C-メタタクラ母線電圧	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	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	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	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	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

1.8 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」 AMI(個別動作要領書) 「SLICによる原子炉注水」	操作 (1 / 3)	原子炉圧力容器内の水位	〔原子炉水位 (燃料棒)〕	3	3	3	1	原子炉水位 (燃料棒)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位 (燃料棒)	2	2	2	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1				
			原子炉水位 (燃料棒)	2	2	2	1	代替注水流量 (常設)	1	1	1			
								低圧原子炉代替注水流量 (実用設備)	2	2	2		2	
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		2	
								原子炉稀薄時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		1	
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		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	
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		0	
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		1	
								原子炉圧力	2	2	2		1	
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
								サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		2	

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(緊急時操作要領書) (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				補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	評価	SBO
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響				
								負荷切り離し後	直後			
	操作 (2 / 3)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	1			
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1				
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1				
				低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2				
				低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2				
				原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1				
				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				
				残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1				
				原子炉圧力	2	2	2	2				
				原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1				
				ホップレシジョン・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2	2				

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	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」 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	③	1	1	1	1	1	1	1
		原子炉圧力	2	2	1	①	—	—	1	1	1	1	1	1	1
		原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	①	—	—	1	1	1	1	1	1	1
		原子炉圧力 (広帯域)	2	2	1	①	—	—	2	2	2	2	2	2	2
		原子炉圧力 (燃料域)	2	2	1	①	—	—	2	2	2	2	2	2	2
		原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	①	—	—	1	1	1	1	1	1	1
		原子炉圧力 (広帯域)	2	2	1	①	—	—	2	2	2	2	2	2	2
		原子炉圧力 (燃料域)	2	2	1	①	—	—	2	2	2	2	2	2	2
		原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	①	—	—	1	1	1	1	1	1	1
		原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	—	—	—	2	2	2	2	2	2	2
操作 (3 / 3)	原子炉圧力容 器内の圧力	原子炉圧力	1	1	1	①	—	—	1	1	1	1	1	1	1
		原子炉圧力 (広帯域)	2	2	1	①	—	—	2	2	2	2	2	2	
		原子炉圧力 (燃料域)	2	2	1	①	—	—	2	2	2	2	2	2	
		原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	①	—	—	1	1	1	1	1	1	
		原子炉圧力 (広帯域)	2	2	1	①	—	—	2	2	2	2	2	2	
		原子炉圧力 (燃料域)	2	2	1	①	—	—	2	2	2	2	2	2	
		原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	①	—	—	1	1	1	1	1	1	
		原子炉圧力 (広帯域)	2	2	1	①	—	—	2	2	2	2	2	2	
		原子炉圧力 (燃料域)	2	2	1	①	—	—	2	2	2	2	2	2	
		原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	—	—	—	2	2	2	2	2	2	

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	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
判断基準 (1 / 4)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1	原子炉圧力容器内の温度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) 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	—	原子炉水位 (圧力減) 原子炉水位 (燃料減)	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	
			2	2	2	①	—	原子炉水位 (S/A)	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	
		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	

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 〔シビアアクシデント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM(個別操作要領書) 〔CRDによる原子炉注水〕	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器故障等	
													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 (燃料槽)〕 〔原子炉水位 (燃料槽)〕 原子炉水位 (燃料槽)	3	3	3	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相線 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		
				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	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		
				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

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書 〔シリアクシデント〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM図(個別操作要領書) 〔CRDによる原子炉注水〕	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	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 (4 / 4)	電源	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	計器故障等	SBO		
			D-メタタラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1			
			C-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1			
			D-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	1	1	1	1			
			原子炉補機冷却系常用流量	1	0	0	0	0	0	0	0			
			補機監視機能											
			水源の確保											
			復水貯蔵タンク水位	1	0	0	0	0	0	0	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 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM(個別)操作要領書 【CRDによる原子炉注 水】	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	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	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	2	1		
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1			
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1			
				低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2		
				低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	2		
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1		
				高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	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	1		
				原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1		
				ホプレーション・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〕 AMN(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		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			
	原子炉圧力容器下部の圧力	原子炉圧力	補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	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 (圧差検) / 原子炉水位 (燃料検)	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	1	直接的に原子炉圧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	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	1	直接的に原子炉圧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	
							原子炉圧力	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

1.8 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		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	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	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1		
				2	2	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1		
				1	1	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1		
				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
				1	1	③	制御棒駆動水圧系流量	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		—
1	1	③	制御棒駆動水圧系充てん水ヘッド圧力	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	—	—				
1	1	③	後水貯蔵タンク水位	1	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	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						
1.8.2.2 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 (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	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	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		
判断基準 (1 / 4)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S/A)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1	原子炉圧力	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		
			2	2	2	①	—	原子炉水位 (圧力)	2	2	2	1	1	原子炉水位	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	
			2	2	2	①	—	原子炉水位 (燃料)	2	2	2	2	2	2	原子炉水位	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
			2	2	2	①	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1	1	1	原子炉水位	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
		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	残留熱除去系熱交換器入口温度	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	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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		
												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-1」 AMIの補助操作要領書 MELSR (常設) による 原子炉注水	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (燃料槽) 原子炉水位 (燃料槽) 原子炉水位 (燃料槽)	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)	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	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	SB0
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
								代替注水流量 (常設)	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量 (実用設備)	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量 (実用設備)	2	2	2		
								原子炉降圧時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
								残留熱代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		
								サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	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

対応手段 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) [注水-1] AWR緊急補助(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				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
		計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後			SBO影響				
								計器数	直後			
	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	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		
		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		
		低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2		
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口 流量	1	1	1	1	1	1	1	1		
		高圧炉心スプレイポンプ出口 流量	1	1	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
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0	0		
		低圧炉心スプレイポンプ出口 流量	1	0	0	0	0	0	0	0		
		残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1	1	1		
		原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2		
		原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレジョン・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	
		サブプレジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2		

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 (シビアアクシデント) [注水-2] [注水-3] AMU(便初機作運継書) [FLESR (常設)]による 原子炉注水	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
		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			
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 (常設)	1	1	1			
			SAロードセンター母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセンターの受電 状態を確認するパラメータ	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1			
別冊 基準 (4/4)	水源の確保		低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	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		
									原子炉水位 (SA)	1	1	1	注水先の原子炉代替注水罐水位の変化により、低圧原子炉代替注 水罐水位の代替監視可能	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		
										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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AMELの燃料作業者用 MEL/SR (常設)による 原子炉注水	機 作 1 / 4	原子炉圧力容 器内の水位	「原子炉水位 (燃料槽)」 原子炉水位 (燃料槽) 原子炉水位 (燃料槽)	3	3	3	原子炉水位 (S.A) 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (実用設備) 原子炉稀薄時冷却ポンプ出 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)	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相殺 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
				1	1	1		1	1	1	1		1	1
				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
				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

1.8 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] AWC(溶融炉心冷却) 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				補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	評価	SBO
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響				
								負荷切り離し後	直後			
原子炉圧力容器 内の水位	操作 (2 / 4)	原子炉圧力容 器内の水位	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			
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2			
			低圧原子炉代替注水流量 (実帯域用)	2	2	2	2	2	2			
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1	1	1			
			高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	1	0	0	0			
			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	1		
			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) とサブプレッシャ・チェンジャーの差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			サブプレッシャ・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

1.8 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-9] [注水-10] AMT(緊急始動操作手順書) [F.L.S.R.(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				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 / 4)	原子炉圧力容器 内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	-	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
								原子炉水位 (圧力機)	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 (圧力機)	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 (燃料機)	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					直接的に原子炉圧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						直接的に原子炉圧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 (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 (シビアアクシデント) [注水-2] [注水-3] AMT(個別機作運継書) [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	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	
	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	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	
	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	注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力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	
	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								
		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				
1.8.2.2 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 e. 復水輸送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	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	
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	1	—	—	原子炉圧力	2	2	2	1	—	—	—
			原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	—	—	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1	1	—	—	
			原子炉水位 (圧差検出)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (圧差検出) 原子炉水位 (燃料棒)	2 2	2 2	2 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位 (S/A)	1	1	1	—	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1	—	—	
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	—	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	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〕 〔注水-1〕 〔注水-2〕 AMM図(個別機作要領書) 〔CWTによる原子炉注水〕	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	計器故障等			
													補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器故障等
	判 断 基 準 (2 / 4)		〔原子炉水位 (燃料槽)〕 〔原子炉水位 (圧力槽)〕 原子炉水位 (燃料槽)	3	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			
				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	
				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	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	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	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・ チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の漏 水を推定可能
				2	2	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

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

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

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						
			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	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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			
												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-1」 「注水-2」 AMI(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	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
			2	2	2	2	2	2	2	2		2		
			2	2	2	2	2	2	2	2		2		
			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相線 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		
			0	0	0	0	0	0	0	0		0		
			0	0	0	0	0	0	0	0		0	0	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		
			2	2	2	2	2	2	2	2		2		
			2	2	2	2	2	2	2	2		2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・ チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の漏 水を推定可能
			2	2	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	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
		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) 「注水-1」 「注水-2」 AMI(個別操作要領書) 「CWT」による原子炉注 水	原子炉圧力容 器内の水位	1	原子炉水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	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	監視事項は主要ハラ メータにて確認	
				原子炉水位 (燃料域)	2	1		2	1			
				高圧原子炉代替注水流量	1	1		1	1			
				代替注水流量 (常設)	1	1		1	1			
				低圧原子炉代替注水流量	2	2		2	2			
				低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2		2	2			
				原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1		1	1			
				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			
ホプレーション・チェンバ 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 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						
	操作 (3/2)	原子炉圧力容器 内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	—	原子炉圧力 (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	—	原子炉水位 (圧力) 原子炉水位 (燃料棒)	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		
				1	1	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
				2	2	—	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
				2	2	—	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		
				2	2	—	原子炉水位 (圧力) 原子炉水位 (燃料棒)	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		
				1	1	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
				2	2	—	原子炉圧力容器温度 (SA)	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		
				1	1	③	—	—	—	—	—	—		—	—	—
				1	1	③	—	—	—	—	—	—		—	—	—
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	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			
														分類	計器名称	計器数
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	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)	原子炉圧力	2	2	2	1	—	原子炉圧力	2	2	1	—	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉圧力 (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	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にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能
			原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1	—	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	—			
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	2	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	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 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(個別機作要領書) 〔海水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
						原子炉水位 (S.A)	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
						代替注水流量 (常設)	1	1	1			
						低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉代替注水流量 (実用設備))	2 2	2 2	2 2			
						原子炉稀薄時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
						高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と相殺 蒸発法に必要な水量より代替監視可能
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	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			
						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 (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
						原子炉圧力	2	2	2	1		
						原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1		
						サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2		

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」 AM(個別機別操作要領書) 「海水系による原子炉注 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	評価	SBO
		計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後			SBO影響				
								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 (広帯域)	2	2	1	1	①	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	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	直接的に原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	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と断線熱除去に必要な水量より代替監視可能		
		代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と断線熱除去に必要な水量より代替監視可能		
		低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2		2	2	2		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と断線熱除去に必要な水量より代替監視可能
		低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2		2	2	2		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と断線熱除去に必要な水量より代替監視可能
		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断線熱除去に必要な水量より代替監視可能
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	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断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	3	0	0		0	0	0		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と断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	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断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	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と断線熱除去に必要な水量より代替監視可能
		原子炉圧力	2	2	2	2		2	2	2		原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバー圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
		原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1		1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバー圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
		サブプレッション・チェンバー圧力 (S A)	2	2	2	2		2	2	2		原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバー圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能

別
冊
第
(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 (シリアクシデント) 〔注1-1〕 〔注1-2〕 AMM個別操作手順書 〔炉心系による原子炉注 水〕	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				
	電源	電源	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	1	計器故障等	計器故障等	—	—	SBO		
			D-メタタラ母線電圧	1	1	1	1			—	—			
			C-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	1			—	—			
			D-ローロードセントラ母線電圧	1	1	1	1			—	—			
			補助消火水槽水位	2	0	0	0			—	—			
			ろ過水タンク水位	1	1	1	1			—	—			
			補助パラメータ分類理由	③	③	③	③	③	③	③	③	③	③	③
			非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	③	③	③	③	③	③	③	③	③	③	③
			非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	③	③	③	③	③	③	③	③	③	③	③
			代替源の確保状態を確認するパラメータ	③	③	③	③	③	③	③	③	③	③	③
代替源の確保状態を確認するパラメータ	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

1.8 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		
													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-1」 「注水-2」 AMI図(個別操作要領書) 「海水系による原子炉注 水」	機 作 (1 / 3)		〔原子炉水位 (燃料棒)〕 原子炉水位 (燃料棒) 原子炉水位 (燃料棒)	3	3	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	2	2	2	2			2	2
				2	2	2	2	2	2	2			2	2
				1	1	1	1	1	1	1			1	1
				0	0	0	0	0	0	0			0	0
				3	3	3	3	3	3	3			3	3
				1	1	1	1	1	1	1			1	1
				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
				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 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM(個別)操作要領書 「海水系による原子炉注 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	評価	SBO
		分類	計器名称	計器数	直後			SBO影響				
								負荷切り離し後	直後			
	操作 (2 / 3)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A.)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	2	1			
				高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1				
				代替注水流量 (常設)	1	1	1	1				
				低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2				
				低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2				
				原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1				
				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				
ホプレーション・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) [潮気系による原子炉注 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	-	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	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 (SA)	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 (SA)	2	2	2	2		2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉圧力	2	2	2	2		2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (圧巻機) 原子炉水位 (燃料機)	2	2	2	2		2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
							原子炉水位 (SA)	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 (SA)	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	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	2	0	0	③	代替消火水の確保状態を確認するパラメータ										
	ろ過水タンク水位	1	1	1	1	③	代替消火水の確保状態を確認するパラメータ										

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 (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 (シリアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AAV設備別操作要領書 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」	原子炉格納容器内の放射線 量率 原子炉圧力容器内の温度 判断基準 (1 / 4)	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	2	2	2	①	—	原子炉圧力	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
		原子炉圧力容器内の温度	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (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
		原子炉圧力容器内の温度	2	2	2	①	—	原子炉水位 (圧力減) 原子炉水位 (燃料減)	2 2	2 2	2 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態であると想定し、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	
		原子炉圧力容器内の温度	2	2	2	①	—	原子炉水位 (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	
		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	

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	
													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(燃料槽)〕 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	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
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				0	0	0	0	0	0	0	0		0
				3	3	3	3	3	3	3	3		3
				1	1	1	1	1	1	1	1		1
				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
				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

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				補助パラメータ 分類理由	SBO影響				計器故障等	評価				
		分類	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	パラメータ 分類	計器名称	計器数			直後	負荷切り離し後		
															SBO	
事故時操作要領書 「シビアアクシデント」 「注水-1」 「注水-2」 AMI(個別操作要領書 「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	1	直接的に原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			1		
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1			1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と熱線熱除去に必要な水量より代替監視可能 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		
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2	2			2		
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	2	2	2	2			2		
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1			1		
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	0	0	0	0	0			0		
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	0	0	0	0	0			0		
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	0	0	0	0	0			0		
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1			1		
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2			2		
			原子炉圧力 (S.A.)	1	1	1	1	1	1	1	1			1		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A.) とサブプレッション・チェンバー圧力 (S.A.) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
			サブプレッション・チェンバー圧力 (S.A.)	2	2	2	2	2	2	2	2			2		

別
冊
第
(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	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		SBO
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後	
事故時操作要領書 (シリアクシデント) (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」	電源	緊急用メタクラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ					
		SAロードセントラ母線電圧	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	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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				
												分類	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-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」	操作 (1 / 4)	原子炉圧力容器内の水位	「原子炉水位(燃料槽)」 原子炉水位(燃料槽) 原子炉水位(燃料槽)	3	3	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	2	2	2	2		2	2		
				2	2	2	2	2	2	2		2	2		
				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相線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		
				0	0	0	0	0	0	0		0	0		
				3	3	3	3	3	3	3		3	3	3	監視事項は主要パラメータにて確認
				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	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		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

1.8 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		
		計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後			計器名称	計器数			直後	負荷切り離し後
事故時操作要領書 「シビアアクシデント」 「注水-1」 「注水-2」 AMI(個別操作要領書 「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 器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	原子炉水位 (S.A.)	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 き、監視可能	
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		1	2	1	2	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
		高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		1	1	1	1	1		
		代替注水流量 (常設)	1	1	1		1	1	1	1	1		
		低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		2	2	2	2	2		
		低圧原子炉代替注水流量 (広帯域用)	2	2	2		2	2	2	2	2		
		原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1		1	1	1	1	1		
		高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	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		
		ホプレッション・チェンバ 圧力 (S.A.)	2	2	2		2	2	2	2	2		

操作 (2 / 4)

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 「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				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 / 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	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		
								原子炉圧力容器温度 (SA)	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 (圧排機)	2	2	1		
								原子炉水位 (燃料機)	2	2	1		
原子炉水位 (SA)	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										評価		
		分類	計器名称	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	SBO			
				計器数	直後			負荷切り離し後	計器数				直後	負荷切り離し後
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 「F L S R (可搬型)」によ る原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」	原子炉圧力容 器への注水量	低圧原子炉代管注水流量 低圧原子炉代管注水流量 (袋挿着用)	2	2	-	① ①	2	2	2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	隔壁熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
			2	2			2	2	1	1				
	補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力			「緊急時対策本部」に確認	③								
	水源の確保	輪谷貯水槽 (西1)			「緊急時対策本部」に確認	③								
輪谷貯水槽 (西2)				「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

1.9 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			計器故障等	SBO			
					SBO影響							
					直後	負荷切り離し後	評価					
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素燃焼防止 b. 可搬式装置供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 運転操作要領書（シビアアクシデント） 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス供給」 装置	原子炉格納容器内の圧力	2	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		
			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) により代替監視可能				
			ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2					
	原子炉格納容器内の放射線量率	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	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	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			
				[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			
	原子炉圧力	2	2	[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	2	2	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		
	原子炉圧力容器内の温度	2	2	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	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	2	2	2	2	2	2	
原子炉水位 (SA)				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	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

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 放出） 原子炉緊急対応手順書 「可搬式装置事後装置を 用いた格納容器の産業ガス 置換」	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO	
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	①	-	サブプレッション・チェンバ	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	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			
		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	①	-	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
								ベドスタル温度 (SA)	2	2		
								ドライウエル圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		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 (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・チェンバ	2	2			
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2			
原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ	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	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	2	2	①	-	サブプレッション・チェンバ	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	
							サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2			
		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 (SA)	1	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
原子炉格納容器内酸素濃度	原子炉格納容器内酸素濃度	1	0	0	-	格納容器酸素濃度 (SA)	2	2	格納容器酸素濃度放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器酸素濃度放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度の代替監視可能			
						ドライウエル圧力 (SA)	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把握可能			
						サブプレッション・チェンバ	2	2				
						格納容器酸素濃度	1	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能			
格納容器酸素濃度 (SA)	格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	①	-	格納容器酸素濃度放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	格納容器酸素濃度放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器酸素濃度放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度の代替監視可能			
						格納容器酸素濃度放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2				
						ドライウエル圧力 (SA)	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把握可能			
						サブプレッション・チェンバ	2	2				

操作 (1 / 4)

重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO	
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「放出」 原子炉系統好手手順書 「可搬式蒸発器後装置を使用し、格納容器の蒸発ガス置換」	操作 (2 / 4)	原子炉格納容器への注水量	代替注水流速 (管設)	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水流速	1	1	水源である低圧原子炉代替注水流速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
			ドライウエル水位	3	3	3	3	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			
			サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	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				
			ドライウエル水位	4	4	4	4					
			サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	1	1	1	1					
			ベデスタル水位	4	4	4	4					
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッジョン・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			
			サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2					
			ドライウエル水位	3	3	3	3					
			サブプレッジョン・プール水位 (SA)	1	1	1	1	注水先のドライウエル水位、サブプレッジョン・プール水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能				
ベデスタル水位	4	4	4	4								
サブプレッジョン・プール水位 (SA)	1	1	1	1	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
原子炉水位 (SA)	2	2	2	2								
原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2								
原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	崩壊除去に必要な水量と原子炉水位の変化により代替監視可能							
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		監視事項は主要パラメータにて確認						
残留熱代排除系原子炉注水流速	1	1	1	1	ポンプの出口圧力からポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量と残留熱代排除系原子炉注水流速の差分から格納容器スプレイ流量を代替監視可能							
残留熱代排除系ポンプ出口流量 (A系、B系のみ)	2	0	0	0								
残留熱代排除系ポンプ出口流量 (A系、B系のみ)	2	0	0	0								
残留熱代排除系格納容器スプレイ流量	1	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, 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様式「可燃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 (圧排域) 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	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		
			ホプレッション・プールの水位 (SA)	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	
			輸谷貯水槽 (図1)					「緊急時対策本部」に確認			③	代警淡水源の確保状態を確認するパラメータ
			輸谷貯水槽 (図2)					「緊急時対策本部」に確認			③	代警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

1.9 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） 「放出」 原子炉災害対策本部「原子炉格納容器破損後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	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	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		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		0
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		0
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		1
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	①	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1		1
			残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1		1
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	—	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1		0
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	—	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3		3
残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	—	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	0				
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	1	—	残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	2				
残留熱代替除去系ポンプ出口圧力	2	2	2	①	残留熱除去ポンプ出口圧力（A系、B系のみ）	2	2	2	—				
残留熱除去ポンプ出口圧力（A系、B系のみ）	2	2	2	—	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	①	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	—				
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	—									

重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

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

1.9 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（総操縦員） TICVSによる格納容器 イベント）	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度	1	0	①	—	格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器水素濃度 (SA)	1	0	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	
判断基準 (2 / 3)	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)	1	0	—	—	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器酸素濃度	2	2	—	—	格納容器酸素濃度放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	1	格納容器酸素放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器酸素放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度の代替監視可能	
		格納容器酸素濃度	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	—	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	—	—	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能	
		格納容器酸素濃度 (SA)	格納容器酸素濃度	1	0	—	—	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 (SA)	2	2	①	—	格納容器酸素放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	1	格納容器酸素放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器酸素放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (SA) の代替監視可能	
格納容器酸素濃度 (SA)	格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	—	—	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	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 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 放出 AM設備（明燃作理） AM設備による格納容器 （T/C/Sによる格納容器 ベント）	項目 判断基準 種（3 / 3）	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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
		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	—	代替普注水流量（常設）	1	1	1	代替普注水流量（常設）、低圧原子炉代替普注水流量、低圧原子炉代替普注水流量（常設）、格納容器代替普注水流量、ベデスタル代替普注水流量、ベデスタル代替普注水流量（常設）、格納容器代替普注水流量、ベデスタル代替普注水流量、ベデスタル代替普注水流量（常設）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普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	③	非常用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	低圧原子炉代替普注水流量	2	2	2			
				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	低圧原子炉代替普注水流量	2	2	2			
				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	格納容器代替普注水流量	2	2	2			
				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	ベデスタル代替普注水流量	2	2	2			
				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	ベデスタル代替普注水流量（常設）	2	2	2			
				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	低圧原子炉代替普注水流量	1	1	1			
				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							
				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							
				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							

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 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 TRCVSによる格納容器 ベント）]	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				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	
			計器数	計器名称	SBO影響			計器数	計器名称	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器器壁放射線モニタ（ドライウエル）	2	1	2	0	—	18	[エリア放射線モニタ]	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	1	2	0	—	18	[エリア放射線モニタ]	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	1	0	0	0	—	1	格納容器水素濃度（SA）	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	0	—	1	格納容器水素濃度	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の水位	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	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	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	2	—	2	低圧原子炉代替注水流量（実帯域用）	2	2	代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、格納容器代替サブプレッション・プール注水流量、ベダスタル代替注水流量、ベダスタル代替注水流量（実帯域用）のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	2	2	—	2	ベダスタル代替注水流量	2	2		
				2	2	2	2	—	2	ベダスタル代替注水流量（実帯域用）	2	2		
				1	1	1	1	—	1	低圧原子炉代替注水水位	1	1		
				1	0	0	0	—	1	格納容器熱素濃度（SA）	0	0	直接的に格納容器内熱素濃度を計測することができ、監視可能	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熱素濃度	格納容器熱素濃度（SA）	1	0	0	0	—	2	格納容器熱素濃度（SA）	2	2	格納容器熱素濃度モニタ（ドライウエル）又は格納容器熱素濃度モニタ（サブプレッション・チェンバ）の解析結果により、格納容器熱素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	0	0	0	—	2	格納容器熱素濃度	2	2			
			2	2	2	2	—	2	ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能	2	2			
			2	2	2	2	—	2	サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2			
操作（1 / 2）	原子炉格納容器内の熱素濃度	格納容器熱素濃度（SA）	1	0	0	0	—	1	格納容器熱素濃度	0	0	直接的に格納容器内熱素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	2	2	2	—	2	格納容器熱素濃度モニタ（ドライウエル）	2	2	格納容器熱素濃度モニタ（ドライウエル）又は格納容器熱素濃度モニタ（サブプレッション・チェンバ）の解析結果により、格納容器熱素濃度（SA）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	格納容器熱素濃度モニタ（サブプレッション・チェンバ）	2	2			
			2	2	2	2	—	2	ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能	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						
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 (TVC/Sによる格納容器ベント)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	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	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	2	2	2	2			2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
		サプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	①	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	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	2	2	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
				ベドスタル温度 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の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	①	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	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	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) 又はサプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能	
				サプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	
		操作 (2 / 2)	最終ヒーティングの確保	スクラバ容器水位	8	8	8	8	8	8	8	8	8	8	サプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
スクラバ容器圧力	4			4	4	4	4	4	4	4	4	4	飽和温度/圧力の関係から、サプレッション・チェンバ圧力 (SA) により代替監視可能			
スクラバ容器温度	4			4	4	4	4	4	4	4	4	4	サプレッション・チェンバ温度 (SA) の温度変化により代替監視可能			
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	2	2	2	2	2	2	2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器フィルタヘッド米の健全性を代替監視可能			

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

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

判断基準 (1 / 3)

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） TRC S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	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		
			2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉水位 (SA)	
			2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉水位 (燃料域)	
			2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉水位 (燃料域)	
			2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉水位 (SA)	
			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	サブプレッション・プール水温度 (SA)
			2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		2	原子炉圧力容器温度 (SA)
			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)
			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
判断基準 (2/3)	原子炉格納容器内の温度	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	2	①	2	2	2	2	2	2	残留熱除去系熱交換器出口温度	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	残留熱除去系熱交換器出口温度			
			2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		残留熱除去系熱交換器出口温度	
			2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		残留熱除去系熱交換器出口温度	
	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	①	2	0	2	2	2	2	2	残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより、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	
			2	2	①	2	2	2	2	2	2	2	残留熱除去ポンプ出口流量		
			2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	残留熱除去ポンプ出口流量		
			2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	残留熱除去ポンプ出口流量		
	原子炉補機冷却ポンプ圧力	原子炉補機冷却ポンプ出口圧力	1	1	③	1	1	2	2	2	2	2	残留熱除去ポンプ出口圧力	監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	0	③	2	0	2	2	2	2	2	原子炉補機冷却ポンプ出口圧力		
			2	0	2	2	0	2	2	2	2	2	2		原子炉補機冷却ポンプ出口圧力
			2	0	2	2	0	2	2	2	2	2	2		原子炉補機冷却ポンプ出口圧力

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	計器名称	抽出パラメータを計測する計器			計器故障等	SBO
					SBO影響					SBO影響				
					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	パラメータ 分類		
事故時操作要領書（シビア アクシデント） 放出] AM総機別機内要領書 （TCSによる格納容器水 素・酸素濃度制御）	燃料ヒーティング シフトの確保	機器熱除去系熱交換器冷却 水流速	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	
			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	—	—	—	—			
	電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ローロードセンタ母線電圧 D-ローロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SA-ローロードセンタ母線電圧	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			C-ローロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセンタの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			D-ローロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセンタの受電 状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			緊急用メタクラ電圧	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	—	—	—	—	—	—

重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器										SBO		
			計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称		計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後			計器名称	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） I・P・C・Sによる格納容器水素・酸素濃度制御]	原子炉格納容器内の水素濃度	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 (SA)	1	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	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 【格納容器酸素濃度】	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	監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									格納容器酸素濃度 (SA)	2	2	1	格納容器酸素濃度放熱線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器酸素濃度放熱線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の検出結果により、格納容器酸素濃度の代替監視可能		
									ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により、水素濃度の可能性を把握可能		
									サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	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	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		
									格納容器酸素濃度放熱線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	格納容器酸素濃度放熱線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器酸素濃度放熱線モニタ (サブプレッション・チェンバ) の検出結果により、格納容器酸素濃度 (SA) の代替監視可能		
									ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により、水素濃度の可能性を把握可能		
									サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	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		
原子炉格納容器内の水素濃度	2	2	2	①	—	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					
						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、ドライウエル温度 (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					
						ヘドスタル温度 (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					
原子炉格納容器内の圧力	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能					
						サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	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			
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 放出 AM総機別機作要領書 （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温度	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
			サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	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・プール水温度 (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	
			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	2	2	—	
			FCSプロワ入口流量	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	2	2	—	
			プロワ入口圧力	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	2	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	2	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	2	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	2	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	2	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	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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO					
			計器数	計器名称	計器数	計器名称	SBO影響		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 (S A) 及び格納容器酸素濃度監視 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) AM設備別操作要領書 (MC AMIS)による格納容器水素・酸素濃度測定]	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	[エリア]放射線モニタ	18	[エリア]放射線モニタ	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	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	[エリア]放射線モニタ	18	[エリア]放射線モニタ	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	原子炉炉圧力容器温度 (S A)	2	原子炉炉圧力	2	原子炉炉圧力 (S A)	2	原子炉炉圧力 (S A)	2	2	1	原子炉水位から原子炉炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉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	原子炉炉圧力	2	原子炉炉圧力 (S A)	2	原子炉炉圧力 (S A)	2	2	1			
					2	原子炉炉圧力	2	原子炉炉圧力 (S A)	2	原子炉炉圧力 (S A)	2	2	2	1		
					2	原子炉炉圧力	2	原子炉炉圧力 (S A)	2	原子炉炉圧力 (S A)	2	2	2	1		
			1	原子炉格納容器内の水素濃度	0	格納容器水素濃度 (S A)	0	格納容器水素濃度 (S A)	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	
					0	格納容器水素濃度 (S A)	0	格納容器水素濃度 (S A)	1	格納容器水素濃度	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		
					1	格納容器水素濃度 (S A)	1	格納容器水素濃度 (S A)	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	2	1		格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (S A) の代替監視可能
					1	格納容器水素濃度 (S A)	1	格納容器水素濃度 (S A)	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		1
電源		緊急用メタクラ電圧	1	緊急用メタクラ電圧	1	緊急用メタクラ電圧 (S A)	2	緊急用メタクラ電圧 (S A)	2	2	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把握可能	
			1	緊急用メタクラ電圧	1	緊急用メタクラ電圧 (S A)	2	緊急用メタクラ電圧 (S A)	2	2	2	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把握可能

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 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 「CAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」	判断基準 (1 / 2)	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (トワイエール)	2	2	1	①	—	[エリア]放射線モニタ	18	0	0	0	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	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	1	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 (圧力) 監視可能 原子炉水位 (燃料) 監視可能 原子炉水位 (S/A) 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	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 (燃料)	2	2	2	2	2			
									原子炉水位 (S/A)	1	1	1	1	1			
		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 (S/A)	1	0	0	0	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 (S/A)	1	0	0	①	—	格納容器水素濃度 (S/A)	1	0	0	0	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 事故時操作要領書（シビア アクシデント） 放出） AM（総機組作要領書 （CAMS）による格納容器 水素・酸素濃度測定）	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				補助パラメータ 分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO
			計器名称	計器数	SBO影響			計器名称	計器数	SBO影響		
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後	
原子炉格納容 器内の酸素濃 度	判 断 基 準 (2 / 3)	原子炉格納容 器内の酸素濃 度	格納容器酸素濃度	1	0	0	格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			格納容器管理気放熱線モニ タ (ドライウエル)	2	2	1	格納容器管理気放熱線モニタ (ドライウエル) 又は格 納容器管理気放熱線モニタ (サブプレッジョン・チェ ンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度の代替監視 可能					
			格納容器管理気放熱線モニ タ (サブプレッジョン・チェ ンバ)	2	2	1	格納容器管理気放熱線モニタ (サブプレッジョン・チェ ンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度の代替監視 可能					
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッジョン・チェ ンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把 握可能					
			サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッジョン・チェ ンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把 握可能					
			格納容器酸素濃度	1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、 監視可能					
			格納容器管理気放熱線モニ タ (ドライウエル)	2	2	1	格納容器管理気放熱線モニタ (ドライウエル) 又は格 納容器管理気放熱線モニタ (サブプレッジョン・チェ ンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (SA) の 代替監視可能					
			格納容器管理気放熱線モニ タ (サブプレッジョン・チェ ンバ)	2	2	1	格納容器管理気放熱線モニタ (サブプレッジョン・チェ ンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (SA) の 代替監視可能					
			ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッジョン・チェ ンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把 握可能					
			サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッジョン・チェ ンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把 握可能					
電源		C-メタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタラ母線の受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	
			D-メタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタラ母線の受電状態 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	—	—	—	—

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 1	0 0	0 0	格納容器水素濃度（SA）	1	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
		格納容器水素濃度（SA）	1	0	0	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				
操作	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	0 0	格納容器酸素濃度（SA）	1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能	格納容器酸素濃度（SA）又は格納容器酸素濃度計測モニタ（ドライウエル）又は格納容器酸素濃度計測モニタ（サブプレッジョン・チェンバ）の解析結果により、格納容器酸素濃度の代替監視可能				
						格納容器酸素濃度計測モニタ（ドライウエル）	2	2	2	2		2	2	2	2
						格納容器酸素濃度計測モニタ（サブプレッジョン・チェンバ）	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
		サブプレッジョン・チェンバ圧力（SA）	2	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	ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッジョン・チェンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の空気（酸素）の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能			
		格納容器酸素濃度	1	0	0	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				
		格納容器酸素濃度計測モニタ（ドライウエル）	2	2	2	2	2	2	2	2	格納容器酸素濃度計測モニタ（ドライウエル）又は格納容器酸素濃度計測モニタ（サブプレッジョン・チェンバ）の解析結果により、格納容器酸素濃度（SA）の代替監視可能				
		格納容器酸素濃度計測モニタ（サブプレッジョン・チェンバ）	2	2	2	2	2	2	2	2	格納容器酸素濃度計測モニタ（サブプレッジョン・チェンバ）の解析結果により、格納容器酸素濃度（SA）の代替監視可能				
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA）	ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	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
				サブプレッジョン・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA）	ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	ドライウエル圧力（SA）	7	7	7	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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	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	
最終ヒートシフトの確保	R/CW熱交換器出口温度	ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	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		
		サブプレッジョン・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	サブプレッジョン・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	
			2	0	0		2	0	0			直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り直し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称		計器数	直後	負荷切り直し
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑留のための対応手順 (1) 原子炉ウェル注水 事故時操作要領書(シビアアクシデント)「注水-1」「注水-4」 原子力発生対策手順書 水大減速車を使用した送水「ARF(可搬型)」による原子炉ウェル注水	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	格納容器内部放射線モニタ(ドライウェル)	2	2	1	①	—	[エア]放射線モニタ	18	0	0	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	格納容器外部放射線モニタ(チェンバ)	2	2	1	①	—	[エア]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
		原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能
		原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)	1	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	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
		原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)	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
		原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	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
		原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)	2	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能
		原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度(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
		原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)	7	7	7	①	—	ドライウェル温度(SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力(SA)又は原子炉圧力/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	原子炉圧力容器温度(SA)	7	7	7	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力(SA)又は原子炉圧力/チェンバ圧力(SA)の上昇により代替監視可能
判断基準	水源の確保	水源の確保	備蓄貯水槽(西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	—	—	—	—	—	—	—	—
		水源の確保	備蓄貯水槽(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	ドライウェル温度(SA)	7	7	7	①	—	ベデスタル温度(SA)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度(SA)	7	7	7	①	—	ドライウェル圧力(SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル圧力(SA)又は原子炉圧力/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

1.10 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, 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				計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
		分類	計器名称	計器数	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		
事故時操作要領書(シビアアクシデント)「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」(HMF(可搬型))による原子炉クワール注水	機械監視機能 水源の確保	大量送水車ポンプ出口圧力 輸谷貯水槽(西1) 輸谷貯水槽(西2)	「緊急時対策本部」に確認	2	1	③	大量送水車の運転状態を確認するパラメータ	18	0	0	—	—	—	—	—
			「緊急時対策本部」に確認	2	1	③	代替送水車の確保状態を確認するパラメータ	18	0	0					
			「緊急時対策本部」に確認	2	1	③	代替送水車の確保状態を確認するパラメータ	2	2	1					
事故時操作要領書(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	格納容器差圧明気放射線モニタ(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			
		格納容器差圧明気放射線モニタ(サブプレッショナル・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			
事故時操作要領書(シビアアクシデント)「水素」	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は代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
			2	2	①	—	原子炉水位(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は代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
							原子炉水位(SA)	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

1.10.2.2 水素爆発による原子炉建物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	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	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			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	—	—	—	—	—	—	—	—
			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	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			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				抽出パラメータの代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		
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) 原子炉建屋プロローグアウトパネル開放	事故対応要領書（シビアアクシデント） 「水素」 原子炉異常対策手順書 「プロローグアウトパネル開放」	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	補助パラメータ —	静的触媒式水素処理装置入口温度	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代替監視可能	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出口温度	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			
判断基準	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋水素濃度	1	0	①	補助パラメータ —	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	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代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉建屋水素濃度	5	0	①			2	2			
操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋水素濃度	1	0	①	補助パラメータ —	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	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代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉建屋水素濃度	5	0	①			2	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

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代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
		燃料プール水位 (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	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
		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	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
		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	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
		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	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
		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	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
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	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		

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 （事故時操作要領書（備忘録） 「燃料プールの冷却」 AM図（個別操作要領書） 「海水系による燃料プール注水」）	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									
		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									
			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	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
			燃料プール温度高警報	1	1	1	1	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
			燃料プール水位・温度 (S A)	1	0	0	①	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
			スキマセンサータンク水位	1	0	0	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
			燃料取替放熱線モニタ (燃料取替放熱線モニタ)	2	0	0	②	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
			燃料取替放熱線モニタ	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	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
			燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1	1	1	①	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
		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	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
			補助消火水槽水位	2	0	0	③	代替排水の確保状態を確認するパラメータ	1	1	1	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
		水源の確保	ろ過タンク水位	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	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								

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	計器故障等		SBO	
																計器数
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 a. 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「燃料プール制御」） 原子力災害対策手順書 「大流量送水車を使用した送水」	燃料プールの監視	燃料プールの監視	燃料プール水位低警報	1	1	1	1	1	1	0	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放料線の遮断状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	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	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	
			燃料プール水位・温度 (S A)	1	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
			燃料プール水位 (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	
			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	
			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	
電源	電源	電源	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
			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	—	—	—	—	—	—		
			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					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	
														監視
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」 原子力発電所を建設中のホーンズ便渠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	—	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	—	—	燃料プール内温度 (SA)	1	1	1	—	
		燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	燃料プール水位・温度 (SA)	1	0	0	—	
		燃料プール水位 (SA)	1	0	0	0	①	—	燃料プール水位 (SA)	1	1	1	—	
		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	—	
		燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	—	—	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	—	—	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	—	—	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	—	—	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	—	—	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	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	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	—	—	—	—		
		緊急用メタタラ電圧	1	1	1	1	③	緊急用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—		
		SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—		
		輪谷貯水槽 (西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—						
		輪谷貯水槽 (西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—						
		輪谷貯水槽 (西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4)	「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

1.11 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	1	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能		
			燃料プール水位・温度 (SA)	1	0	0	0	0	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		
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能		
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能		
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能		
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能		
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能		
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能		
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	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	補機監視機能	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能		
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能		
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能		
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能		
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能		
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能		
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能		
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能		
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能		
水源地の確保	大量送水車ポンプ出口圧力	水源地の確保	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能		
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能		
			燃料プール監視カメラ (SA)	1	0	0	0	0	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	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	SBO
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	燃料プール水位低警報	1	1	1	—	—	燃料プール水位 (SA)	1	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、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	—	—	燃料プールエアリア放射線モ 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	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 (SA)	1	0	0	①	—	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	—	燃料プールエアリア放射線モ 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)	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	①	—	燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	—	燃料プールエアリア放射線モ 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	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
電源	電源	電源	C-メタタラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタタラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
			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	—	—	—	—	—	
			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	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 a. 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のスプレイ（淡水/海水） 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」 原子力発電所敷内作業要領書 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（SA）	1	1	1	①	—	燃料プール水位（SA） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA） 燃料プール監視カメラ（SA）	1 1 1	0 1 1	0 1 1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール水位（SA）	1	0	0	①	—	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）	1 1 1	1 1 0	1 1 0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール監視カメラ（SA）	1	0	0	①	—	燃料プール水位（SA） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA） 燃料プール監視カメラ（SA）	1 1 1	0 1 0	0 1 0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
			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	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	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	—	—	—
			緊急用メタタラ電圧	1	1	1	③	—	緊急用メタタラの受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	—	—
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	—	—	—			
輪谷貯水槽（西1）	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	—	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			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） 「燃料プールの冷却」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」 「原子力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	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール温度高警報	1	1	1	1	1	燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プール水位・温度 (SA)	1	0	0	0	1	燃料プールの監視カメラ (SA)	1	1	1	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	0	1	燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	0	1	燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	0	1	燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	0	1	燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	0	1	燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	0	1	燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	0	1	燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力	水溜の確保	大量送水車ポンプ出口圧力	4	4	4	4	大量送水車の運転状態を確認するパラメータ	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	0	燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	0	燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	0	燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
水溜の確保	輪谷貯水槽 (西1)	輪谷貯水槽 (西2)	輪谷貯水槽 (西1)	4	4	4	「緊急時対策本部」に確認	燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			輪谷貯水槽 (西2)	4	4	4	「緊急時対策本部」に確認	燃料プールの監視カメラ (SA)	1	0	0	燃料プールの燃料集合体等の冷却状況、放射線の監視状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		

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	計器故障等	SBO	
													計器数
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」 事故時操作要領書（庶務 「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	—	—	燃料プール水位 (S.A)	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	1	1	1	
		燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	1	①	—	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	
		燃料プールの監視							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	0	①	—	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	
		燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	0	①	—	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	0	①	—	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	0	①	—	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	0	①	—	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	
		燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	0	①	—	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	
操作 (1 / 2)	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 (S.A)	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	1	1	1	
		燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	1	①	—	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	0	0	
		燃料プールの監視							燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	
スキマサージタンク水位	燃料プールの状態を確認するパラメータ	スキマサージタンク水位	1	0	0	0	③	燃料プールの状態を確認するパラメータ	1	0	0	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	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後	
													SB0影響
事故時操作要領書（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」	燃料プールの監視 操作 (2 / 2)	燃料プールの監視	燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	0	計器故障等 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	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	0		
			燃料取替用放射線モニタ	4	4	0	燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—		
			燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)	1	1	1	—	燃料プール水位 (S A)	1	0	0		燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度状況及び境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能
1.11.2.4 燃料プールから発生する水蒸気による蒸気影響を防止するための対応手順 (1) 代替交配電源設備を使用した燃料プール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	計器故障等 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		
			燃料プール水位・温度 (S A)	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
			燃料プール水位 (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
スキマサージタンク水位	判断基準 (1 / 2)	燃料プールの監視	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	計器故障等 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 (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 (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
			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

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価						
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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	監視事項は主要パラメータにて確認
										2	2		2	2	原子炉圧力 (S.A)	
			2	2	原子炉圧力容器内の温度	①	—	1	1	2	2		2	2	残留熱除去系が運転不能であれば、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
										2	2		2	2	原子炉水位 (S.A)	
			2	2	原子炉圧力容器内の水位	①	—	1	1	2	2		2	2	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	2	原子炉圧力 (S.A)	
			2	2	原子炉圧力容器内の水位	①	—	1	1	2	2		2	2	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	2	原子炉圧力 (S.A)	
			2	2	原子炉圧力容器内の水位	①	—	1	1	2	2		2	2	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	2	原子炉圧力 (S.A)	
			2	2	原子炉圧力容器内の水位	①	—	1	1	2	2		2	2	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	2	原子炉圧力 (S.A)	
2	2	原子炉圧力容器内の水位	①	—	1	1	2	2	2	2	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	2	原子炉圧力 (S.A)		1	1	1	原子炉圧力 (S.A)
2	2	原子炉圧力容器内の水位	①	—	1	1	2	2	2	2	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	2	原子炉圧力 (S.A)		1	1	1	原子炉圧力 (S.A)

判断基準 (1 / 4)

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	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)放水盤による大気への放 射性物質の拡散抑制	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測すること が、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と換 熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	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換 熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用))	2	2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と換 熱除去に必要な水量より代替監視可能
			原子炉降圧時冷却ポンプ出 口流量	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	1	0	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換 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	0	0		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と換 熱除去に必要な水量より代替監視可能
			低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	1	0	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換 熱除去に必要な水量より代替監視可能
			残留熱代除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッショ ン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の 水を推定可能
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッショ ン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の 水を推定可能
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	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 水を推定可能
			サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッショ ン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の 水を推定可能
			サブプレッジョン・プール水 位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1		水源であるサブプレッジョン・プール水位 (S.A) の水 位変化より代替監視可能
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッショ ン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の 水を推定可能
原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッショ ン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の 水を推定可能				
低圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッショ ン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の 水を推定可能				
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッショ ン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の 水を推定可能				
原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッショ ン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の 水を推定可能				

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響						
					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放水路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	低圧原子炉代替注水流速	2	2	2	2	2	2	2	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
			低圧原子炉代替注水流速 (稼働専用)	2	2	2	2	2	2	2	2	1		1	
			R P V / P C V 注水流速	1	1	0	0	3	3	3	3	3		3	3
			残留熱代替除去ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1	1
			制御棒駆動水圧系系統流量	1	0	0	0	3	3	3	3	3		3	3
			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	3	3	3	3	3		3	3
			低圧停心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	1	1	1	1	1		1	1
			高圧停心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	1	1	1	1	1		1	1
			原子炉圧力容器への注水量	3 / 4											

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO		
			計器数	計器名称	補助パラメータ 分類理由	SBO影響		計器数	計器故障等	SBO			
						直後	負荷切り離し後						
原子力災害対策手順書 1)放水による大気への放射 性物質の拡散抑制	燃料プールの 監視	燃料プール水位監視	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	燃料プール水位監視カメラ (S A)	—	0	1	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃 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	燃料プール水位 (S A)	—	1	1	0	0	0	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃 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	燃料プール水位・温度 (S A)	—	0	1	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃 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	燃料プール水位 (S A)	—	0	1	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃 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	燃料プール水位・温度 (S A)	—	0	1	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃 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	燃料プール水位 (S A)	—	0	1	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃 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	燃料プール水位・温度 (S A)	—	0	1	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃 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	燃料プール水位 (S A)	—	0	1	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃 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	燃料プール水位・温度 (S A)	—	0	1	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃 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

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器										評価			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	抽出パラメータ 分類理由	計器名称	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)放水器による大気への放射 性物質の拡散抑制			代噴注水流量 (管設)	1	1	①	—	低圧原子炉代噴注水槽水位	1	1	1	1	水源である低圧原子炉代噴注水槽水位の水位変化より 代噴監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認	
				2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッション・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代噴監視可能		
				3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッション・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代噴監視可能		
				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噴 監視可能		
				2	2	①	—	ベデスタル水位	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噴 監視可能		
				2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッション・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代噴監視可能		
				2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッション・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代噴監視可能		
				2	2	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噴 監視可能		
				2	2	①	—	サブプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1	1	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代噴 監視可能		
				2	2	①	—	ベデスタル水位	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噴 監視可能		
操作 (1 / 2)		原子炉格納容 器への注水量	格納容器代噴スプレイ流量	2	2	①	—	ドライウエル水位	3	3	3	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代噴 監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認		
				2	2	①	—	サブプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1	1		注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代噴 監視可能	
				2	2	①	—	ベデスタル水位	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噴 監視可能	
				2	2	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噴 監視可能	
				2	2	①	—	サブプレッション・プール水 位 (SA)	1	1	1	1		注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール 水位 (SA)、ベデスタル水位の水位変化により代噴 監視可能	
				2	2	①	—	ベデスタル水位	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噴 監視可能	
				2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	2		ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッション・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代噴監視可能	
				2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2		ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッション・チェン バ圧力 (SA) の差圧により代噴監視可能	
				2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	7		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することがで き、監視可能	
				2	2	①	—	ベデスタル温度 (SA)	2	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S A) 又はベデスタル温度 (SA) により代噴監視可能	
原子炉建屋内 の水素濃度		原子炉建屋内 の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度	1	0	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		
				5	0	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) により代噴監視可能	
				1	0	①	—	静的触媒式水素処理装置入 口温度	2	2	2	2		静的触媒式水素処理装置入口温度及び動的触媒式水素 処理装置出口温度の温度差により原子炉建屋内水素濃 度の代噴監視可能	
				5	0	①	—	静的触媒式水素処理装置出 口温度	2	2	2	2		静的触媒式水素処理装置入口温度及び動的触媒式水素 処理装置出口温度の温度差により原子炉建屋内水素濃 度の代噴監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	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				計器数	直後	負荷切り離し後		
原子力災害対策手順書 1)放水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	—	—	1	1	1	—	—	—
			燃料プール水位 (S.A)	1	0	0	—	①	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 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	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	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	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 (S.A)	1	0	0	—	①	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 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	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	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	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	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	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	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	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
モニタリングポスト	屋外の放射線 量	「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

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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					
												項目	補助パラメータ	パラメータ	分類	
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箇所の取り込み (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取り込み 原子力災害対策手順書「放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の水位 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) 原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器内の水位 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)	原子炉格納容器内の放射線量率	2	2	1	1	①	—	[エリア]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	
		原子炉格納容器内の放射線量率	2	2	1	1	①	—	[エリア]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	
		原子炉圧力容器内の温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、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 (S.A)	1	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	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	—	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不能であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		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	1	1	直接的に原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	2	①	—	原子炉圧力	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
		原子炉圧力容器内の水位	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、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	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、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	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、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	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、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	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、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	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、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	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

判断基準 (1 / 4)

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	負荷切り離し後		
													SRD影響	SRD影響
原子力災害対策手順書 1)放水設備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	SRD	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と換熱除去に必要な水量より代替監視可能 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			
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2			
								低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2			
								原子炉降圧時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
								原子炉圧力	2	2	1			
								原子炉圧力 (S.A)	1	1	1			
								サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2			
								サブプレッション・プール水 位 (S.A)	1	1	1			
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S.A) の水 位変化より代替監視可能 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											
低圧原子炉代替注水流量	1	1	1											
低圧原子炉代替注水流量	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 (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											
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											
原子炉水位 (S.A)	1	1	1											

別
添
基
準
(
2
<
4
)

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				補助パラメータ 分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO		
			計器名称	計器数	SBO影響			計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
原子力災害対策手順書 1放水器による大気への放射 性物質の拡散抑制	原子炉圧力容 器への注水量	原子炉圧力容 器への注水量	低圧原子炉代替注水流 量	2	2	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認		
			低圧原子炉代替注水流 量 (狭帯域用)	2	2	①	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
			R P V / P C V 注 入 流 量	1	1	③	—	—	—	—	—			
			残留熱代替除去ポンプ出 口流量	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	—	—	—	—			
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	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 位変化より代替監視可能	
			制御棒駆動水圧系系統流 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	—	—	—	—			
			残留熱除去ポンプ出口流 量	3	0	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)	2	2	1		1	残留熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能
			高圧停心スプレイポンプ出 口流量	1	0	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		1	残留熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替 監視可能
									サプレッション・プール水 位 (S A)	1	1		1	1

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO		
			計器数	計器名称	補助パラメータ 分類理由	SBO影響		計器数	計器故障等	計器故障等			
						直後	負荷切り離し後						
原子力災害対策手順書 1)放水による大気への放射 性物質の拡散抑制	燃料プールの 監視	燃料プール水位監視	1	燃料プール水位監視	—	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	①	—	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	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
		燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	①	—	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	①	—	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	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	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	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	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	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

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO					
			計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等							
										SBO影響						
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内燃料体系等の著しい損傷時の手順 (2) 海津への放射性物質の拡散抑制 a. 放射性物質吸着材による海津への放射性物質の拡散抑制	原子力災害対策手順書 「放射性物質吸着材による海津への放射性物質の拡散抑制」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル)	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 (サブプレッション・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		
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力							2	2		1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能
				原子炉圧力 (S.A)							1	1		1	1	
				原子炉水位 (広帯域)							2	2		1	1	
				原子炉水位 (燃料域)							2	2		1	1	
			原子炉圧力容器内の水位	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	
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 (常設)						1	1	1	1					
		低圧原子炉代替注水流量						2	2	2	2					
		低圧原子炉代替注水流量 (広帯域用)						2	2	2	2					
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量						1	1	1	1					
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量						1	0	0	0	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				
		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	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							

判断基準 (1 / 4)

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等		SBO
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
原子力災害対策手順書 「放射性物質拡散源材による 隣国への放射性物質の拡散 抑制」	原子炉圧力容器 内の水位	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	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 代替注水流量 (常設)	1 1	1 1	2 2	1 1	2 2	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と換熱除去に必要な水量より代替監視可能				
別 冊 基 準 (2 / 4)	原子炉圧力容器 への注水量	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	2 2	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補水を推定可能	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 代替注水流量 (常設)	1 1	1 1	2 2	1 1	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補水を推定可能				
			サブプレッジョン・チェンバ 圧力 (S.A)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (S.A) の水位変化より代替監視可能				
			サブプレッジョン・プール水 位 (S.A)	1 1	1 1	1 1	1 1	1 1	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (S.A) の水位変化より代替監視可能				
			原子炉水位 (S.A)	1 1	1 1	1 1	1 1	1 1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の補水を推定可能				
			低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (常設)	1 1	1 1	1 1	1 1	1 1	水源である低圧原子炉代替注水流量の水位変化より代替監視可能				
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の補水を推定可能				
			原子炉水位 (S.A)	1 1	1 1	1 1	1 1	1 1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の補水を推定可能				
			高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設)	1 1	1 1	1 1	1 1	1 1	水源である低圧原子炉代替注水流量の水位変化より代替監視可能				
			原子炉水位 (S.A)	1 1	1 1	1 1	1 1	1 1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の補水を推定可能				

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響					
					直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
原子力災害対策手順書「放射性物質拡散材料による発電所への放射性物質の拡散抑制」	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	低圧原子炉代替注水流速	2	2	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
			低圧原子炉代替注水流速 (狭帯域用)	2	2	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1			
			R P V / P C V 注水流速	1	1	③	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1			
			残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	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)	2	2	2	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 (狭帯域用)	1	1	①	原子炉水位 (広帯域)	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 (S A)	1	1	1	1			
			制御棒駆動水圧系系統流量	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	1	1	1	1		1	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力容器への注水量	3	0	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1		1	
			残留熱除去ポンプ出口流量	1	0	①	原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		1	
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	①	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	①	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	
原子炉水位 (S A)	1	1	③	原子炉水位 (S A)	1	1	③	原子炉水位 (S A)	1	1	③	1	1	

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO
			計器数	計器名称	計器数	計器名称	SBO影響		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「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	燃料プールの監視	1	燃料プール水位監視カメラ (S.A)	1	燃料プール水位 (S.A)	1	燃料プール水位 (S.A)	0	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の濃度、燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			1	燃料プール水位・温度 (S.A)	1	燃料プール水位・温度 (S.A)	1	燃料プール水位・温度 (S.A)	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
			1	燃料プール水位・温度 (S.A)	1	燃料プール水位・温度 (S.A)	1	燃料プール水位・温度 (S.A)	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
			1	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	燃料プール監視カメラ (S.A)	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
			1	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	燃料プール監視カメラ (S.A)	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
			1	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	燃料プール監視カメラ (S.A)	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
			1	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	燃料プール監視カメラ (S.A)	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
			1	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	燃料プール監視カメラ (S.A)	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
			1	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	燃料プール監視カメラ (S.A)	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
			1	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	燃料プール監視カメラ (S.A)	1	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
操作											

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価							
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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. シルトフェーンによる海洋への放射性物質の拡散抑制	原子力災害対策手帳書 「シルトフェーンによる海洋への放射性物質の拡散抑制」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル)	2	2	1	①	—	[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			
			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)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2		1	原子炉圧力	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、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	—	原子炉圧力 (S/A)	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	①	—	原子炉圧力 (S/A)	1	1	1		1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	
				原子炉圧力容器内の水位	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	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	①	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1		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等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 (常設)	1	1		1	1	
					低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	①	—	低圧原子炉代替注水流量	2	2		2	2	
					低圧原子炉代替注水流量 (軟蒸機用)	2	2	2	①	—	低圧原子炉代替注水流量 (軟蒸機用)	2	2		2	2	
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1			1	①	—	原子炉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			1	①	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0					
原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	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	0	原子炉圧力容器の水位を推定可能				
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1	①	—	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0					
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	①	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1					
		原子炉圧力	2	2	2	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 (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	①	—	サブプレッション・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 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	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 [インシデントフェーズによる海 注への放射性物質の拡散抑 制]	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	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、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換 熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と換 熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用))	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と換 熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			原子炉降圧時冷却ポンプ出 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	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換 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換 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換 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、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	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッショ ン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能		
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	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		
			サブプレッジョン・チェンバ 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・プール水 位 (S.A)	1	1	1	1	1	水源であるサブプレッジョン・プール水位 (S.A) の水 位変化より代替監視可能		
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッショ ン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能		
			原子炉水位 (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		
低圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	水源である低圧原子炉代替注水流量の水位変化より 代替監視可能					
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッショ ン・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満 水を推定可能					
原子炉水位 (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					

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				補助パラメータ 分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO
			計器名称	計器数	SBO影響			計器名称	計器数	SBO影響		
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後	
原子力災害対策手順書 [インシデントフェーズによる海 津への放射性物質の拡散抑 制]	原子炉圧力容 器への注水量	原子炉圧力容 器への注水量	低圧原子炉代替注水流量	2	2	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	監視事項は主要パラ メータにて確認
			低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	
			R P V / P C V 注水流量	1	1	③	原子炉水位 (S A)	1	1	—	—	
			残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)	2	2	1	1	
			原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	
			制御棒駆動水圧系系統流量	1	0	③	原子炉水位 (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)	2	2	1	1	
			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)	2	2	1	1	
			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)	2	2	1	1	

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			計器故障等	SBO	
				計器数	SBO影響				計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後			
原子力災害対策手順書 [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	0	0	—	—	
			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
			燃料プール監視カメラ (S A)	1	0	0	①	—	1	1	1	1	燃料プール内の燃料集合体等の冷却状況、放射線の遮 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	—	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	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	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	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	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	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	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 [軽空機燃料火災時等にお ける初動対応]	操作	軽空機燃料火災時の手順	①, ②, ③ 原子力発電所内における軽空機燃料火災時の手順 (1) 初期対応における延焼防止処置 (2) 軽空機燃料火災の対応 (3) 化学消防自動車等又は小型放水車等による泡消火											
			④ 大型放水ポンプ車及び放水砲による軽空機燃料火災への泡消火											
原子力災害対策手順書 [放水砲による消火活動]	操作	軽空機燃料火災時の手順	①, ②, ③ 原子力発電所内における軽空機燃料火災時の手順 (1) 初期対応における延焼防止処置 (2) 軽空機燃料火災の対応 (3) 化学消防自動車等又は小型放水車等による泡消火 (4) 大型放水ポンプ車及び放水砲による軽空機燃料火災への泡消火											
			④ 大型放水ポンプ車及び放水砲による軽空機燃料火災への泡消火											

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価							
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器数	直後	SBO影響								
											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) 原子炉隔離時停炉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	3	3	3	3	3	3	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抽換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）とサブプレッジョン・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
			2	2	2	2	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
			0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0		0
			3	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
			0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0		0
			1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1		1
			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
			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

1.13 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
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		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (終帯域用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉圧力 (S.A)	1	1	1		
サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2									
水源の確保	1	0	0	0	0	0	0	0	0	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		
復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	③									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（撤炭 ペーセス） 「水位確保」等	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	
												パラメータ 分類
	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 (圧荷域) 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	SBO
				2	2		高圧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		
				2	2		低圧原子炉代替注水流量 (突帯域用)	2	2	2		
				2	2		低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
				2	2		原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1		
				3	3	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		
				2	2	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		
				2	2		原子炉圧力 (S A)	1	1	1		
				2	2		サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2		

原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と姉線
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(徴収 ページ) 「水位確保」等	項目	排出パラメータを計測する計器				排出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後
操作 (2 / 3)	原子炉圧力容 器内の水位	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	2	2	1	1	直接的に原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	
			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2	
			低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2	2	2	2	
			原子炉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	0	0	0	0	3	0	
			低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0	0	0	1	0	
			残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1	1	1	1	1	
			原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2	
			原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1	1	1	1	
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

1.13 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	計器数	直後	負荷切り離し後		
											パラメータ分類
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 原子炉圧力容器内の水位 別冊基準 (1/2)	3 2 2 2	3 2 2 2	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	③	非常用スタックラの過電状態を確認するパラメータ	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	
							低圧原子炉代替注水流量 (供着機用)	2	2	2	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
							原子炉圧力	2	2	2	1
							原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	1
							サブプレッション・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	2

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
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
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	
							低圧原子炉代替注水流量 (終帯域用)	2	2	2	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
							原子炉圧力	2	2	1	
							原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	
							サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	
水の確保	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水の供給手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段 事故時操作要領書（撤炭 ペーセス） 「水位確保」等	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後		
												補助パラメータ 分類理由	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 (圧降域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	3	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 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	1		1	
				2	2	2	1	1	1	1		1	1
				3	3	3	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	1	1	1	1		1	1
				2	2	2	1	1	1	1		1	1
2	2	2	1	1	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 事故時操作要領書(徴収 ページ) 「水位確保」等	項目	排出パラメータを計測する計器				排出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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	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	SD0影響	SD0影響
操作 (2 / 3)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1	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	1	1
				2	2	2	2	2	2	2	2			2	2	2
				2	2	2	2	2	2	2	2			2	2	2
				1	1	1	1	1	1	1	1			1	1	1
				1	1	1	1	1	1	1	1			1	1	1
				0	0	0	0	0	0	0	0			0	0	0
				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
				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			
													SBO影響	SBO影響	
原子力災害対策手順書 （大量送水車を使用した送水／補給）	判断基準 水源の確保		低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	①	—	代替注水流量（常設）	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	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		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 水源の確保		低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	1	1	—	—	原子炉水位（SA）	1	1	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）			③	「緊急時対策本部」に確認	輪谷貯水水位（SA）	1	1	0	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	低圧原子炉代替注水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2）			③	「緊急時対策本部」に確認	サプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	0	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	低圧原子炉代替注水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）			③	「緊急時対策本部」に確認	低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	2	2	0	0	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	低圧原子炉代替注水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2）			③	「緊急時対策本部」に確認	代替注水流量（常設）	1	1	—	—	—	—	—
			輪谷貯水槽（西1）			③	「緊急時対策本部」に確認	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	—	—	—	—	—
			輪谷貯水槽（西2）			③	「緊急時対策本部」に確認	サプレッション・プール水位（SA）	1	1	—	—	—	—	—
			輪谷貯水槽（西1）			③	「緊急時対策本部」に確認	低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	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	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	
													SBO影響
原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」 1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (7) 水を水源とした対応手順 a. 水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 水の確保	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後水貯蔵槽水位の代替監視可能 注水先の原子炉水位の変化により、低圧原子炉代替注水槽水位の代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
			2	2	2	2	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	2			
			1	1	1	1	原子炉水位（SA）	1	1	1			
			1	1	1	1	サブレンジョン・プール水位（SA）	1	1	1			
操作	水源の確保								2	0	0	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力により、低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを監視可能	

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				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 ("大規模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	
			2	2	2	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	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		
		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		
							サブプレッジョン・ブール水位 (SA)	1	1			
		輪谷貯水槽 (西2)			③	「緊急時対策本部」に確認	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	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	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				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			
原子力災害対策手順書 「大気送水車を使用した送水手順」	操作	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水時満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	—	原子炉水位 (圧力)	2	2	原子炉水位 (圧力)	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
				2	2	—	原子炉水位 (燃料)	2	2	原子炉水位 (燃料)	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	—	原子炉水位 (SA)	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	—	サブプレッショニング・プール水位 (SA)	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	2	③	—	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			
						③	「緊急時対策本部」に確認	輸送水槽 (西1)		—	代替注水水源の確保状態を確認するパラメータ			
						③	「緊急時対策本部」に確認	輸送水槽 (西2)		—	代替注水水源の確保状態を確認するパラメータ			
						③	「緊急時対策本部」に確認	海を利用		—	代替注水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	分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価			
					SBO影響	直後	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
1.13.2.2 水源への水を供給するための対応手順 (2) 輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)へ水を供給するための対応手順 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	補助パラメータ分類理由	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—				
			輪谷貯水槽(西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—					
			輪谷貯水槽(東1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—					
			輪谷貯水槽(東2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—					
			輪谷貯水槽(西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—					
			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	水源の確保	輪谷貯水槽(東1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—				
			輪谷貯水槽(東2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—				
			輪谷貯水槽(西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—				
			輪谷貯水槽(西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—				
			輪谷貯水槽(東1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—				
			輪谷貯水槽(東2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—				
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	補助パラメータ分類理由	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—					
		輪谷貯水槽(西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—						
		輪谷貯水槽(西1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—						
		輪谷貯水槽(西2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—						
		輪谷貯水槽(東1)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—						
		輪谷貯水槽(東2)	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—						

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	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	代替源の確保状態を確認するパラメータ	—		
				操作	水源の確保						

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				SBO						
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器数	直後	SBO影響							
											負荷切り離し後	負荷切り離し後				
1.13.2.3. 水源を切替えるための対応手順 (除酸ベース) 「水位確保」等 事故時操作要領書	基判 理由	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
		原子炉格納容器内の温度	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	2	サブレーション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	操作	原子炉格納容器内の水位	サブレーション・プール水位 (SA)	代替注水流量 (常設)	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (稼働時)、格納容器内代替注水流量 (稼働時)、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (稼働時)のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水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 (稼働時)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
				格納容器内代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
				ベデスタル代替注水流量 (稼働時)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
				ベデスタル代替注水流量 (稼働時)	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
				低圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
				低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
				低圧原子炉代替注水流量	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	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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														
1.13.2.3. 水源を切替えるための対応手順 (除酸ベース) 「水位確保」等 事故時操作要領書	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																			
		原子炉格納容器内の温度	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	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	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	原子炉格納容器内の水位	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (稼働時)、格納容器内代替注水流量 (稼働時)、ベデスタル代替注水流量、ベデスタル代替注水流量 (稼働時)のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
					2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		
					1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
					2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2
					1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
					2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	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
					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

1.13 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				計器故障等	SBO		
		分類	計器名称	計器数	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
1.13.2.3 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 原子炉災害対策手順書 「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保するパラメータ	輸谷貯水槽 (四1)	1	1	1	—		
			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保するパラメータ	輸谷貯水槽 (四2)	2	2	2	1		
	操作	水源の確保	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 (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	
			海を利用	「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確保するパラメータ	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0	0	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	

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価																	
				計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	計器名称	計器故障等		SBO																
												SB0影響	直後	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	-	-	-											
										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」	基 判 準 則	水源の確保	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	-	-	-							
																					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	-	-	-
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」	操 作	水源の確保	海を利用	-	-	-	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	-	-	-										

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	抽出パラメータを計測する計器				抽出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PM	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数 0内はPM	直後	負荷切り離し後	
1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順 （1）代替交流電源設備による給電 a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電 事故時操作要領書（確保 （外部電源喪失時対応手 順） 「電源復旧」 AM設備的操作用要領書 C/TGによる非常用母線 受電）	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	—	—	—
			HPC S-メタクラ母線電 圧	1	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—
			ガスタービン発電機電圧	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	—	—	—
			ガスタービン発電機電流 監視	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	—	—	—
			ガスタービン発電機電力	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	—	—	—
操 作	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	—	—	—	

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							
1.14.2.1 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 用の電源確保」 「タンクローリから各機器 等への給油」	電源 判断基準	220kV 第2原子力幹 線1L送電電圧 220kV 第2原子力幹 線2L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 HPC S-メタクラ母線電 圧 高圧発電機車電圧 高圧発電機車周波数	1 1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 「緊急時対策本部」に確認 「緊急時対策本部」に確認	1 1 1 1 1 1 1 1	③ ③ ③ ③ ③ ③ ③ ③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ 外部電源の受電状態を確認 するパラメータ 外部電源の受電状態を確認 するパラメータ 非常用メタクラの受電状態 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 非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ 代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ 代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	計器故障等	SBO							
										電源	操作	緊急用メタクラ電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ローセントラ母線電圧 D-ローセントラ母線電圧	1 1 1 1 1	1 1 1 1 1	③ ③ ③ ③ 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 非常用メタクラの受電 状態を確認するパラメータ 非常用ローセントラの受電 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

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 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		
電源	事故時操作要領書（抜粋） （外部電源喪失時対応手順） 「電源復旧」 AM型個別機車運轉書 （高圧発電機車による非常用母線受電） 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したM/C系又はM/C系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	電源	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ						
			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				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	計器故障等	
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 手順） 「電源復旧 AM設備別操作要領書 c.号時間融通による非常用 電源受電」	電源	判断 基準	220kV 第2原子力幹 線1L送電電圧	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ	—	—	SBO
			220kV 第2原子力幹 線2L送電電圧	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	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	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-メタクラ母線電圧（他号 炉）	「緊急時対策本部」に確認		③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	
			D-メタクラ母線電圧（他号 炉）	「緊急時対策本部」に確認		③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	
			HPCS-メタクラ母線電 圧	1	1	③	非常用メタクラの受電状態 を確認するパラメータ	—	—	
			C-メタクラ母線電圧	1	1	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	—	—	
操作	非常用ディーゼル発電機連 続監視（他号 炉）	ディーゼル発電機電圧（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	—	—		
		ディーゼル発電機電力（他 号炉）（A,B系のみ）	「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	—	—		
		ディ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	非常用ディーゼル発電機の 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

1.14 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 （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（既録） 「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	—		
	電源	操 作	B-115V系直流母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認 するパラメータ	—		
			B-115V系直流（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	—		
			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	—		
	電源	判 断 基 準	220kV 第2原子力幹 線2L送電電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ	—		
			66kV 鹿島支線電圧	1	1	1	③	外部電源の受電状態を確認 するパラメータ	—		
事後時操作要領書（既録） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 （B-115V系蓄電池（S 盤支電））	蓄電池放電時 経過時間	D-メータクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メータクラの受電状態 を確認するパラメータ	—			
		B-115V系蓄電池の放電時 間が8時間以上となるおそ れ	1	1	1	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(備録ベース) ①電源復旧 ②(仮)補助的熱源確保 ③(仮)補助的熱源確保(低圧原子炉代替注水流量(SA))によるB-115V系直流盤受電	電源		B-115V系盤電池(SA)電圧	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
	動作 (1) / (2)							高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量(常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量(実帯域用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) サブプレッション・チェンバ 圧力(SA)	1 1 1 2 2 1 1 3 1 1 1 2 1 2	1 1 1 2 2 1 0 0 0 1 1 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均質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

1.14 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	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質熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
				1	1	1	1	1	1	1	1	1			1		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漏れ水を推定可能
				1	1	1	1	1	1	1	1	1			1		
				1	1	1	1	1	1	1	1	1			1		
				1	1	1	1	1	1	1	1	1			1		
				1	1	1	1	1	1	1	1	1			1		
				1	1	1	1	1	1	1	1	1			1		
				1	1	1	1	1	1	1	1	1			1		
				1	1	1	1	1	1	1	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」	基判 遮断	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		
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」	操作	電源	A-115V系充電器電圧	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		

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	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ				計器故障等	SBO
			B-115V系充電器電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					
	操作	B-115V系直流流母線電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					
		D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ					
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	基判 判断	電源	B-115V系充電器（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					
			B-115V系直流流（SA）母線電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ				
	操作	D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ					
		SM用115V系充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	基判 判断	電源	SM対策設備用分電盤（2）母線電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ				
	操作	23 OV系充電器（RC I C）電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					
		23 OV系直流流（RC I C）母線電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ					
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧」	基判 判断	電源	C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ					
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ				
	操作												

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価
		分類	計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 0内はPAM	SBO影響		
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後	
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (1) 代替直流電源設備による給電 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 用メタカラ接続プラグ鑑か 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	判断基準	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系充電電池（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）	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	—	—		
			SA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系充電電池（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 カラ接続プラグ鑑かによるメ タカラ接続プラグ使用した緊急 用メタカラ電源確保」 「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	判断基準	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	—	—		
			SA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系充電電池（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 カラ接続プラグ鑑かによるメ タカラ接続プラグ使用した緊急 用メタカラ電源確保」 「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	判断基準	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	—	—		
			SA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	—	—		
			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	—	—		
			SA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系充電電池（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	—	—		

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			
											計器名称	計器故障等
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 「号年間融通による非常用 低圧母線受電」	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)				③	「緊急時対策本部」に確認		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)				③	「緊急時対策本部」に確認		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)				③	「緊急時対策本部」に確認		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)				③	「緊急時対策本部」に確認		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受電 a. ガスタービン発電機又は高圧発電機によるSAロードセントラ母線受電 事故時操作要領書(既設)「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 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(既設)「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	「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			—
			電源	操作		緊急用メタクラ電圧	1	1	1			③
SAロードセントラ母線電圧	1	1				1	③	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	—			

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価				
		分類	計器名称	計器数 0内はPM	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 0内はPM	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（撤換ベース） 電源復旧 AM設備別操作要領書 「GTTG」による非常用母線受電 「タンクローリ」から各機器等への給油	判断基準	電源	C-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ								
			D-メタカラ母線電圧	1	1	1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ								
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			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								
			緊急用メタカラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタカラの受電状態を確認するパラメータ								
			SAロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	緊急用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機喪失時の代替電源による対応手順 a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電 事故時操作要領書（撤換ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTTG」による非常用母線受電	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								
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								
緊急用メタカラ電圧	1	1				1	③	緊急用メタカラの受電状態を確認するパラメータ								
C-メタカラ母線電圧	1	1				1	③	非常用メタカラの受電状態を確認するパラメータ								
1.14.2.4 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 a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電 事故時操作要領書（撤換ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTTG」による非常用母線受電	判断基準	電源	C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			C-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			D-ロードセントラ母線電圧	1	1	1	③	非常用ロードセントラの受電状態を確認するパラメータ								
			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								
			緊急用メタカラ電圧	1	1	1	③	緊急用メタカラの受電状態を確認するパラメータ								
			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								

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対峙手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				補助パラメータ 分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価	
			計器名称	計器数 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（復旧 ペーパース） 「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	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	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	
			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	—	—	計器故障等	SBO	
			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	—	—	計器故障等	SBO	
			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	—	—	計器故障等	SBO	
			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	—	—	計器故障等	SBO		
			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	—	—	計器故障等	SBO		
			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	—	—	計器故障等	SBO	
			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	—	—	計器故障等	SBO	
			C-ロードセントタ母線電圧	1	1	1	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	—	—	計器故障等	SBO	
D-ロードセントタ母線電圧	1	1	1	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	—	—	計器故障等	SBO				

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						
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. 高圧炉心スライクディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電 (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 HPCS DEIGによる 非常用母線受電	電源 判断基準 電源 操作	電源	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	計器故障等	SBO			
			220kV 第2原子力幹線2L送電電圧	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	計器故障等				
			66kV 鹿島支線電圧	1	1	③	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	1	1	—	計器故障等				
			C-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	1	1	—	計器故障等				
			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	1	1	—	計器故障等				
			C-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	1	1	—	計器故障等				
		操作	高圧炉心スライクディーゼル発電機連転監視	電源	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	1	1	—	計器故障等	SBO	
					HPCS-ディーゼル発電機電圧	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	—	計器故障等		
					HPCS-ディーゼル発電機電力	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	—	計器故障等		
					HPCS-ディーゼル発電機機周数	1	1	③	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	1	1	—	計器故障等		

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 ペーパー) 「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	電圧	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-メタカラ母線電圧 (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 (他号 炉)	「緊急時対策本部」に確認			③	非常用メタカラの受電状態 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	—		
			ディーゼル発電機電圧 (他 号炉)	「緊急時対策本部」に確認			③	非常用ディーゼル発電機の 運転状態を確認するパラ メータ	—		
操作	非常用ディー ゼル発電機運 転監視 (他号 炉)	ディーゼル発電機電力 (他 号炉)	「緊急時対策本部」に確認			③	非常用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		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器数 (0内はFAM)	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	
1.14.2.5 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	—	—	—	—	
			タンクローリ油タンクレベル	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
	操作	機械監視機能	ガスタタービン発電機用軽油タンク油面	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
			タンクローリ油タンクレベル	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
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	燃料の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
			タンクローリ油タンクレベル	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—		
	操作	機械監視機能	ディーゼル燃料貯蔵タンクレベル	1	1	燃料の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
			タンクローリ油タンクレベル	「緊急時対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	

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
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 (1) 非常用交流電源設備による給電 事故時操作要領書(庶務 「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	—	計器故障等	SBO
			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	—	計器故障等	SBO
			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	—	計器故障等	SBO
			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	—	計器故障等	SBO
			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	—	計器故障等	SBO
			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	—	計器故障等	SBO
			ディーゼル発電機電圧	2	2	2	③	非常用ディーゼル発電機の 運転状態を確認するハラ メータ	—	計器故障等	SBO
			HPCS-ディーゼル発電 機電圧	1	1	1	③	非常用ディーゼル発電機の 運転状態を確認するハラ メータ	—	計器故障等	SBO
			ディーゼル発電機電力	2	2	2	③	非常用ディーゼル発電機の 運転状態を確認するハラ メータ	—	計器故障等	SBO
			HPCS-ディーゼル発電 機電力	1	1	1	③	非常用ディーゼル発電機の 運転状態を確認するハラ メータ	—	計器故障等	SBO
			ディーゼル発電機周波数	2	2	2	③	非常用ディーゼル発電機の 運転状態を確認するハラ メータ	—	計器故障等	SBO
			HPCS-ディーゼル発電 機周波数	1	1	1	③	非常用ディーゼル発電機の 運転状態を確認するハラ メータ	—	計器故障等	SBO
操作	相線監視機能	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 ハラメータ	—	計器故障等	SBO	
		ディーゼル燃料貯蔵タンク レベル	1	1	1	③	燃料の確保状態を確認する ハラメータ	—	計器故障等	SBO	
		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	—	計器故障等	SBO	
RCW熱交換器出口温度	2	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状 況を確認するパラメータ	—	計器故障等	SBO			

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(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送電母線電圧	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		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、来臨状態が推定可能 直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0		
							原子炉水位 (SA)	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		
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2		
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	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	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						
			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						
			カプレンジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2						
			原子炉圧力	2	2	1						
			原子炉圧力 (SA) とカプレンジョン・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	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				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									
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位 (S A)	1	1	1	①						直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能						
											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
											低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
											低圧原子炉代替注水流量 (稼働域用)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
											原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	直接的に原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 (S A)	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
											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
サブプレッション・プールの水位 (S A)	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能											
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	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能											
原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能											
サブプレッション・プールの水位 (S A)	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能											
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											
原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能											

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		計器故障等	SBO					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後							
高圧原子炉代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位 (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	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			
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1				
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1				
								代替注水流量 (常設)	1	1	1				
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2				
								低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2				
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1				
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0				
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0				
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1				
								原子炉圧力	2	2	1				
								原子炉圧力 (S A)	1	1	1				
								サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2				
サブプレッション・プール水位 (S A)	1	1	1												
高圧原子炉代替注水流量	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												
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									

※ 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速圧 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	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/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	1	1	直接的に原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	1	1	1							
	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2	2	2							
	原子炉圧力	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	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	1	1	1								
原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	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						
低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	原子炉水位 (S A)	1	1	原子炉水位 (S A)	1	直接的に原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	高圧原子炉代替注水流量	1	直接的に原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 (常設)	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	低圧原子炉代替注水流量	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
							低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	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	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		監視事項は主観パラメータにて確認
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		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流量	1	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		監視事項は主観パラメータにて確認
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1		監視事項は主観パラメータにて確認
							原子炉圧力	2	2	原子炉圧力	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	原子炉圧力 (S A)	1	1		監視事項は主観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	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A)	2	2		監視事項は主観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

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	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(常設)による原子炉注水	原子炉水位 (S A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	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			
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2			
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1										
原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能									
代替注水流量 (常設)	1	1	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	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		
						サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	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)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
							原子炉水位 (S A)	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				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	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覆水中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 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 直接的に原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)又はベアズタル温度(SA)により代替監視可能 直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、サブプレッジョン・チェーン温度(SA)により代替監視可能 ドライウエル圧力(SA)とサブプレッジョン・チェーン圧力(SA)の差圧により代替監視可能 注水先のドライウエル水位、サブプレッジョン・プール水位(SA)、ベアズタル水位の水位変化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	
						原子炉水位(広神域) 原子炉水位(燃料域)	2	2	1			1
						原子炉水位(SA)	1	1	1			1
						サブプレッジョン・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
						サブプレッジョン・チェーン圧力(SA)	2	2	2			2
						ドライウエル温度(SA)	7	7	7			7
						ベアズタル温度(SA)	2	2	2			2
						ドライウエル圧力(SA)	2	2	2			2
						サブプレッジョン・チェーン温度(SA)	2	2	2			2
格納容器代替スプレイ流量	格納容器代替スプレイ流量	2	2	①	—	ドライウエル圧力(SA)	2	2	2	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覆水中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 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 直接的に原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)又はベアズタル温度(SA)により代替監視可能 直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、サブプレッジョン・チェーン温度(SA)により代替監視可能 ドライウエル圧力(SA)とサブプレッジョン・チェーン圧力(SA)の差圧により代替監視可能 注水先のドライウエル水位、サブプレッジョン・プール水位(SA)、ベアズタル水位の水位変化により代替監視可能	SBO 監視事項は主要パラメータにて確認	
						サブプレッジョン・チェーン圧力(SA)	2	2	2			2
						ドライウエル圧力(SA)	2	2	2			2
						サブプレッジョン・チェーン圧力(SA)	2	2	2			2
						ドライウエル水位	3	3	3			3
						サブプレッジョン・プール水位(SA)	1	1	1			1
						ベアズタル水位	4	4	4			4

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		計器故障等	SBO														
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後																
格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却	サブプレッショナル・ブール水位 (SA)	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													
												代替注水流量（常設）	1	1	1	代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）、格納容器代替スプレイ流量、ベズスタル代替注水流量、ベズスタル代替注水流量（狭帯域用）のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能								
												低圧原子炉代替注水流量	2	2	2									
												低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2	2	2									
												格納容器代替スプレイ流量	2	2	2									
												ベズスタル代替注水流量	2	2	2									
												ベズスタル代替注水流量（狭帯域用）	2	2	2									
												低圧原子炉代替注水水位	1	1	1									
												格納容器フィルタバンクベ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		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
ドライウエル温度 (SA)	7	7	7																					
ベズスタル温度 (SA)	2	2	2																					
ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2																					
サブプレッショナル・チェンバ温度 (SA)	2	2	2																					
直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	2	2	2																					
監視事項は主要パラメータにて確認	2	2	2																					
格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却	サブプレッショナル・ブール水位 (SA)	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													
																代替注水流量（常設）								
												低圧原子炉代替注水流量	2	2	2									
												低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2	2	2									
												格納容器代替スプレイ流量	2	2	2									
												ベズスタル代替注水流量	2	2	2									
												ベズスタル代替注水流量（狭帯域用）	2	2	2									
												低圧原子炉代替注水水位	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				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ント系による原子炉格納容器除熱	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	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	SBO 監視事項は主要パラメータにて確認
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1	①	—	—	18	0	0	エ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
	スクラバ容器水位	8	8	8	①	—	—	—	—	—	—	—
	スクラバ容器圧力	4	4	4	①	—	—	2	2	2	原子炉格納容器内圧力の傾向監視により, 格納容器フィルタバ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バントフィルタ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

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
外部電源喪失及び原子炉システム確認	平均出力領域計装	6	6	0	①	—	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系 制御棒の制御棒の位置表示により、未読状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							[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	監視事項は主要パラメータにて確認
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	原子炉压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	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能	
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		

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	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
高圧注水・減圧機能喪失確認	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		1	1	1	—	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	1	1	—	—	代替注水流量 (常設)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		2	2	2	—	—	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (袋帯域用)	2 2	2 2	直接的に原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	—	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		1	1	1	①	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		3	0	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	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	1	—	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		2	2	2	—	—	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	1	—	—	原子炉圧力 (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	
		2	2	2	—	—	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉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 (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	
		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水位を計測することができ、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水位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	直接的に原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

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	抽出パラメータを計測する計器		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響		計器名称	計器数				
			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 (SA)	1			①		直後	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
							負荷切り離し後	1	原子炉圧力 (広帯域) 原子炉圧力 (燃料域)	2 2	2 2			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
								1	原子炉圧力 (SA)	1	1			
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1			①		直後	1	サブレーション・プール水位 (SA)	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	
							負荷切り離し後	1	原子炉圧力 (広帯域) 原子炉圧力 (燃料域)	2 2	2 2	加温熱除去に必要な水量と原子炉圧力水位の変化より代替監視可能		
								1	原子炉圧力 (SA)	1	1			
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1		①			直後	0	サブレーション・プール水位 (SA)	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	
							負荷切り離し後	0	原子炉圧力 (広帯域) 原子炉圧力 (燃料域)	2 2	2 2	加温熱除去に必要な水量と原子炉圧力水位の変化より代替監視可能		
								1	原子炉圧力 (SA)	1	1			
	残留熱除去ポンプ出口圧力	3		①			直後	3						
負荷切り離し後							3							
							3							

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	1 1	① ①	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (SA)	1	直接的に原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	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 (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
											低圧原子炉代替注水流量	2	2	低圧原子炉代替注水流量	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
											低圧原子炉代替注水流量 (稼働域用)	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (稼働域用)	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
											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	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	直接的に原子炉圧力容器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	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
											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へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
											残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	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	原子炉圧力	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
											原子炉圧力 (SA)	1	1	原子炉圧力 (SA)	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
											サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	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

※ 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 高压注水・減圧機能喪失

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等	SBO		
	計器名称	計器数	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
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)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		1	1	1	—	—	高压原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	—	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1		
		2	2	2	—	—	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2 2	2 2	2 2		
		1	1	1	—	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
		1	1	1	①	—	高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
		3	3	3	—	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
		1	1	1	—	—	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	原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
		1	1	1	—	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	水源であるサブプレッション・プール水位 (S A) の水位変化より代替監視可能	
		2	2	2	—	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2		
		1	1	1	—	—	サブプレッション・プール水位 (S A)	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	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	1	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			計器故障等		
			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	直接的に原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	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/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		
									原子炉圧力 (S A)	1		
	原子炉圧力 (S A)	1		1	①	—		2	原子炉圧力	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/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		
									原子炉水位 (S A)	1		
									原子炉圧力容器温度 (S A)	2		
									原子炉圧力容器温度 (S A)	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				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
代替自動減圧機能動作確認	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (緊急域用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1									
残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	原子炉圧力	2	2	2	-	-	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 (SA)	1	1	1		
							サブプレッション・チェンバ	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
							原子炉圧力 (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		
							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
							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		

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	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
残留熱除去系（低圧注水モード）による 原子炉注水	原子炉水位（SA）	原子炉水位（広帯域）	2	2			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			原子炉水位（燃料域）	2	2	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	1		
		代替注水流量（常設）	1	1			代替注水流量（常設）	1	1	1		
		低圧原子炉代替注水流量	2	2			低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
		低圧原子炉代替注水流量（燃料域用）	2	2			低圧原子炉代替注水流量（燃料域用）	2	2	2		
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1			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	①	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0			残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
残留熱除去系（サブプレッション・プール注水モード）運転	残留熱除去ポンプ出口流量	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		監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力	2	2			原子炉圧力	2	2	2		
		原子炉圧力（SA）	1	1	①	—	原子炉圧力（SA）	1	1	1		
		サブプレッション・チェンバール圧力（SA）	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・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		
		残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2			残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2		
		原子炉圧力（広帯域）	2	2			原子炉圧力（広帯域）	2	2	2		
		原子炉圧力（燃料域）	2	2			原子炉圧力（燃料域）	2	2	2		
		原子炉圧力（SA）	1	1			原子炉圧力（SA）	1	1	1		
		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		
残留熱除去系（サブプレッション・プール注水モード）運転	残留熱除去ポンプ出口流量	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	①	—	残留熱除去ポンプ出口流量	2	2	2	残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	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			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・プール水温度（SA）	2	2			サブプレッション・プール水温度（SA）	2	2	2		

重大事故等対処に係る監視事項

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 残留熱除去系（原子炉停止降冷モード）運転	抽出パラメータを計測する計器				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		計器数	計器名称	計器故障等	SBO
	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	直後	負荷切り離し後	計器数	計器名称										
													直後	負荷切り離し後				
原子炉圧力	2	2	1	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	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	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能							
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1								
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1								
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	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	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能							
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1								
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1								
残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	—	1	サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位 (SA) の水位変化により代替監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認					
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	放射熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能							
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1								
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1								
残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	2	①	—	2	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					
							サプレッション・プール温度 (SA)	2	2	2								

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 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	SBO影響		計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		計器故障等	SBO
			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		
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		
									低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
									低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1		
									原子炉圧力 (SA)	1	1	1	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		

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	1 1	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	1 1	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			
								サブプレッシャ・チェンバ 温度 (S A)	2	2	2	2	サブプレッシャ・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	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		
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	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
							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

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	抽出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			
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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
							代替注水流量 (管設)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
							サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2		

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	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		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		
格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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)						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	
	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	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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 (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	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	原子炉圧力、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
							代替注水流量 (管段)	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							低圧原子炉代替注水流量 (袋帯域用)	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力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	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	直接的に原子炉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	2	2	2	直接的に原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 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能								
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								

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) + HPCS 失敗

2.3.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D/G 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	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			計器数	計器数						
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	①	-	原子炉水位 (広帯域)	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	
		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
	残留熱除去系 (格納容器冷却モード) による原子炉格納容器冷却	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	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
			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	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
			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	
	残留熱除去系 (低圧水モード) による原子炉注水	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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		-	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)	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
			2	0	0	①		-	残留熱除去ポンプ出口流量	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
残留熱除去ポンプ出口流量		2	0	0	①	-	原子炉圧力		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	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 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域)	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	

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	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	①	-	原子炉圧力 (S A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2		2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		2	
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1		1	
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		2	
							原子炉水位 (S A)	1	1	1		1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		1	
							代替注水流量 (管段)	1	1	1		1	
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2	2		2	
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2	2		2	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		1	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	
							残留熱除去系原子炉注水流量	1	1	1		1	
原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (S A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能								
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

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

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		
			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
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	
高圧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	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
							サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2		

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										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			
高圧原子炉代替注水による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と前線熱除去に必要な水量より代替監視可能		
							代替注水流量 (帯域)	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	1			
							原子炉圧力 (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・プールの 水位 (SA)	1	1	1			
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1			
原子炉水位 (SA)	1	1	1										
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 (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 + 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	抽出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		
低圧原子炉代替注水系統 (可搬型) による 原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域) 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 (SA)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (管段)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	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
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							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 + 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										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				
低圧原子炉代替注水系統 (可搬型) による原子炉注水	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料取用)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (燃料取用)	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	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	格納容器代替注水流量 格納容器代替注水流量 (燃料取用)	2	2	2	①	-	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (燃料取用)	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
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	格納容器代替注水流量 格納容器代替注水流量 (燃料取用)	2	2	2	①	-	原子炉水位 (S.A)	原子炉水位 (燃料取用)	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
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	2	2	2	2		
								原子炉水位 (燃料取用)	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) + 高圧炉心冷却失敗

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

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				
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	① ①	-	原子炉水位 (広帯域) 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	2	2				2	2	2			
	残留熱除去系 (格納容器冷却モード) による原子炉格納容器除熱	ドライウエル温度 (S.A)	7	7	7	①	-	ドライウエル温度 (S.A)	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認
			2	2	2				2	2	2		
		ドライウエル圧力 (S.A)	2	2	2	①	-	ドライウエル圧力 (S.A)	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認
			2	2	2				2	2	2		
	残留熱除去系 (低圧水モード) による原子炉注水	サブプレッション・チェンバ 圧力 (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	監視事項は主要パラメータにて確認
			2	2	2				2	2	2		
		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・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
			2	2	2				2	2	2		
残留熱除去ポンプ出口流量		2	0	0	①	-	残留熱除去ポンプ出口流量	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認	
		2	2	2				2	2	2			
原子炉注水	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	①	-	原子炉圧力 (S.A)	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認	
		2	2	2				2	2	2			
	原子炉圧力	2	2	2	-	-	原子炉圧力	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認	
		2	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

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										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			
残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	①	-	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
							代替注水流量 (管段)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
原子炉圧力	2	2	2	2									
原子炉圧力 (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

2.3 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

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

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				
残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉水位 (S.A) 残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 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 水圏であるサブプレッジョン・プール水位 (S.A) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	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

2.3.3 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										
	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
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	直接的に原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		

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		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2		
							原子炉圧力 (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 + DG 失敗) + 直流電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 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による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
							代替注水流量 (常設)	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2			
							低圧原子炉代替注水流量 (稼働使用)	2	2	2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	1			
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1			
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2			
サブプレッション・プールの水位 (SA)	1	1	1										
高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	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 (燃料域)	2	2	1				
						原子炉水位 (SA)	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

2.3.3 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										
	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
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)	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	
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	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							原子炉水位 (S A)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2		
							サブプレッション・チェンバール水温度 (S A)	2	2	サブプレッション・チェンバール水温度 (S A) の温度変化により代替監視可能	
							原子炉圧力	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 (外部電源喪失 + DG 失効) + 直流電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失効) + ①重要監視パラメータ, 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

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	抽出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			
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 (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	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (緊急域用)	2	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
							高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

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	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	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	直接的に原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	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							低圧原子炉代替注水流量 (稼働専用)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							高压炉心スプレイポンプ出口流量	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	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	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	直接的に原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	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉圧力	2	2	1	直接的に原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	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							サブレンジョン・チェンバ圧力 (S.A)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							低圧原子炉代替注水流量 / 低圧原子炉代替注水流量 (稼働専用)	2 / 2	2 / 2	1 / 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

2.3.3 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	抽出パラメータを計測する計器										SR0		
	計器名称	計器数	SR0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	SR0影響				
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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) 又はベテスタル温度 (SA) により代替監視可能		
							ベテスタル温度 (SA)	2	2	2			
		サブプレッション・チェンバ 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	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)	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		監視事項は主要パラメータにて確認
								代替注水流量 (管段)	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (袋帯兼用)	2	2	2		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	2			
							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

2.3 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	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							
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (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	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							
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2							
							低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2	2							
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1							
							高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0							
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0							
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0							
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1							
							原子炉圧力	2	2	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							
							ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2							
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2													
	ドライウエル水位	2	2	3													
	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1													
	ベイズスタル水位	4	4	4													
	格納容器代替スプレイ流量	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

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			
			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	① ①	-	原子炉水位 (広帯域) 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	2	2				2	2	2	2		2
残留熱除去系 (格納容器冷却モード) による原子炉格納容器除熱	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	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	2	2	2	2	2		
		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
		サブプレッジョン・チェンバ 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
残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	①	-	残留熱除去ポンプ出口圧力	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	-	原子炉圧力	2	2	1	1		
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	2	2	2	2	2		監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉水位 (SA)	1	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	2	2	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

2.3.3 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	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	SBO影響 負荷切り離し後	
												計器設備等
残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	①	-	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	直接的に原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 (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
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (管段)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
原子炉圧力	2	2	1									
原子炉圧力 (S A)	1	1	1									
サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)	2	2	2									

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										計器故障等	SBO			
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後					
残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
							高压原子炉代替注水流量	1	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1				
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2				
							低圧原子炉代替注水流量 (稼働停用)	2	2	2	2				
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1				
							高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0				
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0				
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0				
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1				
							原子炉圧力	2	2	1	1				原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1				
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2				
							サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	1				
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1											
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1											
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1											
残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	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										

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		計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
											計器数	計器数		
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム 確認	平均出力領域計装	6	6	0	—	①			中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未読状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0		
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水									原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と尚残除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
									代替注水流量 (常設)	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
									低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1		
									原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
									サブレーション・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 + 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										評価			
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	—	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
		代替注水流量 (常設)	1	1	1	—	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1			
		低圧原子炉代替注水流量 (稼働使用)	2	2	2	—	—	低圧原子炉代替注水流量 (稼働使用)	2	2	2			
		高圧原子炉代替注水流量	2	2	2	—	—	高圧原子炉代替注水流量	2	2	2			
		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			
		残留熱除去ポンプ注水流量	1	1	1	—	—	残留熱除去ポンプ注水流量	1	1	1			
		原子炉圧力	2	2	2	—	—	原子炉圧力	2	2	2			
		原子炉圧力 (SA)	1	1	1	—	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
		サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	—	—	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2			
		サブプレッション・プールの水位 (SA)	1	1	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	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
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	—	—	—	原子炉水位 (SA)	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 (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		
遠がし安全弁による原子炉急減速	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	—	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	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 (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	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2		
							原子炉圧力 (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 + 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統 (可搬型) による 原子炉注水	原子炉水位 (S.A)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (ば事域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (箱設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2 2	2 2	2 2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉圧力 (S.A)	1	1	1		
							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	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

2.3 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										評価		
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器設備等	SBO	
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、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) 又はベテスタル温度 (SA) により代替監視可能		
							ベテスタル温度 (SA)	2	2	2			
		サブプレッション・チェンバ 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
								ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
								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 低圧原子炉代替注水流量 (袋帯域用) 原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量 高圧炉心スプレイポンプ出 口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出 口流量 残留熱代替除去系原子炉注 水流量 原子炉圧力	2 2 3 1 1 1 1 1 2 1 2	2 2 0 0 0 0 1 1 2	2 2 0 0 0 0 1 1 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 (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

2.3 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 ①重要監視パラメータ, 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									
			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器																
格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器冷却 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	船舶熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
		2	2	2				2	2	2									
	残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器冷却	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	①	-	ドライウエル温度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			2	2	2				2	2	2								
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	-	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (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					
			2	2	2				2	2	2								
	残留熱除去系(低圧水モード)による原子炉注水	サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	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					
			2	2	2				2	2	2								
		サブプレッション・プール水 温度 (SA)	2	2	2	①	-	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	2	2	2	2	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					
			2	2	2				2	2	2								
残留熱除去ポンプ出口流量		原子炉圧力 (SA)	2	0	0	①	-	原子炉圧力	2	2	2	2	船舶熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			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													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	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失効) + 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失効) + 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			
残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉圧力	2	2	1	①	-	原子炉圧力 (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		
							原子炉水位 (SA)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (管段)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱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								
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 + DG 失敗) + SRV 再閉失敗 + HPC S 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 + HPC S 失敗

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			
残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	直前に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							高压原子炉代替注水流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働使用)	2 2	2 2	2 2	2 2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
							高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							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		
							サブプレッション・プール水位 (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	2 2	2 2		
							原子炉水位 (SA)	1	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

①重要監視パラメータ, 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・監視系の制御棒の位置表示により、未境界状態が推定可能	
						[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0		
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水						原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
						代替注水流量 (常設)	1	1	1		
						低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
						低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2		
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
						高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
						低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
						残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
						原子炉圧力	2	2	1		
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
						サブプレッション・チェンバ	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	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			
蒸留熱除去系 (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	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							原子炉圧力 (S A)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2		
							原子炉圧力	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							原子炉圧力 (S A)	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2		
蒸留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	サブプレッション・プールの水温度 (S A)	2		2	①	—	サブプレッション・チェンバール水温度 (S A)	2	2	サブプレッション・プールの水温度 (S A) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉圧力 (S A)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
蒸留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉圧力	2		1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							原子炉圧力 (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

2.4.1 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				
残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	SBO
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1		
	原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	1	2	2	① ①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	原子炉水位から原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		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
							代替注水流量 (管段)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流量 (管段兼用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
サブレーション・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

2.4.1 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	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(低圧注水モード)による 原子炉注水	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	1	0	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	監視事項は主要パラメータにて確認			
							パラメータ 分類	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水位を計測することができ、監視可能		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1	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
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	代替注水流量 (常設)		1	1	
							残留熱除去ポンプ出口流量	1	1	1	1	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働使用)		2 2	2 2	
							残留熱除去ポンプ出口流量	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	1	
							残留熱除去ポンプ出口流量	1	1	1	1	高圧炉心スプレイポンプ出口流量		1	0	
							残留熱除去ポンプ出口流量	2	0	0	0	残留熱除去ポンプ出口流量		3	0	
							残留熱除去ポンプ出口流量	1	1	1	1	低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	1	1	1	1	残留熱除去ポンプ出口流量		1	1	
							残留熱除去ポンプ出口流量	2	2	2	2	原子炉圧力		2	2	
							残留熱除去ポンプ出口流量	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
							残留熱除去ポンプ出口流量	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ 圧力 (S A)		2	2	
残留熱除去系(サブプレッション・プール注水モード)運転	サブプレッション・プール 温度 (S A)	2	0	2	①	-	補助パラメータ 分類理由	サブプレッション・プール水 位 (S A)	1	1	1	水圏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			
							パラメータ 分類	残留熱除去ポンプ出口流量	2	2	2	2		残留熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
							残留熱除去ポンプ出口流量	2	2	2	2	残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能				
残留熱除去系(サブプレッション・プール注水モード)運転	サブプレッション・プール 温度 (S A)	2	2	2	①	-	補助パラメータ 分類理由	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・プール水温度 (S A) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
							パラメータ 分類	残留熱除去ポンプ出口流量	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		

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	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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
						代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	
						低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	
						低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	
						高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
						低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
						残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
						原子炉圧力	2	2	2	2	
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	
サブプレッション・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

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	1	1		
							原子炉圧力 (燃料域)	1	1		
							原子炉圧力 (燃料域)	2	2		
							原子炉圧力 (燃料域)	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		
							原子炉圧力 (SA)	1	0		
							原子炉圧力 (燃料域)	1	0		
							原子炉圧力 (燃料域)	3	0		
							原子炉圧力 (燃料域)	1	0		
							原子炉圧力 (燃料域)	1	1		
							原子炉圧力 (燃料域)	2	2		
							原子炉圧力 (燃料域)	1	1		
							原子炉圧力 (燃料域)	2	2		
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	①	-	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	水庫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			
						原子炉水位 (燃料域)	2	2			
原子炉圧力 (SA)	1	1				原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・プール水位 (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 2.4.2 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				
計器名称	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	計器設備等	備考						
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	監視事項は主要パラメータにて確認	
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	—	原子炉水位 (広帯域)	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			
	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	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	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		
	原子炉圧力 (SA)	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	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2		
								原子炉圧力 (SA)	1	1		
								原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2		
	原子炉圧力	2	2	2	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
原子炉圧力容器温度 (SA)								2	2			
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	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	

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		
	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	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 (燃料域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (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	抽出パラメータを計測する計器				抽出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	原子炉水位(圧縮機) 原子炉水位(燃料機)	2 2	2 2		① ①	補助パラメータ 分類理由	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			
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	2			
							低圧原子炉代替注水流量(緊急採用)	2	2	2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	2	1		原子炉圧力, 原子炉圧力(SA)とサブプレッション・チェンバ圧力(SA)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
							原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
							サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	2	2	2	2		

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	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	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	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働域用)	2 2	2 2	2 2	2 2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
							高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と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) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能	
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		

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				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								
低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水	代替注水流量（常設）	1	1	1	①	-	低圧原子炉代替注水水位	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）	2	2	2		2	2	2	2	熱隔離除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
							原子炉水位（燃料域）	2	2	2		2	2	2	2	熱隔離除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
							原子炉水位（SA）	1	1	1		1	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
							代替注水流量（常設）	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
							原子炉水位（広帯域）	2	2	2		2	2	2	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
							原子炉水位（燃料域）	2	2	2		2	2	2	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
							原子炉水位（SA）	1	1	1		1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1		1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度（SA）又はベデスタル温度（SA）により代替監視可能
							低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0		2	0	0	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却	ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	①	-	サブプレッション・チェンバ圧力（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		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	2	2	直接的に原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
格納容器代替スプレイ流量	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	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					
							ドライウエル圧力（SA）	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
							サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	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
							ドライウエル水位	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
	サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1			サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	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					
							ベデスタル水位	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

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	SBO	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
格納器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納器冷却	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認
						低圧原子炉代替注水流量 (稼働時)	2	2	2		
						低圧原子炉代替注水流量 (稼働時)	2	2	2		
						格納器代替スプレイス流量	2	2	2		
						ベデスタル代替注水流量 (稼働時)	2	2	2		
						ベデスタル代替注水流量 (稼働時)	2	2	2		
						低圧原子炉代替注水水位	1	1	1		
						サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		
						トワイウェル圧力 (SA)	2	2	2		
						サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		
格納器ファイラタベンタ系による原子炉格納器冷却	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認
						低圧原子炉代替注水流量 (稼働時)	2	2	2		
						低圧原子炉代替注水流量 (稼働時)	2	2	2		
						格納器代替スプレイス流量	2	2	2		
						ベデスタル代替注水流量 (稼働時)	2	2	2		
						ベデスタル代替注水流量 (稼働時)	2	2	2		
						低圧原子炉代替注水水位	1	1	1		
						サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		
						トワイウェル圧力 (SA)	2	2	2		
						サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2		
格納器雰囲気放射線モニタ (トワイウェル)	格納器雰囲気放射線モニタ (トワイウェル)	2	2	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
						低圧原子炉代替注水流量 (稼働時)	2	2	2		
						低圧原子炉代替注水流量 (稼働時)	2	2	2		
						格納器代替スプレイス流量	2	2	2		
						ベデスタル代替注水流量 (稼働時)	2	2	2		
						ベデスタル代替注水流量 (稼働時)	2	2	2		
						低圧原子炉代替注水水位	1	1	1		
						エリア放射線モニタ	18	0	0		
						エリア放射線モニタ	18	0	0		
						エリア放射線モニタ	18	0	0		
スクラバ容器水位	スクラバ容器水位	8	8	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
						低圧原子炉代替注水流量 (稼働時)	2	2	2		
						低圧原子炉代替注水流量 (稼働時)	2	2	2		
						格納器代替スプレイス流量	2	2	2		
						ベデスタル代替注水流量 (稼働時)	2	2	2		
						ベデスタル代替注水流量 (稼働時)	2	2	2		
						低圧原子炉代替注水水位	1	1	1		
						エリア放射線モニタ	18	0	0		
						エリア放射線モニタ	18	0	0		
						エリア放射線モニタ	18	0	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

①重要監視パラメータ, ②有効監視パラメータ, ③補助パラメータ

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後	
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱	スクラバ容器圧力	4	4	4	ドライエール圧力 (SA)	2	2	2	計器故障等 原子炉格納容器の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
	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	サブレシジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	
									—

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 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
原子炉スクラム採取確認	平均出力領域計装	6	6	0	①	—	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未読異常状態が推定可能	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	
格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水 系起動確認	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	ドライウエル温度 (SA)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (SA) 又はベテズタル温度 (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	—	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	
	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	直接的に原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	2	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	
	原子炉圧力	2	2	2	①	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	原子炉圧力	2	2	2	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	原子炉圧力	2	2	2	①	—	低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブレーション・チェンバ温度 (SA) により代替監視可能	
	原子炉圧力	2	2	2	①	—	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
	原子炉圧力	2	2	2	①	—	高圧炉心サブ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	
	原子炉圧力	2	2	2	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	①	—	低圧炉心サブ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	
	原子炉圧力	2	2	2	①	—	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブレーション・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	
	原子炉圧力	2	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	
原子炉圧力	2	2	2	①	—	サブレーション・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

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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系起動確認	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧原子炉代替注水流	1	1	1		
							代替注水流 (常設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流 (稼働後)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流	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	2	2	2		
							圧力 (SA)	1	1	1		
							サブレンジョン・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									
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	①	-							
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	0	①	-							
残留熱除去ポンプ出口流量	3	3	3	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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレ イ系による原子炉水位維持	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	原子炉水位 (SA)	1	1	原子炉圧力容器内の水位を計測することがで き、監視可能	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		
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊 熱除去に必要な水量より代替監視可能	
							高圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出 口流量	1	0		
							残留熱代替除去系原子炉注 水流量	1	1		
							原子炉圧力	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・ 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		

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響							
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後						
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位維持	原子炉水位 (SA)	1	0	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉圧力 (燃料域)	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	原子炉圧力 (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	
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	高圧原子炉代替注水流量	1	1		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	代替注水流量 (常設)	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	2	2	低圧原子炉代替注水流量	2	2		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (袋帯取用)	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流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	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		
							原子炉圧力	2	2	原子炉圧力	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・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	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・チェンバ圧力 (SA)	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・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	
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		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		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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	SBO影響 負荷切り離し後		
												計器故障等	
自動減圧系の自動起動阻止	トライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 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)	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、トライウエル温度 (SA) 又はベテスタタル温度 (SA) により代替監視可能		
							ベテスタタル温度 (SA)	2	2	2			
		サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	①	—	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 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		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		
								低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働時)	2 2	2 2	2 2		
								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 (線料域)	2 2	2 2	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	
								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

2.5 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							
											パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由			
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	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
		1	1	1	①	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1					
		1	1	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1					
		2	2	2	①	—	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (線路取用)	2 2	2 2	2 2					
		1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1					
		1	1	1	①	—	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0					
		3	0	0	①	—	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0					
		1	0	0	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					
ほうろ筒水注入系による原子炉未監視操作	平均出力領域計装	6	6	0	①	—	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		1	1	1	①	—	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未境界状態が推定可能				
		4	0	0	①	—	平均出力領域計装	6	6	0	平均出力領域計装により中性子源領域計装の代替監視可能				
		1	1	1	①	—	[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未境界状態が推定可能				
		2	2	2	①	—	サブレンジョン・プールの温度 (SA)	2	2	2	サブレンジョン・プールの水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能				
		2	0	0	①	—	残留熱除去ポンプ出口流量	2	2	2	残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能				
		残留熱除去系 (サブレンジョン・プールの冷却センター) 運転による原子炉格納容器除熱	サブレンジョン・プールの温度 (SA)	2	2	2	①	—	中性子源領域計装	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	監視事項は主要パラメータにて確認
				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、未境界状態が推定可能	
				2	2	2	①	—	サブレンジョン・プールの温度 (SA)	2	2		2	サブレンジョン・プールの水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	
				2	0	0	①	—	残留熱除去ポンプ出口流量	2	2		2	残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	

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・監視系の制御棒の位置表示により、未読界状態が推定可能	
						[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0		
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
						代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	
						低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	
						低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2	
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	
						高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	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
						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

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		
					低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2 2	2 2	2 2		
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	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	
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
					残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
					原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
					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

2.6 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			
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			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	
						代替注水流量 (管設)	1	1	1	1	
						低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2			
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	
						高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
						低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
						残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
						原子炉圧力	2	2	2	1	
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	
						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

2.6 LOCA時注水機能喪失

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	SBO影響 負荷切り離し後	
												計器名称
①重要監視パラメータ、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	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		1	1	1	—	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	—	代替注水流量 (帯域)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	2	2	—	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	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	
		1	2	2	—	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	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	
		1	1	1	—	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	0	—	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	
		3	0	0	—	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	0	0	—	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	—	残留熱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	
		2	2	2	—	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	
		1	1	1	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
		2	2	2	—	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	
		1	1	1	—	サブプレッション・プールの水位 (SA)	1	1	1	1	水圏であるサブプレッション・プールの水位 (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	—	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	—	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		
1	1		1	—	原子炉水位 (SA)	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		

※ 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	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	
													計器名称
速がし安全弁による原子炉急減速圧 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ができ、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	
							原子炉圧力	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/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

2.6 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 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位	2	2	直線的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	SBO		
							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	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 (常設)	1	1				
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	低圧原子炉代替注水流量	2	2				
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2				
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1				
							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				
							原子炉圧力	2	2	原子炉圧力	2	2				原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
							原子炉圧力 (SA)	1	1	原子炉圧力 (SA)	1	1				
							サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2				
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	①	-				低圧原子炉代替注水水位
原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位 (広帯域)	2	2											
原子炉水位 (燃料域)	2	2	原子炉水位 (燃料域)	2	2											
原子炉水位 (SA)	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	原子炉水位 (SA)	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				

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			
対応手段 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水	計器名称 低圧原子炉代替注水槽水位	計器数 1	直後 1	負荷切り離し後 1	パラメータ分類 ①	補助パラメータ分類理由 —	代替注水流量（常設）	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯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	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		
							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	
							サブレーション・プール水位（SA）	1	1		
							低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							サブレーション・チェンバ圧力（SA）	2	2		
							ドライウエル温度（SA）	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度（SA）又はベデスタル温度（SA）により代替監視可能	
							ベデスタル温度（SA）	2	2		
							格納容器代替スプレイス系（可搬型）による原子炉格納容器冷却	計器名称 ドライウエル圧力（SA）	計器数 2	直後 2	
サブレーション・チェンバ圧力（SA）	2	2	飽和温度/圧力の関係から、サブレーション・チェンバ温度（SA）により代替監視可能								
ドライウエル圧力（SA）	2	2									
サブレーション・チェンバ圧力（SA）	2	2									
ドライウエル圧力（SA）	2	2	ドライウエル圧力（SA）とサブレーション・チェンバ圧力（SA）の差圧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									
格納容器代替スプレイス流量	2	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（SA）、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能								
ドライウエル水位	3	3									
サブレーション・プール水位（SA）	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認								
ベデスタル水位	4	4									

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA時注水機能喪失

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等	SBO		
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	SBO影響 負荷切り離し後
格納器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納器冷却	サブプレッション・プール水位(SA)	1	1	1	①	—	代替注水流量(常設)	1	1	1	代替注水流量(常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量(稼働時)、格納器代替注水流量(稼働時)、ベテスタル代替注水流量、ベテスタル代替注水流量(稼働時)のうち動作状態による流量以上の水頭である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能	
		2	2	2	①	—	低圧原子炉代替注水流量	2	2	2		
		2	2	2	①	—	低圧原子炉代替注水流量(稼働時)	2	2	2		
		2	2	2	①	—	格納器代替スプレイ流量	2	2	2		
		2	2	2	①	—	ベテスタル代替注水流量	2	2	2		
		2	2	2	①	—	ベテスタル代替注水流量(稼働時)	2	2	2		
格納器フィルタバント系による原子炉格納器除熱	ドライウエル圧力(SA)	2	2	2	①	—	低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	直接的に原子炉格納器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力(SA)	2	2	2		
		2	2	2	①	—	ドライウエル温度(SA)	7	7	7		
		2	2	2	①	—	ベテスタル温度(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 温度(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				
格納容器フィルタバベント系による原子炉格納容器除熱	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	1	代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働後) ベント流量 (稼働後) ベント流量 (稼働後) ベント流量 (稼働後) ベント流量 (稼働後) ベント流量 (稼働後) ベント流量 (稼働後) ベント流量 (稼働後) ベント流量 (稼働後)	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 (ドライウエール)	2	2	1	1	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	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
	スタラバ容器水位	8	8	8	8	—	—	—	—		—	
	スタラバ容器圧力	4	4	4	4	①	①	①	①			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	①	①	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 制御棒自動操作、監視系の制御棒の位置表示により、制御棒状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	—	[制御棒自動操作・監視系] 原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	2 2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	①	—	サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	本源であるサプレッション・プール水位 (SA) の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	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	本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	本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	

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										評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧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	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

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) 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	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	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	—	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	
							サブレンジョン・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) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉圧力 (S A)	2	2	2	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	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の水位を計測することができ、監視可能	
	原子炉水位 (S A)	7	7	7	①	—	原子炉水位 (S A)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (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圧力	3	3	3	①	—	原子炉圧力	2	2	2	2	2	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器へバイパスの発生を、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	1	原子炉圧力 (S A) の上昇により代替監視可能		
						[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により格納容器へバイパスの発生を、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	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		
							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		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2	2		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1	1		
							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	—	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 (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			
						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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2			

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		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			
							原子炉水位 (SA)	1	1	1			
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2			
	原子炉圧力	1		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	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
							原子炉水位 (SA)	1	1	1			
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2			
高圧炉心スプレイ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	直接的に原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)	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			
							原子炉水位 (SA)	1	1	1			
							サプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位 (SA) の水位変化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	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	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
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1		
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1		
								原子炉圧力 (SA)	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 (インターブレイクシステム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			
残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) 運転	サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2	2	サブプレッション・プール水温度 (SA) の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	①	—	サブプレッション・プール水温度 (SA)	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		
							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
残留熱除去系 (原子炉停止間冷却モード) 運転	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
							原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると推定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
残留熱除去ポンプ出口流量	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の飽和状態にあると推定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
							原子炉圧力 (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
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	
							原子炉圧力容器温度 (SA)	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
							サブプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	2	2		除熱先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

2.7 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	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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
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 (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

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				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 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	
						[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0			水漏れであるサブプレッジョン・プール水位 (S A) の水位変化より代替監視可能
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	①	—	サブプレッジョン・プール水位 (S A)	1	1	1	水漏れであるサブプレッジョン・プール水位 (S A) の水位変化より代替監視可能	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 (S A)	1	1	1	水漏れであるサブプレッジョン・プール水位 (S A) の水位変化より代替監視可能	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	—	サブプレッジョン・プール水位 (S A)	1	1	1	水漏れであるサブプレッジョン・プール水位 (S A) の水位変化より代替監視可能	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	—	サブプレッジョン・プール水位 (S A)	1	1	1	水漏れであるサブプレッジョン・プール水位 (S A) の水位変化より代替監視可能	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	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価							
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響									
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後								
非常用炉心冷却系機能喪失確認	原子炉水位（圧滞域） 原子炉水位（燃料域）	2 2			補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類			①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ							
										原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
										代替注水流量 (管設)	1	1	1	1		
										低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
										低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	2	2	2		
										原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
										残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
										低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
										残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
										原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (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） 3.1.2 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	計器設備等	SBO
							原子炉水位 (標準機) 原子炉水位 (燃料機)	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			
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2 2	2 2	2 2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1			
							高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 (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		
							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

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 (ドライウエール)	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		
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	直接的に原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		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 (S A)	1	1	1	1		1	
							原子炉圧力 (S A)	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	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		SBO影響		
										直後	負荷切り離し後	
常設代替交流電源設備による交流電源供給 線及び低圧原子炉代替注水系（管設）に よる原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							高圧原子炉代替注水流速	1	1	1		
							代替注水流速 (管設)	1	1	1		
							低圧原子炉代替注水流速	2	2	2		
							低圧原子炉代替注水流速 (狭帯域用)	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流速	1	1	1		
原子炉圧力	2	2	1									
原子炉圧力 (SA)	1	1	1									
サブプレッション・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2									
原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能												

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	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		
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源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯留槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2			原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
		2			原子炉水位（燃料域）	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	
		1			サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1		
		2			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	
		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	
		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・チェンバ圧力により代替監視可能	
		2			サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2		
		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	
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	格納容器酸素濃度（SA）	1	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
		2			格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）	2	2	1	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）の算術結果により、格納容器酸素濃度（SA）の代替監視可能	
		2			格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）	2	2	1		
		2			ドライウエル圧力（SA）	2	2	2	ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の気体（酸素）の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把握可能	
		2			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					
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	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	原子炉水位と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉水位（S.A.）	1	1	1		1	残留熱代替除去系原子炉注水流量と残留熱代替除去系原子炉注水流量により代替監視可能
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		1	残留熱代替除去系原子炉注水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	原子炉圧力容器内の温度変化により代替監視可能
							原子炉圧力容器温度（S.A.）	2	2	2		2	残留熱代替除去系原子炉注水流量と残留熱代替除去系ポンプ出口圧力、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
							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・チェンバ圧力により代替監視可能
							サブプレッション・チェンバ圧力（S.A.）	2	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
							ドライウエル温度（S.A.）	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.）又はサブプレッション・チェンバ温度により代替監視可能
							サブプレッション・チェンバ圧力（S.A.）	2	2	2		2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
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・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	直接的に原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（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.）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

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	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	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
	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	
							格納容器酸素放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	格納容器内酸素放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器内酸素放射線モニタ (サブプレッショナル・チェンバ) の解析結果により、格納容器内酸素濃度 (SA) の代替監視可能	
可搬式蒸気発生器連動を用いた原子炉格納容器内への蒸気注入	格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッショナル・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素濃度の可能性を把握可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							サブプレッショナル・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2		
							格納容器酸素濃度	1	0	0	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能	
格納容器酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	—	格納容器酸素放射線モニタ (ドライウエル)	2	2	1	格納容器内酸素放射線モニタ (ドライウエル) 又は格納容器内酸素放射線モニタ (サブプレッショナル・チェンバ) の解析結果により、格納容器内酸素濃度 (SA) の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							格納容器内酸素濃度	2	2	1		
							ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッショナル・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素濃度の可能性を把握可能	

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				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				
原子炉スクラム確認 非常用炉心冷却系機能喪失確認	平均出力領域計装	6	0	①	—	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
						[制御棒手動操作・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	—	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		
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	①	—	サブレーション・プール水位 (SA)	1	1	1	水源であるサブレーション・プール水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	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	—	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			

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	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	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	1	直接的に原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 (管設)	1	1	1	1	
											低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2	
											低圧原子炉代替注水流量 (管設採用)	2	2	2	2	
											原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と隔離熱除去に必要な水量より代替監視可能
											高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
											残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	
											低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	
											残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
											原子炉圧力	2	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力 (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 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)	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	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 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主観パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	2		

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	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					
常設代替交流電源設備による交流電源供給 経及び低圧原子炉代替替注水系（常設）に よる原子炉注水	原子炉水位（圧毒域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	① ①	ー ー	計器名称	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	SBO
									原子炉水位（SA）	1	1		
									高圧原子炉代替替注水流量	1	1		
									代替替注水流量（常設）	1	1		
									低圧原子炉代替替注水流量 （燃料域用）	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出 口流量	1	1		
									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		
									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漏 水を推定可能				

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気気力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後		計器故障等	SBO		
												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 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		
							原子炉圧力	2	2	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力（SA）とサブプレッジョン・チェンバ（SA）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
							原子炉圧力（SA）	1	1	1		1	原子炉圧力、原子炉圧力（SA）とサブプレッジョン・チェンバ（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、原子炉圧力（SA）とサブプレッジョン・チェンバ（SA）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
							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
							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		1 1	燃料域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	
							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前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	
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	1	1		1	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		0	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		1	
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		0	
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	SBO影響 負荷切り離し後		
												計器名称	計器数
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水	低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1	①	—	代替注水流量（常設）	1	1	1	低圧原子炉代替注水槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯留槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		2	2	2				原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	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				原子炉水位（SA）	1	1	1		
		1	1	1				サブプレッション・プール水位（SA）	1	1	1		
		2	0	0				低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	0	0		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	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
		2	2	2				ドライウエル圧力（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・チェンバ圧力（SA）の上昇により代替監視可能
		2	2	2				サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2		
		1	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
		1	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
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	格納容器酸素濃度（SA）	2	2	2			格納容器酸素濃度	2	2	1	格納容器酸素濃度計測モニタ（ドライウエル）又は格納容器酸素濃度計測モニタ（サブプレッション・チェンバ）の解析結果により、格納容器酸素濃度（SA）の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		2	2	2				格納容器酸素濃度計測モニタ（ドライウエル）	2	2	1		
		2	2	2				格納容器酸素濃度計測モニタ（サブプレッション・チェンバ）	2	2	1		
		2	2	2				ドライウエル圧力（SA）	2	2	2		ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）により、事故後の格納容器内の空気の（飽和）の流入の有無により、水素燃焼の可能性を把握可能
		2	2	2				サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2		
		2	2	2				ベデスタル温度（SA）	2	2	2		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		絶対温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）の上昇により代替監視可能
		2	2	2				サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2		
		1	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
		1	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
格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却	ドライウエル温度（SA）	7	7	7	①	—	ドライウエル温度（SA）	7	7	7	絶対温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力（SA）又はサブプレッション・チェンバ圧力（SA）の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		7	7	7				サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	7	7	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系（可搬型）による原子炉格納容器冷却	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	計器名称	計器数	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認
							サブプレッション・チェンバ 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	
							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	
							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	—	計器名称	計器数	計器故障等	監視事項は主要パラメータにて確認	
						ドライウエル圧力 (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		
							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

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	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後		計器設備等						
											パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	SR0影響			
格納容器代替スプレイス系（可搬型）による原子炉格納容器冷却	格納容器代替スプレイス流量	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション (SA) の差圧により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
							サブプレッション・チェンバースプレッション (SA)	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
							ドライウエル水位	3	3	3		3	3	3	3	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	1	
							ベデスタル水位	4	4	4		4	4	4	4	
							代替注水流量 (常設)	1	1	1		1	1	1	1	
							低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉代替注水流量 (稼働時))	2	2	2		2	2	2	2	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (稼働時)、格納容器代替スプレイス流量 (稼働時) のうち動作状態にある流量以上の流量である低圧原子炉代替注水流量により代替監視可能
							格納容器代替スプレイス流量	2	2	2		2	2	2	2	
							ベデスタル代替注水流量 (稼働時)	2	2	2		2	2	2	2	
							低圧原子炉代替注水水位	1	1	1		1	1	1	1	
格納容器フィルタタバント系による原子炉格納容器冷却	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバースプレッション (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		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	2	2	
							ドライウエル圧力 (SA)	2	2	2		2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
サブプレッション・チェンバースプレッション (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・チェンバースプレッション (SA) により代替監視可能							

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） 3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
格納容器フィルタバベント系による原子炉格納容器除熱	サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	1	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	計器故障等 代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉)、格納容器代替注水流量 (低圧原子炉)、格納容器代替注水流量 (低圧原子炉) のうち動作状態による流量および外漏である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能	SBO		
						低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉)	2	2	2				
						低圧原子炉代替注水流量 (低圧原子炉)	2	2	2				
						格納容器代替注水流量 (低圧原子炉)	2	2	2				
						ベテスタル代替注水流量 (低圧原子炉)	2	2	2				
						ベテスタル代替注水流量 (低圧原子炉)	2	2	2				
						低圧原子炉代替注水水位	1	1	1				
						—	—	—	—			—	—
						スクラバ容器水位	8	8	8			—	—
						スクラバ容器圧力	4	4	4			—	—
第1バベントフィルタバベント出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	2	2	—	—	—	—	—	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

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										評価		
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
原子炉スクラム確認	平均出力領域計装	6	0	①	—	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認	
						[制御棒手動操作・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、未過昇状態が推定可能			
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	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			
						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	—	原子炉心スプレイポンプ出口流量	2	2	2	2	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認
						原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
	蒸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 高压溶解物放出／格納容器雰囲気直接加熱

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
高压・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						高压原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
						代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
						低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
						低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2	2	2		
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
						高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
						低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
						残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
						原子炉圧力	2	2	2	2		
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
						サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		
						原子炉圧力	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	

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		
	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2 2				2 2	2 2		
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1				1	1	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漏水を推定可能	
	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 高压溶解物放出／格納容器雰囲気直接加熱

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			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
高压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)	2	2	1		原子炉水位 (SA)	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	
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		高压原子炉代替注水流量	1	1		
						代替注水流量 (常設)	1	1		
						低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2		
						低圧原子炉代替注水流量 (稼働後)	2	2		
						原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		
						高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0		
						残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		
						低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

3.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
	計器名称	計器数	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	SBO影響		計器数	計器名称						
					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 (SA) 高压原子炉代替注水流量	1	①	—	1	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	1 1	直接的に原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	高压原子炉代替注水流量	1	高压原子炉代替注水流量	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	代替注水流量 (常設)		1	
									低压原子炉代替注水流量	2	低压原子炉代替注水流量		2	
									低压原子炉代替注水流量 (燃料域用)	2	低压原子炉代替注水流量 (燃料域用)		2	
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		1	
									高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	高压炉心スプレイポンプ出口流量		0	
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	残留熱除去ポンプ出口流量		0	
									低压炉心スプレイポンプ出口流量	1	低压炉心スプレイポンプ出口流量		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	
									原子炉圧力	2	原子炉圧力		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	原子炉圧力 (SA)		1	
									サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)		2	
									サブプレッション・プール水位 (SA)	1	サブプレッション・プール水位 (SA)		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) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)		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	原子炉水位 (SA)		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 逃がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
								代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
								低圧原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
								低圧原子炉代替注水流量 (緊急使用)	2	2	2	2		
								原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
								高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
								残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
								低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
								残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
								原子炉圧力	2	2	2	2		
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
								サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響						
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後					
速がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉水位 (SA)	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
							高压原子炉代替注水流量	1	1	1	1		
							代替注水流量 (常設)	1	1	1	1		
							低压原子炉代替注水流量	2	2	2	2		
							低压原子炉代替注水流量 (燃料域)	2	2	2	2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1		
							高压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0		
							低压炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0		
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1		
							原子炉圧力	2	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
原子炉圧力	2	2	2	2									
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1									
原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2									
原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2									
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1									
原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	2									
直接的に原子炉圧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													

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	抽出パラメータの計測する計器				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									
遠がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	①	原子炉圧力	2	2	1	監視事項は主要パラメータにて確認							
						原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能						
						原子炉水位 (SA)	1	1	1								
						原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2		2						
						原子炉圧力監視	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	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	
													格納容器水素濃度	1	0	0	
													格納容器酸素濃度	1	0	0	
						水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	格納容器酸素濃度 (SA)	1	0		0	①	格納容器酸素濃度	1	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 (ドライウエル)	2	2	1	
格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	2	1														
ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	2	ドライウエル圧力 (SA) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素濃度の可能性を把握可能												
原子炉圧力	2	2	1	1													
ベアスタルへの注水	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	2	2	①	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認							
						原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、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 (SA)	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 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等	SBO	
	計器名称	計器数	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			
ベアスタタルへの注水	格納容器代替スプレイ流量	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 (SA)	2	2	ドライウエル圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ	監視事項は主要パラメータにて確認
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	圧力 (SA) の差圧により代替監視可能	
							ドライウエル水位	3	3		
							サブプレッション・プール水位 (SA)	1	1	注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位 (SA)、ベアスタタル水位の水位変化により代替監視可能	
							ベアスタタル水位	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	抽出パラメータを計測する計器				抽出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											
ベデスタルへの注水	ベデスタル水位	4	4	4	—	—	—	代替注水流量 (常設)	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								
								格納容器代替スプレイ流量	2	2									
								ベデスタル代替注水流量	2	2									
原子炉圧力容器破損確認								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								
								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の飽和状態にあると想定し、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 (広地域)	2	2	1								
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1								
																原子炉水位 (S A)	1	1	残留熱除去系が運転可能であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能
																残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				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) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
						原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1		
						原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2		
						原子炉圧力	2	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	原子炉圧力 (S.A)	1	1	1	①	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						原子炉水位 (S.A)	1	1	1	1		
						原子炉圧力容器温度 (S.A)	2	2	2	2		
						サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
						ドライウエル温度 (S.A)	7	7	7	7	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル温度 (S.A) 又はベデスタル温度 (S.A) により代替監視可能	
ベデスタル温度 (S.A)	2	2	2	①	ドライウエル温度 (S.A)	7	7	7	7	直接的に原子炉格納容器内の温度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
					サブプレッション・チェンバ 圧力 (S.A)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力 (S.A) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (S.A) の上昇により代替監視可能		
					ベデスタル温度 (S.A)	7	7	7	7			
					ベデスタル水位	3	3	3	3			
溶融炉心への注水	ベデスタル代替注水流 ベデスタル代替注水流 (狭帯域用)	2	2	2	①	ベデスタル水位	3	3	3	3	注水先のドライウエル水位、ベデスタル水位の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						ベデスタル温度 (S.A)	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	抽出パラメータを計測する計器				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				
溶融炉心への注水 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除熱	ヘデスタル水位	4	4	4	①	—		代替注水流量 (常設)	1	1	ヘ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
								格納容器代替スプレイ流量	2	2		
								ヘデスタル代替注水流量	2	2		
								低圧原子炉代替注水槽水位	1	1		
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1	①	—		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	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 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・チェンバ圧力 (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により代替監視可能	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		
								サブプレッション・プールの温度 (SA)	2	2		
								ドライウエル温度 (SA)	7	7		
								サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	2	2		
								ヘデスタル温度 (SA)	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	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			
							サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2			
							ドライウエル圧力 (SA)	2	2			
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	
							ドライウエル圧力 (SA)	7	7			
サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	2	2	2	①	—		ドライウエル圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							サブプレッション・チェンバ圧力 (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・チェンバ圧力 (SA)	2	2			

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響					
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後				
可搬式窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素注入	格納容器酸素濃度 (S A)	1	0	0	①	補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	格納容器酸素濃度	1	0	計器故障等	直接的に格納容器内酸素濃度を計測することができ、監視可能 格納容器雰囲気特殊モニタ (ドライウエル) 又は格納容器雰囲気特殊モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) の解析結果により、格納容器酸素濃度 (S A) の代替監視可能 ドライウエル圧力 (S A) 又はサブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能
								格納容器雰囲気特殊モニタ (ドライウエル)	2	2		
								格納容器雰囲気特殊モニタ (サブプレッジョン・チェンバ)	2	2		
								ドライウエル圧力 (S A)	2	2		
								サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A)	2	2		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出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

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									
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO								
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後										
燃料プールの常時系機能喪失確認	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	0	①	—	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	—	残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能								
	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									
	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存続状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能								
							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存続状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能								
							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存続状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能								
	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存続状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能								
							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存続状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能								
							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存続状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能								
	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存続状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能								
							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存続状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能								
							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存続状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能								

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境界の防止状況を確認することができ、燃料プールの監視可能	1 1	1 1	0 1	0 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 (SA)	1	0	0	①	—	燃料プールの監視カメラ (SA)	1	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 (SA)	1	0	0	①	—	燃料プールの監視カメラ (S)	1	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							
	燃料プールの注水機能喪失確認	1	1	1	①	—	燃料プールの監視カメラ (S)	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							
	燃料プールの注水機能喪失確認	1	1	1	①	—	燃料プールの監視カメラ (S)	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							
	燃料プールの注水機能喪失確認	1	1	1	①	—	燃料プールの監視カメラ (S)	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							
	燃料プールの注水機能喪失確認	1	1	1	①	—	燃料プールの監視カメラ (S)	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							
	燃料プールの注水機能喪失確認	1	1	1	①	—	燃料プールの監視カメラ (S)	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							

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	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発煙状況、放射線の濃度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	SBO
							燃料プール水位・温度 (S A)	1	1		
							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		
	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発煙状況、放射線の濃度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	SBO
							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		
							燃料プール監視カメラ (S A)	1	0		
	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発煙状況、放射線の濃度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	SBO
							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		
							燃料プール監視カメラ (S A)	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発煙状況、放射線の濃度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	SBO
							燃料プール水位・温度 (S A)	1	1		
							燃料プール監視カメラ (S A)	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	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確認することができ、燃料プールの監視可能	SBO	
						燃料プール水位・温度 (S A)	1	1			
						燃料プール監視カメラ (S A)	1	0			

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				計器説明等	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
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	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
							燃料プールの監視カメラ (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
							燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	0		
							燃料プール水位・温度 (S A)	1	1	1		
	燃料プールの監視カメラ (S A)	1	0	0	①	-	燃料プールの監視カメラ (S A)	1	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
							燃料プールの監視カメラ (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
残留熱除去ポンプ出口流量								2	2	2		
残留熱除去ポンプ出口流量								2	2	2		
燃料プール水位・温度 (S A)		1	1	1	①	-	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
							燃料プールの監視カメラ (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
							燃料プールの監視カメラ (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	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 (S.A)	1	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	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	—	燃料プール水位 (S.A)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	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) (S.A)	1	①	—	燃料プール水位 (S.A)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	燃料プールの監視可能	
	燃料プール水位 (S.A)	1	①	—	燃料プール水位 (S.A)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	燃料プールの監視可能	
	燃料プール水位 (S.A)	1	①	—	燃料プール水位 (S.A)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	燃料プールの監視可能	
	燃料プール水位 (S.A)	1	①	—	燃料プール水位 (S.A)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
燃料プール水位・温度 (S.A)					1	1	1	燃料プールの監視可能		
燃料プール水位 (S.A)	1	①	—	燃料プール水位 (S.A)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	燃料プールの監視可能		
燃料プール水位 (S.A)	1	①	—	燃料プール水位 (S.A)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	燃料プールの監視可能		
燃料プール水位 (S.A)	1	①	—	燃料プール水位 (S.A)	1	0	0	燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				燃料プール水位・温度 (S.A)	1	1	1	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		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数			SBO影響	
			直後	負荷切り離し後							直後	負荷切り離し後
燃料プールのスプレイス系(可搬型スプレイス/スル使用)による燃料プールの注水 ※	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 (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・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・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

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						
残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失(種別)	残留熱除去ポンプ出口流量	2	①	—	2	2	残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	監視事項は主要パラメータにて確認	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	①	—	2	2	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							サブプレッジョン・プール水温度 (S A)	2	2	2		2
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	①	—	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量評価より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							残留熱除去系熱交換器冷却水流量	2	0	0		0
	逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	原子炉圧力	2	①	—	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
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2		
								原子炉圧力 (S A)	1	1	1	
								原子炉圧力容器温度 (S A)	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)	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
						原子炉水位 (燃料域)	2	2				
						原子炉水位 (S A)	1	1	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

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		
速がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	①	—	原子炉圧力容器温度 (S A)	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	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と、より最終ヒートシンキング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	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力 原子炉圧力、原子炉圧力 (S.A) とサブプレッション・チェンバ圧力 (S.A) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	
							代替注水流量 (常設)	1	1	
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	
							残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	
							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	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響								
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後							
残留熱除去系(低圧注水モード)運転による原子炉注水	計器名称	計器数	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 (は燃料)	2	2	原子炉水位 (は燃料)	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 (燃料被)	2	2	原子炉水位 (燃料被)	2	2			
							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			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	代替注水流量 (常設)	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量	2	2	低圧原子炉代替注水流量	2	2			
							低圧原子炉代替注水流量 (燃料被用)	2	2	低圧原子炉代替注水流量 (燃料被用)	2	2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1			
							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			
							残留熱代替熱除去系原子炉注水流量	1	1	残留熱代替熱除去系原子炉注水流量	1	1			
							原子炉圧力	2	2	原子炉圧力	2	2			
							原子炉圧力 (SA)	1	1	原子炉圧力 (SA)	1	1			
サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2	サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA)	2	2										

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 残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水	計器名称					サブプレッション・プールの水位 (SA)	1	1	水源であるサブプレッション・プールの水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	SBO
	計器数	3				2 2	2 2	1 1		
	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	2 2	1 1	監視事項は主要パラメータにて確認
	計器数					1	1	1		
	パラメータ分類					原子炉水位 (SA)				

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)	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		
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2		
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1		
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0		
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	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	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(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 (ばね域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					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		
					低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2		
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	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	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		
					サブプレッジョン・チェンバ圧力 (S A)	2	2	2		
					残留熱除去ポンプ出口流量	2	2	2	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	①	—	原子炉圧力容器温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)	2	2	計器故障等 除熱先の温度変化により代替監視可能	SBO 監視事項は主観パラメータにて確認

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

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	2	2	蒸留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (S A)	1	1	1	1	直接的に原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	—	原子炉水位 (広領域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	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	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

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	SBO
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1		
							原子炉水位 (広領域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (S A)	1	1	1		
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

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	原子炉水位(広帯域)	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				
		代替注水流量(常設)	1	1	1	1	1	1				
		低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2	2 2			
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	1	1			
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	0	0			
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	0	0			
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	1	1			
		原子炉圧力	2	2	2	2	2	2	2		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

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			SBO
							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 原子炉水位(はき壊) 原子炉水位(燃料破)	2				2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		2				2	2	1		
	高圧原子炉代替注水流量	1				1	1	1		
	代替注水流量(常設)	1				1	1	1		
	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2				2 2	2 2	2 2		
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1				1	1	1		
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	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廃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		
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1				1	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 (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		

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			計器故障等	
							直後	負荷切り離し後			
低圧原子炉代替注水系統(常設)による原子炉注水	代替注水流量(常設)	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(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2 2	①	—	低圧原子炉代替注水槽水位	2 2	2 2	1 1	前線熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
	原子炉水位(SA)	1			原子炉水位(SA)	1	1	1			
	代替注水流量(常設)	1			代替注水流量(常設)	1	1	1	低圧原子炉代替注水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	
	低圧原子炉代替注水槽水位	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	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			
	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	①	—	残留熱除去ポンプ出口圧力	2	2	2	残留熱除去ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		残留熱除去系熱交換器入口温度	2	①	—	原子炉圧力容器温度(SA) サブレンジョン・プール水温度(SA)	2 2	2 2	2 2	除熱先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

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	-	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 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
							代替注水流量 (常設)	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	1			
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1	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			

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確認	原子炉水位 (SA)	1	①	—	原子炉水位 (ばね域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	SBO	
		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廃熱除去流量より代替監視可能
		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廃熱除去流量より代替監視可能
		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廃熱除去流量より代替監視可能
		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廃熱除去流量より代替監視可能
		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廃熱除去流量より代替監視可能
		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廃熱除去流量より代替監視可能
		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廃熱除去流量より代替監視可能
		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廃熱除去流量より代替監視可能
		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廃熱除去流量より代替監視可能
		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廃熱除去流量より代替監視可能
		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廃熱除去流量より代替監視可能
		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廃熱除去流量より代替監視可能
		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廃熱除去流量より代替監視可能
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廃熱除去流量より代替監視可能			

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				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			
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認	サブプレッション・ブール水位 (SA)	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替注水流量、ベアスタタル代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替注水流量、ベアスタタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち動作状態にある流量および外源である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能 代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替注水流量、ベアスタタル代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替注水流量、ベアスタタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち動作状態にある流量および外源である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2		
					低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2		
					格納容器代替注水流量	2	2	2	2		
					ベアスタタル代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2		
					低圧原子炉代替注水水位	1	1	1	1		
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認	サブプレッション・ブール水位 (SA)	1	①	—	代替注水流量 (常設)	1	1	1	1	代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替注水流量、ベアスタタル代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替注水流量、ベアスタタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち動作状態にある流量および外源である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能 代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替注水流量、ベアスタタル代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替注水流量、ベアスタタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち動作状態にある流量および外源である低圧原子炉代替注水水位により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2		
					低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2		
					格納容器代替注水流量	2	2	2	2		
					ベアスタタル代替注水流量 (狭帯域用)	2	2	2	2		
					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

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					
原子炉冷却材バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	-	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 (S A)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
							高圧原子炉代替注水流量	1	1	1			
							代替注水流量 (常設)	1	1	1			
							低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2			
							原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0			
							残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1			
							原子炉圧力	2	2	1			
							原子炉圧力 (S A)	1	1	1	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			

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			計器故障等
							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 (S A)	1	①	—	原子炉水位 (ばね域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	SBO
		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廃熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力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	
		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廃熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力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	
		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廃熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力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	
		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廃熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力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	
		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廃熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力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	
		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廃熱除去に必要な水量より代替監視可能	
		1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力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	
		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廃熱除去に必要な水量より代替監視可能	
1	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力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			

重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			
							直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水	原子炉水位（広帯域）	原子炉水位（S A）	1			原子炉水位（S A）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 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			高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	
		代替注水流量（常設）	1			代替注水流量（常設）	1	1	1	
		低圧原子炉代替注水流量 （狭帯域用）	2			低圧原子炉代替注水流量 （狭帯域用）	2	2	2	
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	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		①	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0	
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	1			残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	
		原子炉圧力	2			原子炉圧力	2	2	1	
		原子炉圧力（S A）	1			原子炉圧力（S A）	1	1	1	
		サブプレッション・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

5.3 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 (ばね域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	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		
					低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2 2	2 2	2 2		
					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	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	1		
					原子炉圧力 (S A)	1	1	1	原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) とサブプレッジョン・チェンバの圧力 (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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出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	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		①			
	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
	計器数					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
	計器名称					原子炉水位（SA）	1	1	1	前導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

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	監視事項は主要パラメータにて確認
			①	①	[制御棒自動操作・監視系]	1	1	0		
反応度誤投入後のスクラム確認	中性子源領域計装	4	0	0	平均出力領域計装	6	6	0	平均出力領域計装により中性子源領域計装の代替監視可能 制御棒自動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未読界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			①	①	[制御棒自動操作・監視系]	1	1	0		

重大事故等対策の成立性

1. 可搬型計測器の接続操作

a. 操作概要

重大事故等時に必要な監視パラメータへの給電（交流，直流）が困難な場合に，可搬型計測器を接続し，廃棄物処理建物 1 階にて計測，監視を行う。

b. 作業場所

廃棄物処理建物 1 階（非管理区域）（補助盤室）

c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数 : 2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 : 20 分（所要時間目安^{※1} : 9 分）

※1 : 所要時間目安は，模擬により算定した時間
（2 測定点以降，連続で接続する場合は 10 分追加）

想定時間内訳

【現場運転員 B，C】

- 移動：想定時間 10 分，所要時間目安 2 分
 - ・移動：所要時間目安 2 分（中央制御室から補助盤室）
- 可搬型計測器接続：想定時間 10 分，所要時間目安 7 分
 - ・可搬型計測器接続：所要時間目安 7 分（補助盤室）

d. 操作の成立性

作業環境：室温は通常運転状態と同程度であり，周辺には支障となる設備はない。常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の端子リフト・接続操作であり，容易に実施可能である。

連絡手段：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(1/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (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	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				
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				
	原子炉水位 (S.A)	-900~150cm ※2	-900~150cm ※2	1				

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1328cm)。
- ※3 基準点はサブプレッション・プール通常水位(EL5610)。
- ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
- ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
- ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
- ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(2/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉压力容器への注水量	高压原子炉代替注水流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理 建物	どちらか一方の系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	1		差圧式流量検出器	廃棄物処理 建物	
	高压炉心スプレイポンプ出口流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h	1		差圧式流量検出器	廃棄物処理 建物	
	代替注水流量(常設)	0~300m ³ /h	—	1	※7	超音波式流量検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	低压原子炉代替注水流量	0~200m ³ /h	0~200m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理 建物	どちらか一方の系統を使用する。
	低压原子炉代替注水流量(狭帯域用)	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	2		差圧式流量検出器	廃棄物処理 建物	
	残留熱除去ポンプ出口流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h	3		差圧式流量検出器	廃棄物処理 建物	
	低压炉心スプレイポンプ出口流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理 建物	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	1		差圧式流量検出器	廃棄物処理 建物	

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性はある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉压力容器零レベルより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)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(3/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量(常設)	0~300m ³ /h	-	1	1	超音波式流量検出器	-	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器代替スプレイ流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	ペダスタル代替注水流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	ペダスタル代替注水流量(狭帯域用)	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	2		差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	-

【配備台数】

・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)

※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。

※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより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 全交直流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分II)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源

設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。

※8 定格出力時の値に対する比率で示す。

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

※10 検出点は7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(4/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	0~300℃	0~350℃※1	7	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。
	ペデスタル温度 (SA)	0~300℃	0~350℃※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。
	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	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	0~200℃	0~350℃※1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。
	サブプレッション・プール水温度 (SA)	0~200℃	-200~500℃※1	2		測温抵抗体	廃棄物処理建物	
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA)	0~1000kPa [abs]	0~1000kPa [abs]	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物
サブプレッション・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	
サブプレッション・プール水位 (SA)		-0.80~5.50m※3	-0.80~5.50m※3	1	差圧式水位検出器		廃棄物処理建物	-
原子炉格納容器内の水位	ドライウエル水位	-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	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。
	ペデスタル水位	+0.1m, +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	複数チャンネルが存在するが、代 表して1チャンネルを測定。

【配備台数】

・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)

※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。

※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1328cm)。

※3 基準点はサブプレッション・プール通常水位(EL5610)。

※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。

※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。

※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。

※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。

※8 定格出力時の値に対する比率を示す。

※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7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(5/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度	0~5 vol%/0~100vol%	—	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)	0~100vol%	—	1	—※7	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—	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30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより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)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(6/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
最終ヒートシンクの確保	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ベントフイルタ出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	—	2	—*7	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
	第1ベントフイルタ出口水素濃度	0~20vol%/0~100vol%	—	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	0~200℃	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出口温度	0~200℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	残留熱除去系熱交換器冷却水量	0~1500m ³ /h	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30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)

- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器霧レベールより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、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(7/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
格納容器バイパスの監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	0~4MPa [gage]	0~4MPa [gage]	3	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	どちらか一方の系統を使用する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0~5MPa [gage]	0~5MPa [gage]	1			廃棄物処理建物	
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	0~1500m 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30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより1328cm)。
- ※3 基準点はサブレーション・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、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(8/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉建物水素濃度	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	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。 複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度	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 (S A)	0~25vol%	—	1	—※7	磁気力式酸素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器奪レベルより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、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分Ⅱ)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(9/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
燃料プールの監視	燃料プール水位 (S.A)	-4.30~7.30m ※6	-	1	-※7	ガイドパルス式水位検出器	-	可搬型計測器での計測対象外。
	燃料プール水位・温度 (S.A)	0~150℃	0~1200℃※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) (S.A)	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	-	1	1	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
		10 ⁻³ ~10 ⁻⁴ mSv/h	-	1				
燃料プール監視カメラ (S.A)	-	-	-	1	-※7	赤外線カメラ	-	可搬型計測器での計測対象外。

【配備台数】

- ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
- ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器零レベルより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、炉内核計装置(区分II)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
- ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- ※10 検出点は7箇所。

代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の影響について

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

なお、代替パラメータによる判断への影響を第 1 表に示す。

確認結果

- (1) 代替パラメータによる各技術的能力の作業着手の判断基準及び操作手順並びに有効性評価の判断及び確認への影響について検討した結果、判断、操作に影響がないことを確認した。

- (2) 炉心損傷後は、炉心冠水状態、溶融炉心の発生により原子炉格納容器内及び原子炉圧力容器内が過熱状態となることも考えられることから、炉心損傷後においては、関連する複数のパラメータを確認し推定を行なうこととする。
また、これらの判断に使用する重要な計器は、重大事故等時の耐環境性等を有した重大事事故等対処設備であり、他チャンネル計器での確認が期待できるため、判断及び操作に対する影響は無いと判断した。

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

以 上

第1表 代替パラメータによる判断への影響(1/20)

分類	主要パラメータ	判断基準			代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	有	手			
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	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 (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) 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 (SA)、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA) 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 (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チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力 (SA) 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 (SA)	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 (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：重要事故シナケクス（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ネル ②原子炉水位 (SA) ③高圧注水流量 ③代替注水流量 (常設) ③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量 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サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャネルが故障した場合は, 他チャネルにより推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ②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				①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱代替系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	①原子炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により監視可能であり, 判断に与える影響はない。 ②直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し, 原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して, 発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており, 炉心冷却状態を把握する上で適用でき, 判断に与える影響はない。 ③原子炉水位の監視が困難となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており, 炉心冷却状態を把握する上で適用でき, 判断に与える影響はない。	なし			
		有手	原子炉圧力容器破損確認							①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱代替系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力 (SA) ③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)	①原子炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により監視可能であり, 判断に与える影響はない。 ②直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し, 原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して, 発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており, 炉心冷却状態を把握する上で適用でき, 判断に与える影響はない。 ③原子炉水位の監視が困難となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており, 炉心冷却状態を把握する上で適用でき, 判断に与える影響はない。	なし

有：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(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・プールの水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	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の変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
	代替注水量 (常設)	有	手	①低圧原子炉代替注水量 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)		なし
	低圧原子炉代替注水量	有	手	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA)	①低圧原子炉代替注水量の監視が不可能となった場合は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
	低圧原子炉代替注水量 (狭帯域用)	有	手	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA)		なし
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	有	手	①サブプレッション・プールの水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	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の変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	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・プールの水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去ポンプ出口流量	有	手	①サブプレッション・プールの水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)		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・プールの水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)		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・プールの水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)		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※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	原子炉格納容器冷却機能確認			
原子炉格納容器への注水量	代替注水量(常設)	有	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注水先のドラライウエル水位、サブレーション・プール水位及びペデスタル水位の変化量から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器代替スプレイ流量	有	原子炉格納容器冷却機能確認	①ドラライウエル圧力(SA) ①サブレーション・チェンバ圧力(SA) ①ドラライウエル水位 ①サブレーション・プール水位(SA) ①ペデスタル水位	①格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、注水特性を用いる上でドラライウエル圧力(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注水先のドラライウエル水位、サブレーション・プール水位及びペデスタル水位の変化量から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	ペデスタル代替注水量 ペデスタル代替注水量(狭帯域用)	有	原子炉格納容器冷却機能確認	①ペデスタル水位 ①ドラライウエル水位	①ペデスタル代替注水量の監視が不可能となった場合は、注水先のペデスタル水位及びドラライウエル水位の変化量から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	有	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ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナシケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(5/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	有手			
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	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 (SA) ③ドライウエル圧力 (SA) ④サブレッション・チェンバ圧力 (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、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 (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 (SA)	有手	ペデスタル注水機能確認 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ドライウエル温度 (SA) ③ドライウエル圧力 (SA) ④サブレッション・チェンバ圧力 (SA)	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可能であり、判断に与える影響はない。 ②ペデスタル温度 (SA) 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 (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ができ、判断に与える影響はない。
	ペデスタル水温度 (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、事後のほとんどの期間で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。		
	サブレーション・プール水温度 (SA)	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) サブプレッション・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 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) 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、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サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	①サブプレッション・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。	

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(8/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
原子炉格納容器内の水位	ドライウエル水位	原子炉格納容器除熱機能確認	有	①サブレーション・プール水位 (SA) ①代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ②ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ③低圧原子炉代替注水流量	①ペデスタル注水の停止判断に用いるドライウエル水位計の監視が不可能となった場合は、サブレーション・プール水位 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ①ドライウエル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) の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流量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・プール水位 (SA)	原子炉格納容器除熱機能確認	有	①代替注水流量 (常設) ①低圧原子炉代替注水流量 ①低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ①格納容器代替スプレイ流量 ①ペデスタル代替注水流量 ①ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水流量	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、代替注水流量 (常設)、低圧原子炉代替注水流量、低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) の注水量により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②水源である低圧原子炉代替注水流量の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	ペデスタル水位	ペデスタル注水機能確認	有	①主要パラメータの他チャンネル ②代替注水流量 (常設) ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水流量	①ペデスタル水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ペデスタル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量 (常設)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量の注水量により、ペデスタル水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③水源である低圧原子炉代替注水流量の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナシス (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（耐震又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(11/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
残留熱代替除去系(1/2) 最終ヒートシンクの確保	サブレーション・プールの水温度(SA)	代替循環冷却系による原子炉格納容器所熱確認		①主要パラメータの他チャンネル ②サブレーション・チェンバ温度(SA)	①サブレーション・プールの水温度(SA)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブレーション・プールの水温度(SA)の監視が不可能となった場合は、サブレーション・チェンバ内の温度を同じ仕様のサブレーション・チェンバ温度により推定可能であり、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系熱交換器出口温度			①サブレーション・プールの水温度(SA)	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、除熱対象であるサブレーション・プールの水温度(SA)の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナゲンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(12/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		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、残留熱代替除去ポンプの注水特性から推定した総流量より原子炉格納容器側への注水量を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で判断に与える影響はない。 ②除熱対象であるサブプレッション・プール水温度(SA)、ドライウエル温度(SA)、サブプレッション・チェンバ温度(SA)の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンの確保が確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし	

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(13/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
格納容器フィルタベント系 最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱確認	有	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入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量		
	残留熱除去ポンプ出口流量	①残留熱除去ポンプ出口圧力	①残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去ポンプの注水特性から推定した流量より残留熱除去ポンプ出口流量を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握することができ、判断に与える影響はない。			

有：重要事故シナシケンス（有効性評価）に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(15/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	インターフェイスシステムLOCAの判断	有	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (SA) で原子炉圧力容器内の水位を監視することができ, 判断に与える影響はない。	なし
	原子炉水位 (SA)			①同じ仕様の原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) で原子炉圧力容器内の水位を監視することができ, 判断に与える影響はない。		
	原子炉圧力			①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉圧力 (SA) で原子炉圧力容器内の圧力を監視することができ, 判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるもの, 原子炉圧力容器内の圧力は上記①②で推定ができるため, 事故収束を行う上で問題とならない。	
	原子炉圧力 (SA)			①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉圧力で原子炉圧力容器内の圧力を監視することができ, 判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるもの, 原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため, 事故収束を行う上で問題とならない。	

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(16/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
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
		有	手			
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	インターフェイスシ 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(18/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ ^{※1}	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	有	低圧注水機能確認	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)	手	低圧・高圧注水機能確認	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、残留熱代替除去ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源であるサブレーション・プール水位(SA)が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第1表 代替パラメータによる判断への影響(19/20)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ※1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	原子炉建物内水素濃度確認			
原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	手	原子炉建物内水素濃度確認	①主要パラメータの他チャナンネル ②静的触媒式水素処理装置入口温度 ③静的触媒式水素処理装置出口温度	①原子炉建物水素濃度の1チャナンネルが故障した場合は、他チャナンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉建物水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉建物内の水素ガスが静的触媒式水素再結合物で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。温度差を測定することにより静的触媒式水素再結合物に入る水素濃度が推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器酸素濃度	手	格納容器ベント判断	①格納容器酸素濃度 (SA) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエ ル) ③格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレンジ ョン・チェンバ) ④ドライウエル圧力 (SA) ⑤サブレンジョン・チェンバ圧力 (SA)	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) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する上で判断に与える影響はない。 ③ドライウエル圧力 (SA) 及びサブレンジョン・チェンバ圧力 (SA) を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握することとは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する上で判断に与える影響はない。	なし
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 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエ ル) ③格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレンジ ョン・チェンバ) ④ドライウエル圧力 (SA) ⑤サブレンジョン・チェンバ圧力 (SA)	①格納容器酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する上で判断に与える影響はない。 ③ドライウエル圧力 (SA) 及びサブレンジョン・チェンバ圧力 (SA) を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握することとは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する上で判断に与える影響はない。	なし

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震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	燃料プールの冷却機能又は注水機能確認			
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	有手	燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①燃料プール水位・温度 (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位・温度 (SA) で燃料プールの水位を計測することができ、燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②水位/放射線量率の関係をj利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ③燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	燃料プール水位・温度 (SA)	有手	燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) で燃料プール水位を計測することができ、燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②水位/放射線量率の関係をj利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ③燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	有手	燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プール水位・温度 (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	①水位/放射線量率の関係をj利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	燃料プール監視カメラ (SA)	有手	燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①燃料プール水位 (SA) ②燃料プール水位・温度 (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	①水位/放射線量率の関係をj利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シケケンス (有効性評価) に使用した判断基準 (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

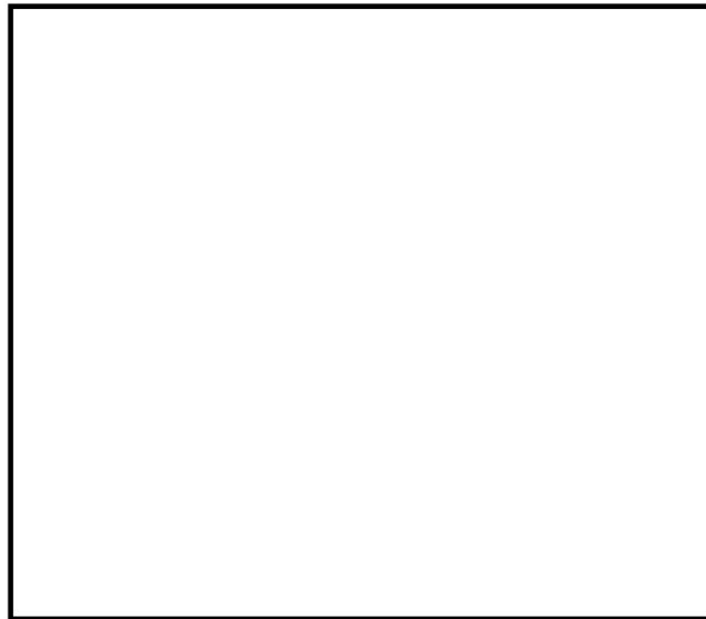
1. 概要

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、原子炉圧力容器破損に備えた対応を実施することとする。

上記のとおり、崩壊熱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、いずれは原子炉圧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、原子炉圧力容器の破損に至ることになる。

そのため、原子炉圧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、最終的には原子炉圧力容器表面温度が 300℃に到達した時点で注水ができおらず、炉心冷却に失敗したことを判断することとする。

第1表 原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段

推定事項	判断パラメータ
原子炉水位L0までの水位回復判断	原子炉注水量と必要注水時間
損傷炉心の冷却維持判断 (原子炉水位L0以上の水位維持)	原子炉水位L0到達判断後、以下を満たすことで損傷炉心の冷却維持を判断する。 ・原子炉注水流量：崩壊熱による蒸発量相当の注水量の確保
損傷炉心の冷却失敗判断 (原子炉水位L0以下に低下，炉心損傷の進展)	原子炉压力容器温度（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