

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0056 改21
提出年月日	平成29年2月3日

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の
重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実
施するために必要な技術的能力に係る審査基準」
への適合状況について

平成29年2月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 重大事故等対策

- 1. 0 重大事故等対策における共通事項
- 1. 1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 1. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 1. 8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
- 1. 9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- 1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 1. 13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等
- 1. 14 電源の確保に関する手順等
- 1. 15 事故時の計装に関する手順等
- 1. 16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 1. 17 監視測定等に関する手順等
- 1. 18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 1. 19 通信連絡に関する手順等

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

- 2. 1 可搬型設備等による対応

下線部：今回ご提出資料

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

< 目 次 >

1.13.1 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. 水源を利用した対応手段及び設備

(a) 復水貯蔵槽を水源とした対応手段及び設備

(b) サプレッション・チェンバを水源とした対応手段及び設備

(c) 防火水槽を水源とした対応手段及び設備

(d) 淡水貯水池を水源とした対応手段及び設備

(e) ろ過水タンクを水源とした対応手段及び設備

(f) 海を水源とした対応手段及び設備

(g) ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手段及び設備

(h) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 水源へ水を補給するための対応手段及び設備

(a) 復水貯蔵槽へ水を補給するための対応手段及び設備

(b) 防火水槽へ水を補給するための対応手段及び設備

(c) 淡水タンクへ水を補給するための対応手段及び設備

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 水源の切替え

(a) 原子炉隔離時冷却系の水源の切替え

(b) 淡水から海水への切替え

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. 手順等

1.13.2 重大事故等時の手順

1.13.2.1 水源を利用した対応手順

(1) 復水貯蔵槽を水源とした対応手順

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

c. 復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

d. 復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

e. 復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器頂部への注水

- (2) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順
 - a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水
 - b. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - c. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の冷却
- (3) 防火水槽を水源とした対応手順
 - a. 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水（淡水／海水）
 - b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水
 - c. 防火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - d. 防火水槽を水源としたフィルタ装置への補給
 - e. 防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水
 - f. 防火水槽を水源とした原子炉格納容器頂部への注水
 - g. 防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ
- (4) 淡水貯水池を水源とした対応手順
 - a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水
 - b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水
 - c. 淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - d. 淡水貯水池を水源としたフィルタ装置への補給
 - e. 淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水
 - f. 淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器頂部への注水
 - g. 淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ
- (5) ろ過水タンクを水源とした対応手順
 - a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水
 - b. ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - c. ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水
 - d. ろ過水タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水
- (6) 海を水源とした対応手順
 - a. 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプによる送水
 - b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水
 - c. 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却

- d. 海を水源とした原子炉格納容器下部への注水
 - e. 海を水源とした原子炉格納容器頂部への注水
 - f. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ
 - g. 海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送
 - h. 海を水源とした大気への拡散抑制
 - i. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火
- (7) ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手順
- a. ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入
1. 13. 2. 2 水源へ水を補給するための対応手順
- (1) 復水貯蔵槽へ水を補給するための対応手順
- a. 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給（淡水／海水）
 - b. 純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給
- (2) 防火水槽へ水を補給するための対応手順
- a. 淡水貯水池から防火水槽への補給
 - b. 淡水タンクから防火水槽への補給
 - c. 海から防火水槽への補給
- (3) 淡水タンクへ水を補給するための対応手順
- a. 淡水貯水池から淡水タンクへの補給
1. 13. 2. 3 水源を切り替えるための対応手順
- (1) 各種注水の水源切替え
- a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水
 - b. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水
- (2) 淡水から海水への切替え
1. 13. 2. 4 その他の手順項目について考慮する手順
1. 13. 2. 5 重大事故等時の対応手段の選択

- 添付資料 1.13.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.13.2 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料 1.13.3 重大事故対策の成立性
 - 1. 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水
 - 2. 淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプへの送水
 - 3. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水
 - 4. 海から大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプへの送水
 - 5. 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプによる送水
 - 6. 可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給
 - 7. 純水補給水系による復水貯蔵槽への補給
 - 8. 淡水貯水池から防火水槽への補給
 - 9. 可搬型代替注水ポンプによる防火水槽への海水補給
 - 10. 大容量送水車（海水取水用）による防火水槽への海水補給
 - 11. 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給
 - 12. 淡水貯水池から海を水源とした可搬型代替注水ポンプへの送水の切替え
- 添付資料 1.13.4 解釈一覧
 - 1. 淡水貯水池から海への水源切替えの判断基準について
 - 2. 操作手順の解釈一覧

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給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 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。
 - b) 複数の代替淡水源(貯水槽、ダム又は貯水池等)が確保されていること。
 - c) 海を水源として利用できること。
 - d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。
 - e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。
 - f) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。

設計基準事故の収束に必要な水源は、サプレッション・チェンバ及び復水貯蔵槽である。重大事故等が発生した場合において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な対処設備を整備しており、ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.13.1 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

原子炉圧力容器への注水が必要な場合に、設計基準事故の収束に必要な水源として、サプレッション・チェンバ及び復水貯蔵槽を設置する。

原子炉格納容器内の冷却が必要な場合に、設計基準事故の収束に必要な水源として、サプレッション・チェンバを設置する。

これらの設計基準事故の収束に必要な水源が枯渇又は破損した場合は、その機能を代替するために、各水源が有する機能、相互関係を明確にした（以下、「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（図 1.13.1）。

また、原子炉圧力容器へのほう酸水注入、フィルタ装置への補給、代替循環冷却系による除熱、原子炉格納容器下部への注水、原子炉格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレーが必要な場合の対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{*1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上の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、技術的能力審査基準（以下、「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十六条及び技術基準規則第七十一条（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、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、サプレッション・チェンバ及び復水貯蔵槽の故障を想定する。

これらの水源に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を表 1.13.1 に整理する。

a. 水源を利用した対応手段及び設備

(a) 復水貯蔵槽を水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要となる水源として復水貯蔵槽を利用する。

重大事故等時において、サブプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器頂部への注水を行う手段がある。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧代替注水系（高圧代替注水系ポンプ）
- ・ 原子炉隔離時冷却系（原子炉隔離時冷却系ポンプ）
- ・ 高圧炉心注水系（高圧炉心注水系ポンプ）
- ・ 制御棒駆動水系（制御棒駆動水系ポンプ）

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）

復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（復水移送ポンプ）

復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）

復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器頂部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ サプレッションプール浄化系（サブプレッションプール浄化系ポンプ）

(b) サプレッション・チェンバを水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要となる水源としてサブプレッション・チェンバを利用する。

重大事故等時において、復水貯蔵槽を水源として利用できない場合は、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の除熱を行う手段がある。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系（原子炉隔離時冷却系ポンプ）
- ・高圧炉心注水系（高圧炉心注水系ポンプ）

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ）

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ）

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替循環冷却系（復水移送ポンプ）

(c) 防火水槽を水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源として防火水槽を利用する。

重大事故等時において、復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、フィルタ装置への補給、原子炉格納容器下部への注水、原子炉格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレイを行う手段がある。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及びホース・接続口）

防火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
- ・ホース・接続口

- ・ 防火水槽
- ・ 燃料補給設備

防火水槽を水源としたフィルタ装置への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
- ・ ホース・接続口
- ・ 防火水槽
- ・ 燃料補給設備

防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及びホース・接続口）

防火水槽を水源とした原子炉格納容器頂部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及びホース・接続口）

防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレーで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 燃料プール代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及びホース・接続口）

なお、上記防火水槽を水源とした対応手段は、淡水だけでなく海水を防火水槽へ供給することにより、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を補給することが可能である。ただし、フィルタ装置への補給は防火水槽を水源とした淡水のみを利用する。

(d) 淡水貯水池を水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要となる水源として淡水貯水池を利用する。

重大事故等時において、復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、淡水貯水池を水源として可搬型代替注水ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、フィルタ装置への補給、原子炉格納容器下部への注水、原子炉格納容器

頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレイを行う手段がある。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及びホース・接続口）

淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
- ・ ホース・接続口
- ・ 淡水貯水池
- ・ 燃料補給設備

淡水貯水池を水源としたフィルタ装置への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
- ・ ホース・接続口
- ・ 淡水貯水池
- ・ 燃料補給設備

淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及びホース・接続口）

淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器頂部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及びホース・接続口）

淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 燃料プール代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）, 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及びホース・接続口）

(e) ろ過水タンクを水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源としてろ過水タンクを利用する。

重大事故等時において、復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、ろ過水タンクを水源とした原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手段がある。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、ろ過水タンクを水源とした原子炉压力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）

ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）

ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）

ろ過水タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）

(f) 海を水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源として海を利用する。

重大事故等時において、復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、海を水源として大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプを用いた原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレイを行う手段がある。

また、重大事故等が発生した場合は、海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送及び大気への拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火を行う手段がある。

海を水源として原子炉压力容器への注水等に用いる可搬型代替注水ポンプまでの送水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水車（海水取水用）
- ・海水貯留堰
- ・スクリーン室
- ・取水路[海水取水箇所]
- ・ホース
- ・燃料補給設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、海を水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及びホース・接続口

海を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
- ・ホース・接続口
- ・燃料補給設備

海を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及びホース・接続口）

海を水源とした原子炉格納容器頂部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器頂部注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及びホース・接続口）

海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレーで使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プール代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）, 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及びホース・接続口）

海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替原子炉補機冷却系（大容量送水車）

海を水源とした大気への拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）
- ・放水砲
- ・ホース
- ・燃料補給設備

海を水源とした航空機燃料火災への泡消火で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）
- ・ホース
- ・放水砲
- ・泡原液搬送車
- ・泡原液混合装置
- ・燃料補給設備

(g) ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源としてほう酸水注入系貯蔵タンクを利用する。

重大事故等が発生した場合は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行う手段がある。

ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入系（ほう酸水注入系ポンプ）

(h) 重大事故等対処設備と自主対策設備

上記水源のうち、復水貯蔵槽、サプレッション・チェンバ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは重大事故等対処設備として位置づける。防火水槽及び淡水貯水池は本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

また、水源を利用した対応手段で使用する設備の整理については、各条文の整理と同様である。

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

（添付資料 1.13.1）

以上の重大事故等対処設備及び代替淡水源により、重大事故等の収束

に必要となる十分な量の水を確保することができる。

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づける。あわせて、その理由を示す。

- ・ろ過水タンク

水を送水する設備である消火系を含め耐震性は確保されていないが、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、重大事故等の収束に必要な水を確保する手段として有効である。

b. 水源へ水を補給するための対応手段及び設備

(a) 復水貯蔵槽へ水を補給するための対応手段及び設備

通常時の復水貯蔵槽への補給は、純水補給水系にて実施するが、重大事故等の収束時の復水貯蔵槽への補給は、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 又は純水補給水系 (仮設発電機使用) にて実施する。

i. 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への補給

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への補給で使用する設備は以下のとおり。なお、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への補給は、淡水貯水池から防火水槽へ補給した淡水を使用する手段だけでなく、淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を用いて補給する手段、防火水槽へ補給した海水を可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を用いて補給する手段又は取水した海水を可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を用いて補給する手段もある。

- ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
- ・淡水貯水池
- ・防火水槽
- ・ホース・接続口
- ・CSP 外部補給配管・弁
- ・復水貯蔵槽
- ・大容量送水車 (海水取水用)
- ・海水貯留堰
- ・スクリーン室
- ・取水路 [海水取水箇所]
- ・燃料補給設備

ii. 純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給
純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 純水移送ポンプ
- ・ 純水タンク
- ・ 純水補給水系配管・弁
- ・ 復水貯蔵槽
- ・ 仮設発電機
- ・ 燃料補給設備

(b) 防火水槽へ水を補給するための対応手段及び設備

重大事故等の収束のために防火水槽を使用する場合は、淡水貯水池又は淡水タンク（ろ過水タンク、純水タンク）から淡水を補給する手段がある。また、枯渇等により淡水の補給が継続できない場合においても、海水取水箇所や護岸から海水を補給する手段がある。

i. 淡水貯水池から防火水槽への補給

淡水貯水池から防火水槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 淡水貯水池
- ・ ホース
- ・ 防火水槽

ii. 淡水タンクから防火水槽への補給

淡水タンクから防火水槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ ろ過水タンク
- ・ 純水タンク
- ・ ホース
- ・ 防火水槽

iii. 大容量送水車（海水取水用）による防火水槽への海水補給

大容量送水車（海水取水用）による防火水槽への海水補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 大容量送水車（海水取水用）
- ・ 海水貯留堰
- ・ スクリーン室
- ・ 取水路[海水取水箇所]

- ・ホース
- ・防火水槽
- ・燃料補給設備

iv. 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給
代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ
- ・海水貯留堰
- ・スクリーン室
- ・取水路[海水取水箇所]
- ・ホース
- ・防火水槽
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・移動式変圧器
- ・燃料補給設備

v. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による防火水槽への海水補給
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による防火水槽への海水補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
- ・ホース
- ・防火水槽
- ・燃料補給設備

なお、「1.13.1.(2)b.(b) i 淡水貯水池から防火水槽への補給」及び「1.13.1.(2)b.(b) ii 淡水タンクから防火水槽への補給」は高低差を利用して水を送水する手段であるため、送水用のポンプは不要である。

(c) 淡水タンクへ水を補給するための対応手段及び設備

重大事故等の収束ために淡水タンク（ろ過水タンク，純水タンク）を使用する場合は，淡水貯水池から淡水を補給する手段がある。

i. 淡水貯水池から淡水タンクへの補給

淡水貯水池から淡水タンクへの補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・淡水貯水池

- ・ホース
- ・ろ過水タンク
- ・純水タンク

なお、「1.13.1.(2)b.(c)i.淡水貯水池から淡水タンクへの補給」は高低差を利用して水を送水する手段であるため、送水用のポンプは不要である。

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

復水貯蔵槽への補給で使用する設備のうち、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、ホース・接続口、CSP外部補給配管・弁、復水貯蔵及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。

防火水槽への補給で使用する設備のうち、ホース、大容量送水車(海水取水用)、海水貯留堰、スクリーン室、取水路[海水取水箇所]及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。

防火水槽及び淡水貯水池は本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)として位置づける。

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 1.13.1)

以上の重大事故等対処設備及び代替淡水源により、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することができる。

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づける。あわせて、その理由を示す。

・純水補給水系、仮設発電機

耐震性は確保されていないが、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給ができない場合において、純水を利用した復水貯蔵槽への補給手段として有効である。

・淡水タンク(ろ過水タンク、純水タンク)

耐震性は確保されておらず、補給に必要な水量が確保できない場合があるが、淡水貯水池から防火水槽への補給ができない場合において、淡水タンクの水を防火水槽へ補給する手段として有効である。

・代替原子炉補機冷却海水ポンプ

別に給電設備が必要であり代替原子炉補機冷却海水ポンプ単独では使用できない上、補給開始までに時間を要するが、電源車及び移動式変圧器と組み合わせて使用することで、大容量送水車(海水取

水用) による海水補給が実施できない場合の代替手段として有効である。

- ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)

取水箇所が防潮堤の外で、津波の影響等により使用できない可能性がある上、補給量が小さく淡水貯水池や大容量送水車 (海水取水用) による補給と同等の補給量を確保できない場合があるが、大容量送水車 (海水取水用) による海水補給が実施できない場合の代替手段として有効である。

c. 水源の切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、各水源への補給手段を整備しているが、補給が不可能な場合には水源を切替える手段がある。

(a) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源の切替え

重大事故等対処設備 (設計基準拡張) である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源は、復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバであり、通常時は復水貯蔵槽が水源として選択されている。LOCA 信号かつサプレッション・チェンバ・プール水の水位高の信号が発生した場合、又は復水貯蔵槽の水位低の信号が発生した場合は、水源がサプレッション・チェンバへ自動で切り替わる。また、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の確実な運転継続を確保する観点から、サプレッション・チェンバ・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の設計温度を超える前に中央制御室からの手動操作により水源を復水貯蔵槽へ切り替える。

なお、自動及び手動操作による水源の切替えは、運転中の原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系を停止することなく水源を切り替えることが可能である。

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・復水貯蔵槽
- ・サプレッション・チェンバ
- ・原子炉隔離時冷却系
- ・高圧炉心注水系

原子炉隔離時冷却系の水源切替え手順については、「1.13.2.3(1)a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」、高圧炉心注水系の

水源切替え手順については、「1. 13. 2. 3(1)b. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(b) 淡水から海水への切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給には淡水を優先して使用する。淡水貯水池及び淡水タンクの枯渇等により、淡水の供給が継続できないおそれがある場合は、海水の供給に切替える。

防火水槽より重大事故等の収束に必要な水の供給を行っている場合は、水の供給が中断することなく淡水から海水への切替えが可能である。

また、淡水貯水池より重大事故等の収束に必要な水の供給を行っている場合は、あらかじめ可搬型代替注水ポンプの水源切替え準備をすることにより速やかに淡水から海水への切替えが可能である。

防火水槽へ補給する水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 淡水貯水池
- ・ 淡水タンク
- ・ 大容量送水車（海水取水用）
- ・ 代替原子炉補機冷却海水ポンプ
- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
- ・ 防火水槽
- ・ 海水貯留堰
- ・ スクリーン室
- ・ 取水路[海水取水箇所]
- ・ ホース
- ・ 燃料補給設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 移動式変圧器

水源を淡水貯水池から海への切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 淡水貯水池
- ・ 大容量送水車（海水取水用）
- ・ 海水貯留堰
- ・ スクリーン室
- ・ 取水路[海水取水箇所]
- ・ ホース
- ・ 防火水槽
- ・ 燃料補給設備

防火水槽への淡水補給は、「1. 13. 2. 2(2) a. 淡水貯水池から防火水槽への補給」及び「1. 13. 2. 2(2) b. 淡水タンクから防火水槽への補給」の手順にて、防火水槽への海水補給は、「1. 13. 2. 2(2) c. 海から防火水槽への補給」の手順にて整備する。

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉隔離時冷却系の水源の切替えて使用する設備のうち、復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバは重大事故等対処設備として位置づける。また、原子炉隔離時冷却系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

淡水から海水への切替えて使用する設備のうち、大容量送水車（海水取水用）、海水貯留堰、スクリーン室、取水路[海水取水箇所]、ホース及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。

防火水槽及び淡水貯水池は本条文【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

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. 13. 1）

以上の重大事故等対処設備及び代替淡水源により、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することができる。

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づける。あわせて、その理由を示す。

・淡水タンク（ろ過水タンク、純水タンク）

耐震性は確保されておらず、補給に必要な水量が確保できない場合があるが、淡水貯水池から防火水槽への補給ができない場合において、淡水タンクの水を防火水槽へ補給する手段として有効である。

・代替原子炉補機冷却海水ポンプ

別に給電設備が必要であり代替原子炉補機冷却海水ポンプ単独では使用できない上、補給開始までに時間を要するが、電源車及び移動式変圧器と組み合わせて使用することで、大容量送水車（海水取水用）による海水補給が実施できない場合の代替手段として有効である。

・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）

取水箇所が防潮堤の外で、津波の影響等により使用できない可能性がある上、補給量が小さく淡水貯水池や大容量送水車（海水取水

用)による補給と同等の補給量を確保できない場合があるが、大容量送水車(海水取水用)による海水補給が実施できない場合の代替手段として海水を利用した防火水槽への補給手段として有効である。

d. 手順等

上記「a. 水源を利用した対応手段及び設備」, 「b. 水源へ水を補給するための対応手段及び設備」及び「c. 水源の切替え」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運転操作手順書(徴候ベース)及び多様なハザード対応手順に定める(表 1. 13. 1)。

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整理する(表 1. 13. 2, 表 1. 13. 3)。

(添付資料 1. 13. 2)

1.13.2 重大事故等発生時の手順

1.13.2.1 水源を利用した対応手順

(1) 復水貯蔵槽を水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、復水貯蔵槽を水源とした原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器頂部への注水を行う手順を整備する。

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉压力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉压力容器への注水手段としては、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、高圧代替注水系、制御棒駆動水系がある。

(a) 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉压力容器への注水（中央制御室操作）

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低（レベル2若しくはレベル1.5）又はドライウエル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉压力容器への注水を実施する。

① 手順着着手の判断基準

給水系、復水系による原子炉压力容器への注水ができず、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

【1.2.2.4(1)】

② 操作手順

原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉压力容器への注水手順（中央制御室操作）については「1.2.2.4(1)原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(b) 高圧炉心注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水
高圧炉心注水系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低（レベル 1.5）又はドライウェル圧力高）による作動，又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心注水系を起動し，復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

①手順着着手の判断基準

給水系，復水系，原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合。

【1.2.2.4(2)】

②操作手順

高圧炉心注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水手順については「1.2.2.4(2) 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(c) 高圧代替注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）

高圧代替注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）については，高圧注水系が機能喪失した場合に，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水をする場合と，炉心の著しい損傷が発生した場合に，熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する場合がある。

①手順着着手の判断基準

i 高圧注水系の機能喪失時の高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水判断基準

給水系，復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水

位低(レベル3)以上に維持できない場合。

【1.2.2.1(1)a】

ii 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための
高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水判断基準

全交流動力電源喪失により、原子炉圧力容器への高圧注水機能が喪失した場合において、高圧代替注水系が使用可能な場合^{*1}。

※1:設備に異常がなく、原子炉圧力指示値が規定値以上ある場合において、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備により注水に必要な電源が確保され、かつ水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

【1.8.2.2(1)d】

②操作手順

高圧注水系が機能喪失した場合の高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水手順については「1.2.2.1(1)a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水手順については「1.8.2.2(1)d. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで15分以内で可能である。

(d) 高圧代替注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水(現場手動操作)

高圧注水系が機能喪失した場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手動操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を実施する。

①手順着手の判断基準

給水系、復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低

(レベル3)以上に維持できない場合で、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合。

【1.2.2.1(1)b.】

②操作手順

高圧代替注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水手順（現場手動操作）については「1.2.2.1(1)b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系現場起動による原子炉圧力容器への注水開始まで約40分で可能である。

(e) 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により高圧注水系での原子炉の冷却ができない場合において、高圧代替注水系が起動できない場合は、復水貯蔵槽を水源として原子炉隔離時冷却系を現場での弁の手動操作にて起動し原子炉圧力容器への注水を実施する。

①手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により中央制御室からの操作による高圧注水系での原子炉圧力容器への注水ができない場合において、中央制御室からの操作若しくは現場手動操作による高圧代替注水系の起動にて原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)以上に維持できない場合、又は中央制御室からの操作及び現場手動操作による高圧代替注水系の起動ができない場合。

【1.2.2.2(1)a.】

②操作手順

原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水手順（現場手動操作）については「1.2.2.2(1)a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び現場運転員4名、緊急時対策要員4名にて作業を実施する。

作業開始を判断してから現場運転員による原子炉隔離時冷却系起動まで約90分で可能である。

(f) 制御棒駆動水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（進展抑制）

制御棒駆動水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（進展抑制）については、全交流動力電源喪失又は高圧炉心注水系の機能喪失時において、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合に、原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、制御棒駆動水系を用いて原子炉圧力容器への注水する場合と、炉心の著しい損傷が発生した場合に、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する場合がある。

①手順着手の判断基準

i 全交流動力電源喪失又は高圧炉心注水系の機能喪失時の制御棒駆動水系による原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、制御棒駆動系が使用可能な場合。

【1.2.2.3(1)b.】

ii 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための制御棒駆動水系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失により、原子炉圧力容器への高圧注水機能が喪失した場合において、制御棒駆動系が使用可能な場合^{※1}。

※1: 設備に異常がなく、常設代替交流電源設備により注水に必要な電源が確保され、かつ補機冷却水及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。

【1.8.2.2(1)f】

②操作手順

全交流動力電源喪失又は高圧炉心注水系の機能喪失時の制御棒駆動水系による原子炉圧力容器への注水手順については「1.2.2.3(1)b. 制御棒駆動水系による原子炉圧力容器への注水」、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための制御棒駆動水系による原子炉圧力容器への注水手順については「1.8.2.2(1)f. 制御棒駆動水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水開始まで約20分で可能である。

(g) 高圧炉心注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への緊急注水

高圧炉心注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への緊急注水については、全交流動力電源が喪失し、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、常設代替交流電源設備を用いて非常用高圧母線へ電源を供給することで高圧炉心注水系を冷却水がない状態で短時間起動し、原子炉圧力容器へ注水する場合と、炉心の著しい損傷が発生した場合に、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する場合がある。

①手順着手の判断基準

i 全交流動力電源喪失又は高圧炉心注水系の機能喪失時の高圧炉心注水系緊急注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、常設代替交流電源設備によるM/C D系への給電が可能となった場合。

【1.2.2.3(1)c】

ii 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水

全交流動力電源喪失により、原子炉圧力容器への高圧注水機能が

喪失した場合において、高圧炉心注水系が使用可能な場合^{※1}。

※1:設備に異常がなく、常設代替交流電源設備により注水に必要な電源が確保され、かつ水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

【1.8.2.2(1)g】

②操作手順

全交流動力電源喪失又は高圧炉心注水系の機能喪失時の高圧炉心注水系緊急注水手順については「1.2.2.3(1)c. 高圧炉心注水系緊急注水」、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水手順については「1.8.2.2(1)g. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水開始まで約25分で可能である。

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧代替注水系（常設）がある。

(a) 低圧代替注水系（常設）による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

低圧代替注水系（常設）による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水については、常設の原子炉圧力容器への注水設備の注水機能が喪失した場合に、低圧代替注水系(常設)により原子炉圧力容器への注水する場合と、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合に、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合と、炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する場合がある。

①手順着手の判断基準

i 常設の原子炉圧力容器への注水設備の注水機能喪失時の低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水

給水系, 復水系及び非常用炉心冷却系により原子炉圧力容器への注水ができず, 原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合において, 低圧代替注水系(常設)及び注入配管が使用可能な場合^{※1}

※1:設備に異常がなく, 電源及び水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

【1.4.2.1(1)a.(a)】

ii 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において, 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{※2}。

※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は, 原子炉圧力指示値の低下, 格納容器内圧力指示値の上昇, ドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。

※2:原子炉格納容器スプレイ及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量(140m³/h, 35~70 m³/h)が確保され, 更に低圧代替注水系(常設)により原子炉圧力容器への注水に必要な流量(30m³/h)が確保できる場合。

なお, 十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。

【1.4.2.1(3)a.(a)】

iii 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失により, 給水系, 復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において, 低圧代替注水系(常設)が使用可能な場合^{※1}。

※1:設備に異常がなく、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により注水に必要な電源が確保され、かつ水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

【1.8.2.2(1)a】

②操作手順

常設の原子炉圧力容器への注水設備の注水機能喪失時の低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水手順については、

「1.4.2.1(1)a.(a)低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水」、残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(3)a.(a)低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却」、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)a.低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

③操作の成立性

残留熱除去系(B)及び残留熱除去系(A)の注入配管を使用した低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水開始までの所要時間は以下のとおり。

残留熱除去系(B)注入配管使用の場合:12分以内

残留熱除去系(A)注入配管使用の場合:12分以内

残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)及び高圧炉心注水系(C)の注入配管を使用した低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水開始までの所要時間は以下のとおり。

残留熱除去系(C)注入配管使用の場合:約40分

高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合:約25分

高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合:約30分

当該操作実施後、現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保操作を実施した場合、15分以内で可能である。(「1.8.2.2(1)a.低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水」は残留熱除去系(A)と(B)注

入配管使用のみを使用)

c. 復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、代替格納容器スプレイ冷却系がある。

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、復水貯蔵槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行う。

① 手順着手の判断基準

i 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイの判断基準
(炉心損傷判断前)

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による格納容器スプレイができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系が使用可能な場合^{*1}で、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*2}。

※1: 設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

※2: 「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.1(1)a.(a)】

ii 代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイの判断基準
(炉心損傷判断時)

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の機能喪失により格納容器スプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系が使用可能な場合^{*2}で、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*3}。

※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ 線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超え

た場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

※3:「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力、ドライウェル雰囲気温度又は原子炉压力容器下鏡部温度指示値が、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(1)a.(a)】

②操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1)a.(a)代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ」及び「1.6.2.2(1)a.(a)代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ開始まで25分以内で可能である。その後、現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保を実施した場合、15分以内で可能である。

d. 復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、格納容器下部注水系(常設)がある。

(a) 格納容器下部注水系(常設)による復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の損傷を防止するため格納容器下部注水系(常設)により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉压力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。また、原子炉压力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した

溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。

①手順着手の判断基準

原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準

- ・ 損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、格納容器下部注水系(常設)が使用可能な場合^{※2}。

原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準

- ・ 原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系(常設)が使用可能な場合^{※2}。

※1:「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2:設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

※3:「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器内の温度の上昇により確認する。

【1.8.2.1(1)a】

②操作手順

格納容器下部注水系(常設)による復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1)a.格納容器下部注水系(常設)によるデブリ冷却」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで35分

以内で可能である。その後、現場運転員 2 名にて復水移送ポンプの水源確保を実施した場合、15 分以内で可能である。

e. 復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器頂部への注水

復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器頂部への注水手段としては、サブプレッションプール浄化系がある。

(a) サプレッションプール浄化系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器頂部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋の水素爆発を防止するため、復水貯蔵槽を水源としてサブプレッションプール浄化系により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。

① 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉格納容器内の温度上昇が継続している場合で、サブプレッションプール浄化系が使用可能な場合^{※2}。

※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ 線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2: 設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。ただし、7号炉のサブプレッションプール浄化系ポンプ及びモータは空冷式の設備であるため、補機冷却水による冷却が不要である。

【1.10.2.1(1)b】

② 操作手順

サブプレッションプール浄化系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器頂部への注水手順については、「1.10.2.1(1)b. サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名で作業を実施した場合、作業開始を判断してからサブプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水開始まで約

40分で可能である。

なお、一度原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水する水位を維持することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

(2) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の除熱及び代替循環冷却系による除熱を行う手順を整備する。

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては残留熱除去系がある。

(a) 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低（レベル2若しくはレベル1.5）又はドライウエル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

① 手順着着手の判断基準

給水系、復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

【1.2.2.4(1)】

② 操作手順

原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水手順（中央制御室操作）については「1.2.2.4(1)原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

- (b) 高圧炉心注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水
高圧炉心注水系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低（レベル1.5）又はドライウエル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心注水系を起動し、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

①手順着着手の判断基準

給水系、復水系、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

【1.2.2.4(2)】

②操作手順

高圧炉心注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水手順については「1.2.2.4(2)高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

- (c) 残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水

残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水については、残留熱除去系が健全な場合に、自動起動（原子炉水位低（レベル1）又はドライウエル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（低圧注水モード）を起動し、原子炉圧力容器へ注水する場合と、全交流動力電源の喪失により常設の原子炉圧力容器への注水設備の注水機能の喪失が起きた場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（低圧注水モード）にて原子炉圧力

容器への注水を実施する場合がある。

①手順着手の判断基準

i 残留熱除去系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

給水系，復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

【1.4.2.3(1)】

ii 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時，常設代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し，残留熱除去系（低圧注水モード）が使用可能な状態^{※1}に復旧された場合。

※1:設備に異常がなく，電源，補機冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている状態。

【1.4.2.1(2)a.(a)】

②操作手順

残留熱除去系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.3(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」，残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(2)a.(a)残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

③操作の成立性

i 残留熱除去系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

ii 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始まで15分以内で可能である。

なお、プラント停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。

b. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱手段としては残留熱除去系がある。

(a) 残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱

残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱については、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が健全な場合に、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を起動する場合と、全交流動力電源の喪失により常設の原子炉格納容器冷却設備による冷却機能の喪失が起きた場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）にて格納容器スプレイを実施する場合がある。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。

①手順着手の判断基準

i 残留熱除去系が健全な場合の原子炉格納容器の除熱

格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※1}。

※1:「格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、ドライウェル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度又はサプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、格納容器スプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.3(1)】

ii 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器の除熱（炉心損傷前）

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線D系の受電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が使用可能な状態^{※1}に復旧された場合で、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※2}。

※1:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源(サブプレッション・チェンバ)が確保されている状態。

※2:「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.1(2)a.(a)】

iii 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器の除熱（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線D系の受電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が使用可能な状態^{※2}に復旧された場合で、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ 線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源(サブプレッション・チェンバ)が確保されている状態。

※3:「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力指示値が、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(2)a.(a)】

②操作手順

残留熱除去系が健全な場合の原子炉格納容器の除熱手順については、「1.6.2.3(1)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器除熱」、残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器の除熱（炉心損傷前）手順については、「1.6.2.1(2)a.(a)残留熱除去系電源復旧後の格納容器除熱」、残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器の除熱（炉心損傷後）手順については、「1.6.2.2(2)a.(a)残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プール水除熱」にて整備する。

③操作の成立性

i 残留熱除去系が健全な場合の原子炉格納容器の除熱

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

ii 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器の除熱（炉心損傷前）

iii 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器の除熱（炉心損傷後）

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系(B)（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器スプレイ開始まで15分以内で可能である。

(b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェンバ・プール水除熱

残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェンバ・プール水の除熱については、残留熱除去系（S/P水冷却モード）が健全な場合に、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（S/P水冷却モード）を起動する場合と、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系によるS/P水除熱機能の喪失が起きた場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（S/P水冷却モード）の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（S/P水冷却モード）にてS/P水の除熱を実施する場合がある。

①手順着手の判断基準

i 残留熱除去系が健全な場合のサプレッション・チェンバ・プール水の除熱

下記のいずれかの状態に該当した場合。

- ・逃がし安全弁開固着
- ・サプレッション・チェンバ・プール水の温度が規定温度以上
- ・サプレッション・チェンバの気体温度が規定温度以上

【1.6.2.3(2)】

ii 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェンバ・プール水除熱（炉心損傷前）

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系（サプレッション・チ

エンバ・プール水冷却モード)が使用可能な状態^{*1}に復旧された場合。

※1:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源(サブプレッション・チェンバ)が確保されている状態。

【1.6.2.1(2)a.(b)】

iii 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プール水除熱(炉心損傷後)

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)が使用可能な状態^{*2}に復旧された場合。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ 線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源(サブプレッション・チェンバ)が確保されている状態。

【1.6.2.2(2)a.(b)】

②操作手順

残留熱除去系が健全な場合のサブプレッション・チェンバ・プール水の除熱手順については、「1.6.2.3(2) 残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)によるサブプレッション・チェンバ・プール水除熱」、残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プールを水源とした原子炉格納容器内の除熱手順については、「1.6.2.1(2)a.(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プール水除熱」及び「1.6.2.2(2)a.(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プール水除熱」にて整備する。

③操作の成立性

i 残留熱除去系が健全な場合のサブプレッション・チェンバ・プール水の除熱

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)にて操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であ

るため、速やかに対応できる。

- ii 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プール水除熱（炉心損傷前）
- iii 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プール水除熱（炉心損傷後）

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系(A) (S/P水冷却モード)による格納容器スプレイ開始まで15分以内で可能である。

- c. サプレッション・チェンバを水源とした代替循環冷却系を用いた除熱
サブプレッション・チェンバを水源とした代替循環冷却系を用いた除熱手段については、代替循環冷却系がある。

- (a) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、復水補給水系を用いた代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

①手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく^{*2}格納容器除熱が困難な状況で、復水補給水系が使用可能^{*3}でかつ、代替原子炉補機冷却系による冷却水供給が可能な場合。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ 線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300°C以上を確認した場合。

※2:設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合。

※3:設備に異常がなく、電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合。

【1.7.2.1(1)c. i】

②操作手順

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順については、「1.7.2.1(1)c. i. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員4名にて作業を実施し、作業開始を判断してから代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで約90分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(b) 代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保

炉心の著しい損傷が発生した場合において、復水補給水系を用いた代替循環冷却運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

①手順着手の判断基準

炉心損傷を判断^{※1}した場合に、代替循環冷却系設備を使用する場合。

※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ 線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

【1.7.2.1(1)c. ii】

②操作手順

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順については、「1.7.2.1(1)c. ii. 代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員13名にて作業を実施した場

合、作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで約45分、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで約9時間で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるように、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

(3) 防火水槽を水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、防火水槽を水源とした原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、フィルタ装置への補給、原子炉格納容器下部への注水、原子炉格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレーを行う手順を整備する。

a. 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水(淡水/海水)

原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による各種注水を行う。また、フィルタ装置のフィルタ装置の水位が低下した場合に可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による補給を行う。

本手順では緊急時対策要員による水源特定、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配置、建屋及びスクラバ接続口までのホース接続及び可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水までの手順を整備し、建屋及びスクラバ接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備する。(手順のリンク先については、1.13.2.1(3)b.～1.13.2.1(3)g.に示す。)

可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の水源は、防火水槽(淡水)を優先して使用する。淡水による各種注水が枯渇等により継続できないおそれがある場合は海水による各種注水に切り替えるが、防火水槽を経由して注水が必要な箇所へ送水することにより、各種注水を継続しながら淡水から海水への切り替えが可能である。ただし、フィルタ装置への補給は、防火水槽3基(そのうち1基は予備)を水源とした淡水補給のみとする。なお、防火水槽への淡水補給は、「1.13.2.2(2)a. 淡水貯水池から防火水槽への補給」及び「1.13.2.2(2)b. 淡水タンクから防火水槽への補給」の手順にて、防火水槽への海水補給は、「1.13.2.2(2)c. 海から防火水槽への補給」の手順にて実施する。

水源特定/可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)配置/建屋及びスクラバ接続口までのホース接続/送水の一連の流れはどの対応においても同じであり、水源から建屋及びスクラバ接続口までの距離により配置、台数、

ホース数量が決まる。なお、水源と建屋及びスクラバ接続口の選択は、水源と建屋及びスクラバ接続口の距離が最短となる組み合わせを優先して選択する。（可搬型スプレイヘッダを使用した燃料プール代替注水については、送水先が建屋接続口だけでなく原子炉建屋内に敷設したホースに接続する手段もある。）

(a) 手順着手の判断基準

復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバを水源とした原子炉压力容器への注水等の各種注水/補給ができない場合。また、フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水手順の概略は以下のとおり。概要図を図1.13.2に、タイムチャートを図1.13.3に示す。

- ①緊急時対策本部は、プラントの被災状況に応じて可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による各種注水/補給を行うことを決定し、各種注水/補給のための建屋及びスクラバ接続口の場所及び可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配置箇所を決定する。
- ②緊急時対策要員は、指示を受けた配置箇所へ可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)を移動させる。
- ③緊急時対策要員は、水源^{※1}から建屋及びスクラバ接続口までのホース敷設、系統構成を行う。
- ④緊急時対策要員は、緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水準備完了を報告する。
- ⑤緊急時対策要員は、緊急時対策本部の指示を受け、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)を起動し注水/補給を実施する。注水/補給中は可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水ポンプを操作する。

※1 海水取水時には、ホース先端にストレーナを取り付け、海面より低く着底しない位置に取水部分を固定することにより、ホースへの異物の混入を防止する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台の操作を緊急時対策要員2名にて実施した場合、作業開始を判断

してから送水開始まで、建屋近傍の防火水槽を用いることによりSFP接続口、スクラバ接続口及びウェル接続口に接続した場合において約80分で可能である。

また、1ユニット当たり可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)2台又は3台の操作を緊急時対策要員3名にて実施した場合、作業開始を判断してから送水開始まで、建屋近傍の防火水槽を用いることによりMUWC接続口、SFP接続口に接続した場合において約95分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセス状況を考慮して防火水槽から送水先へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料1.13.3-1)

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧代替注水系（可搬型）がある。

(a) 低圧代替注水系（可搬型）による防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

低圧代替注水系（可搬型）による防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水については、常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水系(常設)、消火系の注水機能が喪失した場合に、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水する場合と、炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に熔融炉心が残存した場合に、低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水することで残存熔融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合と、炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する場合がある。

①手順着手の判断基準

- i 常設の原子炉圧力容器への注水設備，低圧代替注水系(常設)，消火系の注水機能喪失時の低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水

常設の原子炉圧力容器への注水設備，低圧代替注水系(常設)，消火系により原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合において，低圧代替注水系(可搬型)及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。

※1:設備に異常がなく，燃料及び水源(防火水槽又は淡水貯水池)が確保されている場合。

【1.4.2.1(1)a.(b)】

- ii 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧代替注水系(常設)及び消火系が使用できず，低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{※2}。

※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力指示値の低下，格納容器内圧力指示値の上昇，ドライウエル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。

※2:原子炉格納容器スプレイ及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量(140m³/h，35～70 m³/h)が確保され，更に低圧代替注水系(可搬型)により原子炉圧力容器への注水に必要な流量(30m³/h)が確保できる場合。

なお，十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。

【1.4.2.1(3)a.(c)】

- iii 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失により，低圧代替注水系(常設)及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において，低圧代替注水系(可搬型)が使用可能な場合^{※1}。

※1:設備に異常がなく、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により注水に必要な電源が確保され、かつ燃料及び水源(防火水槽又は淡水貯水池)が確保されている場合。

【1.8.2.2(1)b.】

②操作手順

常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水系(常設)、消火系の注水機能喪失時の低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(1)a.(b)低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)」, 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(3)a.(c)低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)」, 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)b.低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水開始まで残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)のいずれの注入配管を使用した場合においても約95分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

c. 防火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

防火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ(淡水/海水)がある。

(a) 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による防火水槽を水源とした原子炉格納容器冷却

残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 代替格納容器スプレイ冷却系及び消火系による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合, 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による格納容器スプレイを実施する。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように, スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。

なお, 本手順はプラント状況により可搬型代替注水ポンプ (A-2級) の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

① 手順着手の判断基準

i 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による格納容器スプレイ (淡水/海水) (炉心損傷前)

残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 代替格納容器スプレイ冷却系及び消火系による格納容器スプレイができない場合において, 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) が使用可能な場合^{※1}で, 代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※2}。

※1: 設備に異常がなく, 燃料及び水源 (防火水槽) が確保されている場合。

※2: 「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは, 格納容器内圧力 (D/W), ドライウェル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ気体温度又はサプレッション・チェンバ・プール水位指示値が, 代替格納容器スプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1. 6. 2. 1 (1) a. (c)】

ii 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による格納容器スプレイ (淡水/海水) (炉心損傷後)

炉心損傷を判断した場合^{※1}において, 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード), 代替格納容器スプレイ冷却系及び消火系による格納容器スプレイができず, 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) が使用可能な場合^{※2}で, 代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。

※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル (CAMS) で原子炉格納容器内の

γ線線量率が、設計基準事故相当のγ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、燃料及び水源(防火水槽)が確保されている場合。

※3:「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力、ドライウエル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(1)a.(c)】

②操作手順

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による防火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1)a.(c)可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ(淡水/海水)」及び「1.6.2.2(1)a.(c)可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ開始まで約95分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

d. 防火水槽を水源としたフィルタ装置への補給

防火水槽を水源としたフィルタ装置への補給手段としては可搬型代替注水ポンプ(A-2級)によるフィルタ装置水位調整がある。

- (a) 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）によるフィルタ装置水位調整（水張り）
（交流動力電源が健全である場合）

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、フィルタ装置又は代替フィルタ装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

①手順着手の判断基準

フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合。

【1.5.2.1(1)a.iv】

【1.5.2.1(1)b.iii】

【1.7.2.1(1)a.iii】

【1.7.2.1(1)b.iii】

②操作手順

防火水槽を水源としたフィルタ装置のフィルタ装置水位調整（水張り）手順については、「1.5.2.1(1)a.iv.フィルタ装置水位調整（水張り）」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制～可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備～送水準備～フィルタ装置補給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による注水開始まで約80分、フィルタ装置水位調整（水張り）を約50分、計約130分で可能である。

炉心損傷がない状況下での原子炉格納容器装置であることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

炉心損傷状況下における本操作は、原子炉格納容器装置実施から25時間後以降に行うことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

- (b) 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）によるフィルタ装置水位調整（水張り）
（全交流動力電源喪失時の場合）

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能

が喪失した場合、フィルタ装置又は代替フィルタ装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

①手順着手の判断基準

フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合。

【1.5.2.1(2)a.iii】

【1.5.2.1(2)b.iii】

【1.7.2.1(2)a.iii】

【1.7.2.1(2)b.iii】

②操作手順

防火水槽を水源としたフィルタ装置のフィルタ装置水位調整(水張り)手順については、「1.7.2.1(1)a.iii. フィルタ装置水位調整(水張り)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制～可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備～送水準備～フィルタ装置補給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水開始まで約80分、フィルタ装置水位調整(水張り)を約50分、計約130分で可能である。

炉心損傷がない状況下での原子炉格納容器装置であることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

炉心損傷状況下における本操作は、原子炉格納容器装置実施から25時間後以降に行うことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

e. 防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては格納容器下部注水系(可搬型)がある。

(a) 格納容器下部注水系(可搬型)による防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の損傷を防止するため格納容器下部注水系(可搬型)により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。

なお、本手順はプラント状況により復水補給水系外部接続口及び消火系連結送水口を任意に選択できる構成としている。

①手順着手の判断基準

原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準

- ・損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、格納容器下部注水系(常設)及び消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器下部注水系(可搬型)が使用可能な場合^{※2}。

原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準

- ・原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系(常設)、消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器下部注水系(可搬型)が使用可能な場合^{※2}。

※1:「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2:設備に異常がなく、燃料及び水源(防火水槽)が確保されている場合。

※3:「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉

圧力容器内の圧力の低下，原子炉格納容器内の圧力の上昇，原子炉格納容器内の温度の上昇により確認する。

【1.8.2.1(1)b】

②操作手順

格納容器下部注水系(可搬型)による防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1)b. 格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者），現場運転員4名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで約95分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

f. 防火水槽を水源とした原子炉格納容器頂部への注水

防火水槽を水源とした原子炉格納容器頂部への注水手段としては，格納容器頂部注水系がある。

(a) 格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水(淡水/海水)

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋の水素爆発を防止するため，防火水槽又は淡水貯水池を水源として格納容器頂部注水系により原子炉ウェルへ注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。

①手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において，原子炉格納容器内の温度上昇が継続している場合で，格納容器頂部注水系が使用可能な場合^{*2}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ

線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、燃料及び水源（防火水槽）が確保されている場合。

【1.10.2.1(1)a】

②操作手順

格納容器下部注水系による防火水槽を水源とした原子炉格納容器頂部への注水手順については、「1.10.2.1(1)a.格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員2名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水開始まで約80分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路の確保、放射線防護具及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

なお、一度原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水する水位を維持することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

g. 防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ

防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ手段としては、燃料プール代替注水系(可搬型)がある。

(a) 燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、防火水槽を水源として可

搬型代替注水ポンプにより使用済燃料プールへ注水を行う。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台又は(A-2級)1台により、常設スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び(A-2級)で送水が可能となるよう準備を行うが、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)の準備ができない場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)で常設スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水を実施する。

①手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

【1. 11. 2. 1(1)a】

②操作手順

燃料プール代替注水系(可搬型)による防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレィ手順については、「1. 11. 2. 1(1)a. 燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレィヘッドを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始まで80分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(b) 燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、使用済燃料プール代替注

水系による使用済燃料プールへの注水を行う。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台又は(A-2級)1台により、可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び(A-2級)で送水が可能となるよう準備を行うが、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)の準備ができない場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)で可搬型スプレイヘッドより使用済燃料プールへの注水を実施する。

①手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水ができない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

【1.11.2.1(1)b】

②操作手順

燃料プール代替注水系(可搬型)による防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ手順については、「1.11.2.1(1)b.燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始までの所要時間は以下のとおり。

SFP 接続口(原子炉建屋南側)使用の場合:約80分

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合:約90分

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(c) 燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)2台により、常設スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。

なお、可搬型代替注水ポンプは(A-2級)2台を並列に連結し、更に(A-1級)1台を直列に連結して使用する。

①手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能なTVモニタにて確認した場合。

【1.11.2.2(1)a】

②操作手順

燃料プール代替注水系(可搬型)による防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ手順については、「1.11.2.2(1)a.燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへのスプレイ開始まで95分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(d) 燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位が維持できない場合に常設スプレイヘッドを優先して使用するが、外的要因(航空機衝突又は竜巻等)により、常設スプレイヘッドの機能が喪失した場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)1台、又は(A-2級)2台により、可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。

なお、可搬型代替注水ポンプは(A-1級)1台及び(A-2級)1台を直列に連結、又は(A-2級)2台を直列に連結して使用する。

①手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールのスプレイができない場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能なTVモニタにて確認した場合。

【1.11.2.2(1)b】

②操作手順

燃料プール代替注水系(可搬型)による防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ手順については、「1.11.2.2(1)b.燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへのスプレイ開始までの所要時間は以下のとおり。

SFP 接続口(原子炉建屋南側)使用の場合:約 95 分

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合:約 105 分

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及

び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(4) 淡水貯水池を水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、淡水貯水池を水源とした原子炉压力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，フィルタ装置への補給，原子炉格納容器下部への注水，原子炉格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレイを行う手順を整備する。

a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水

原子炉压力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による各種注水を行う。また，フィルタ装置のフィルタ装置の水位が低下した場合に可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による補給を行う。

本手順では緊急時対策要員による水源の確保，可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配置，建屋及びスクラバ接続口までのホース接続及び可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水までの手順を整備し，建屋及びスクラバ接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備し，手順のリンク先については，1.13.2.1(3)b.～1.13.2.1(3)g.に示す。

水源の確保/可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)配置/建屋及びスクラバ接続口までのホース接続/送水の一連の流れはどの対応においても同じであり，水源から建屋及びスクラバ接続口までの距離により配置，台数，ホース数量が決まる。なお，水源の確保と建屋及びスクラバ接続口の選択は，水源と建屋及びスクラバ接続口の距離が最短となる組み合わせを優先して選択する。(可搬型スプレイヘッダを使用した燃料プール代替注水については，送水先が建屋接続口だけでなく原子炉建屋内に敷設したホースに接続する手段もある。)

(a) 手順着手の判断基準

復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバ及び防火水槽を水源とした

原子炉圧力容器への注水等の各種注水／補給ができない場合。また、フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合。

(b) 操作手順

淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水手順の概略は以下のとおり。概要図を図1.13.4に、タイムチャートを図1.13.5に示す。

[水源確保 (淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプへの送水)]

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員に淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)への給水を指示する。
- ②緊急時対策要員は、淡水貯水池出口弁を全開とし、送水ラインの水張りを開始する。
- ③緊急時対策要員は、水張りしながら送水ラインの敷設状況に異常がないことを確認する。
- ④緊急時対策要員は、送水ラインにホースとホース接続継手を接続し、送水ライン出口弁を全開とする。
- ⑤緊急時対策要員は、送水ライン水張り及びホース接続継手と可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)吸管の接続完了後、ホース接続継手に取り付けられている弁を全開とし、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)へ淡水貯水池の水を給水する。

[淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水]

- ①緊急時対策本部は、プラントの被災状況に応じて可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による各種注水／補給を行うことを決定し、各種注水／補給のための建屋及びスクラバ接続口の場所及び可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配置箇所を決定する。
- ②緊急時対策要員は、指示を受けた配置箇所へ可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)を移動させる。
- ③緊急時対策要員は、ホース接続継手から建屋及びスクラバ接続口までのホース敷設、系統構成を行う。
- ④緊急時対策要員は、「淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプへの送水」作業が完了していることを確認する。
- ⑤緊急時対策要員は、緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水準備完了を報告する。
- ⑥緊急時対策要員は、緊急時対策本部の指示を受け、可搬型代替注水

ポンプ(A-1級又はA-2級)を起動し注水/補給を実施する。注水/補給中は可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水ポンプを操作する。

(c) 操作の成立性

[水源確保(淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプへの送水)]

上記の操作は、緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)へ淡水貯水池の水を給水するまで105分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

なお、緊急時対策本部からフィルタ装置の使用等による現場からの一時退避指示があった場合は、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)吸管が接続されているホース接続継手の分岐ラインに取り付けられている弁を開状態にした上で退避する。

構内のアクセス状況を考慮して淡水貯水池から送水先へホースを敷設し、移送ルートを確認する。

(添付資料1.13.3-2)

[淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水]

上記の操作は、1ユニット当たり可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台の操作を緊急時対策要員2名にて実施した場合、作業開始を判断してから送水開始まで、建屋近傍の送水ラインと直接接続し、SFP接続口、スクラバ接続口及びウェル接続口に接続した場合において約110分で可能である。

また、1ユニット当たり可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)2台又は3台の操作を緊急時対策要員2名にて実施した場合、作業開始を判断してから送水開始まで、建屋近傍の送水ラインと直接接続し、MUWC接続口、SFP接続口に接続した場合において約120分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセス状況を考慮して淡水貯水池から送水先へホースを敷設し、移送ルートを確認する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、

暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料1.13.3-3)

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧代替注水系(可搬型)がある。

(a) 低圧代替注水系(可搬型)による淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水

低圧代替注水系(可搬型)による淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水については、常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水系(常設)、消火系の注水機能が喪失した場合に、低圧代替注水系(可搬型)により原子炉圧力容器への注水する場合と、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合に、低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合と、炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する場合がある。

①手順着手の判断基準

i 常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水系(常設)、消火系の注水機能喪失時の低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水

常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水系(常設)、消火系により原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合において、低圧代替注水系(可搬型)及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。

※1:設備に異常がなく、燃料及び水源(淡水貯水池)が確保されている場合。

【1.4.2.1(1)a.(b)】

ii 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉
圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉
圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系(常設)及
び消火系が使用できず、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力
容器への注水が可能な場合^{※2}。

※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉
圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウ
ェル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。

※2:原子炉格納容器スプレー及び原子炉格納容器下部への注水に
必要な流量(140m³/h, 35~70 m³/h)が確保され、更に低圧代替
注水系(可搬型)により原子炉圧力容器への注水に必要な流量
(30m³/h)が確保できる場合。

なお、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷
却を優先し効果的な注水箇所を選択する。

【1.4.2.1(3)a.(c)】

iii 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)

全交流動力電源喪失により、低圧代替注水系(常設)及び消火系
による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、低圧代替
注水系(可搬型)が使用可能な場合^{※1}。

※1:設備に異常がなく、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交
流電源設備により注水に必要な電源が確保され、かつ燃料及
び水源(淡水貯水池)が確保されている場合。

【1.8.2.2(1)b.】

②操作手順

常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水系(常設)、消火
系の注水機能喪失時の低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容
器への注水手順については、「1.4.2.1(1)a.(b)低圧代替注水系(可搬型)
による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)」, 残存溶融炉心の冷却の
ための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水手順に
ついては、「1.4.2.1(3)a.(c)低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融

炉心の冷却(淡水/海水)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)」、
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧
代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水手順については、
「1.8.2.2(1)b. 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注
水(淡水/海水)」にて整備する

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確
認者)、現場運転員2名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、
作業開始を判断してから低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容
器への注水開始まで残留熱除去系(A)(B)(C)又は高圧炉心注水系(B)(C)
のいずれの注入配管を使用した場合においても約120分で可能である。

(炉心損傷後の原子炉圧力容器への注水については、残留熱除去系(C)
又は高圧炉心注水系(B)(C)の注入配管は使用しない。)

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明
及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホ
ースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保して
いることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いること
で、暗闇における作業性についても確保している。

c. 淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却

淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器の除熱手段としては、可搬型代
替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレーがある

(a) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレーによる淡水貯 水池を水源とした原子炉格納容器冷却

残留熱除去系(格納容器スプレー冷却モード)、代替格納容器スプレー
冷却系及び消火系による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた
場合、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレーを実施す
る。

スプレー作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、
スプレー流量の調整又はスプレーの起動/停止を行う。

なお、本手順はプラント状況により可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の
接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

①手順着手の判断基準

i 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ
(淡水/海水) (炉心損傷前)

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード), 代替格納容器スプレイ冷却系及び消火系による格納容器スプレイができない場合において, 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が使用可能な場合^{*1}で, 代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*2}。

※1:設備に異常がなく, 燃料及び水源(防火水槽又は淡水貯水池)が確保されている場合。

※2:「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは, 格納容器内圧力(D/W), ドライウェル雰囲気温度, サプレッション・チェンバ氣體温度又はサプレッション・チェンバ・プール水位指示値が, 代替格納容器スプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.1(1)a.(c)】

ii 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ
(淡水/海水) (炉心損傷後)

炉心損傷を判断した場合^{*1}において, 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード), 代替格納容器スプレイ冷却系及び消火系による格納容器スプレイができず, 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が使用可能な場合^{*2}で, 代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*3}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ 線線量率が, 設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合, 又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく, 燃料及び水源(防火水槽又は淡水貯水池)が確保されている場合。

※3:「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは, 格納容器内圧力, ドライウェル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が, 代替格納容器スプレイ起動の判断基準に達した場合。

②操作手順

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1)a.(c)可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ(淡水/海水)」及び1.6.2.2(1)a.(c)可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ開始まで約120分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

d. 淡水貯水池を水源としたフィルタ装置への補給

淡水貯水池を水源としたフィルタ装置への補給手段としては、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)によるフィルタ装置水位調整がある。

(a) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)によるフィルタ装置水位調整(水張り)(交流動力電源が健全である場合)

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、フィルタ装置又は代替フィルタ装置により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する。

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

①手順着手の判断基準

フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合。

【1.5.2.1(1)a.iv】

【1.5.2.1(1)b.iii】

【1.7.2.1(1)a.iii】

【1.7.2.1(1)b.iii】

②操作手順

淡水貯水池を水源としたフィルタ装置のフィルタ装置水位調整(水張り)手順については、「1.5.2.1(1)a.iv.フィルタ装置水位調整(水張り)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制～可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備～送水準備～フィルタ装置補給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水開始まで約110分、フィルタ装置水位調整(水張り)を約50分、計約160分で可能である。

炉心損傷がない状況下での原子炉格納容器装置であることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

炉心損傷状況下における本操作は、原子炉格納容器装置実施から25時間後以降に行うことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(b) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)によるフィルタ装置水位調整(水張り) (全交流動力電源喪失時の場合)

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、フィルタ装置又は代替フィルタ装置により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する。

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

①手順着手の判断基準

フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合。

【1.5.2.1(2)a.iii】

【1.5.2.1(2)b.iii】

【1.7.2.1(2)a.iii】

②操作手順

淡水貯水池を水源としたフィルタ装置のフィルタ装置水位調整(水張り)手順については、「1.7.2.1(1)a.iii.フィルタ装置水位調整(水張り)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制～可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備～送水準備～フィルタ装置補給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水開始まで約110分、フィルタ装置水位調整(水張り)を約50分、計約160分で可能である。

炉心損傷がない状況下での原子炉格納容器装置であることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

炉心損傷状況下における本操作は、原子炉格納容器装置実施から25時間後以降に行うことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

e. 淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水

淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、格納容器下部注水系(可搬型)がある。

(a) 格納容器下部注水系(可搬型)による淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器破損を防止するため格納容器下部注水系(可搬型)により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続す

る。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。

なお、本手順はプラント状況により復水補給水系外部接続口及び消火系連結送水口を任意に選択できる構成としている。

①手順着手の判断基準

原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準

- ・ 損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、格納容器下部注水系(常設)及び消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器下部注水系(可搬型)が使用可能な場合^{※2}。

原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準

- ・ 原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系(常設)、消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器下部注水系(可搬型)が使用可能な場合^{※2}。

※1:「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2:設備に異常がなく、燃料及び水源(淡水貯水池)が確保されている場合。

※3:「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器内の温度の上昇により確認する。

【1.8.2.1(1)b】

②操作手順

格納容器下部注水系(可搬型)による淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1)b. 格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員4名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで約120分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

f. 淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器頂部への注水

淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器頂部への注水手段としては、格納容器頂部注水系がある。

(a) 格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水(淡水/海水)

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋の水素爆発を防止するため、防火水槽又は淡水貯水池を水源として格納容器頂部注水系により原子炉ウェルへ注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。

①手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉格納容器内の温度上昇が継続している場合で、格納容器頂部注水系が使用可能な場合^{※2}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ 線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、燃料及び水源（淡水貯水池）が確保されている場合。

【1.10.2.1(1)a】

②操作手順

格納容器下部注水系による淡水貯水池を水源とした原子炉格納容

器頂部への注水手順については、「1.10.2.1(1)a. 格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員4名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水開始まで約110分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路の確保、放射線防護具及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

なお、一度原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水する水位を維持することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

g. 淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ

淡水貯水池を水源とした使用済燃料貯蔵プールへの注水/スプレイ手段としては、燃料プール代替注水系がある。

(a) 燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、淡水貯水池を水源として可搬型代替注水ポンプにより使用済燃料プールへの注水を行う。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台又は(A-2級)1台により、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び(A-2級)で送水が可能となるよう準備を行うが、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)の準備ができない場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)で常設スプレイヘッドより使用済燃料プールへの注水を実施する。

①手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

【1. 11. 2. 1(1)a】

②操作手順

燃料プール代替注水系(可搬型)による淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー手順については、「1. 11. 2. 1(1)a. 燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレーヘッドを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始まで110分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(b)燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレーヘッドを使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、使用済燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水を行う。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台又は(A-2級)1台により、可搬型スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び(A-2級)で送水が可能となるよう準備を行うが、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)の準備ができない場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)で可搬型スプレーヘッドより使用済燃料プールへの注水を実施する。

①手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水ができない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

【1.11.2.1(1)b】

②操作手順

燃料プール代替注水系(可搬型)による淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ手順については、「1.11.2.1(1)b.燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始までの所要時間は以下のとおり。

SFP 接続口(原子炉建屋南側)使用の場合:約 110 分

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合:約 110 分

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(c)燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)2台により、常設スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。

なお、可搬型代替注水ポンプは(A-2級)2台を並列に連結し、更に(A-1級)1台を直列に連結して使用する。

①手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能なTVモニタにて確認した場合。

【1.11.2.2(1)a】

②操作手順

燃料プール代替注水系(可搬型)による淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー手順については、「1.11.2.2(1)a.燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールのスプレー(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへのスプレー開始まで120分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(d)燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールのスプレー

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位が維持できない場合に常設スプレーヘッドを優先して使用するが、外的要因(航空機衝突又は竜巻等)により、常設スプレーヘッドの機能が喪失した場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)1台、又は(A-2級)2台により、可搬型スプレーヘッドを使用したスプレ

レイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。

なお、可搬型代替注水ポンプは(A-1級)1台及び(A-2級)1台を直列に連結、又は(A-2級)2台を直列に連結して使用する。

①手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイができない場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能なTVモニタにて確認した場合。

【1.11.2.2(1)b】

②操作手順

燃料プール代替注水系(可搬型)による淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ手順については、「1.11.2.2(1)b.燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへのスプレイ開始までの所要時間は以下のとおり。

SFP 接続口(原子炉建屋南側)使用の場合:約 120 分

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合:約 125 分

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(5) ろ過水タンクを水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、ろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手順を整備する。

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては消火系がある。

(a) 消火系によるろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

消火系によるろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水については、常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水系(常設)の注水機能が喪失した場合に、消火ポンプにより原子炉圧力容器への注水する場合と、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合に、低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合と、炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する場合がある。

① 手順着手の判断基準

i 常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水系(常設)の注水機能喪失時の消火系による原子炉圧力容器への注水

常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水系(常設)により原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合において、消火系及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1:設備に異常がなく、燃料及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合。

【1.4.2.1(1)a.(c)】

ii 残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉圧力容器への注水
原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉

圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系(常設)が使用できず、消火系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{*2}。

※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。

※2:原子炉格納容器スプレイ及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量(140m³/h, 35~70 m³/h)が確保され、更に消火系により原子炉圧力容器への注水に必要な流量(30m³/h)が確保できる場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

なお、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。

【1.4.2.1(b) i.】

iii 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失により、低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、消火系が使用可能な場合^{*1}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1:設備に異常がなく、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により注水に必要な電源が確保され、かつ燃料及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合。

【1.8.2.2(1)c】

②操作手順

常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水系(常設)の注水機能喪失時の消火系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(1)a.(c)消火系による原子炉圧力容器への注水」、残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(b) i.」消火系による残存溶融炉心の冷却」、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)c.消火系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

③操作の成立性

作業開始を判断してから、消火系による原子炉压力容器への注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

残留熱除去系(A)又は残留熱除去系(B)注入配管使用

- ・1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者),
現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて所要時間を約30分

残留熱除去系(C)注入配管使用

- ・1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者),
現場運転員4名及び緊急時対策要員2名にて所要時間を約40分

高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)注入配管使用

- ・1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者),
現場運転員4名及び緊急時対策要員2名にて所要時間を約30分

(炉心損傷後の原子炉压力容器への注水については、残留熱除去系(C)又は高圧炉心注水系(B)(C)の注入配管は使用しない。)

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

b. ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、消火系がある。

(a) 消火系による格納容器スプレイ

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)及び代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、ろ過水タンクを水源とした消火系による格納容器スプレイを実施する。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。

①手順着手の判断基準

i 消火系による格納容器スプレイ(炉心損傷前)

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)及び代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイができない場合において、消火系が使用可能な場合^{*1}で、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1:設備に異常がなく、燃料及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合。

※2:「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ氣體温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.1(1)a.(b)】

ii 消火系による格納容器スプレイ (炉心損傷後)

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)及び代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイができず、消火系が使用可能な場合^{※2}で、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ 線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、燃料及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合。

※3:「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力、ドライウェル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(1)a.(b)】

②操作手順

消火系によるろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1)a.(b)消火系による格納容器スプレイ」及び「1.6.2.2(1)a.(b)消火系による格納容器スプレイ」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施し、作業

開始を判断してから消火系による格納容器スプレイ開始まで約30分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

c. ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては消火系がある。

(a) 消火系によるろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、ろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。

①手順着手の判断基準

原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準

- ・ 損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{*2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準

- ・ 原子炉圧力容器の破損の徴候^{*3}及び破損によるパラメータの変化^{*4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{*2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1:「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2:設備に異常がなく、燃料及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合。

※3:「原子炉压力容器の破損の徴候」は、原子炉压力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉压力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4:「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉压力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器内の温度の上昇により確認する。

【1.8.2.1(1)c】

②操作手順

消火系によるろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1)c. 消火系によるデブリ冷却」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで約30分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

d. ろ過水タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水

ろ過水タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水手段としては、消火系がある。

(a) 消火系による使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、消火系による使用済燃料プールへの注水を行う。ろ過水タンクを水源とし、残留熱除去系洗浄水ラインにより残留熱除去系最大熱負荷ラインを経由して使用済燃料プールへの注水を実施する。

①手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り、燃料プール代替注水系(可搬型)による

使用済燃料プールへの注水ができず、消火系が使用可能な場合^{※1}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

※1:設備に異常がなく、燃料及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合

【1.11.2.1(1)c】

②操作手順

消火系によるろ過水タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水手順については、「1.11.2.1(1)c.消火系による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による使用済燃料プールへの注水開始まで約30分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(6)海を水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、海を水源とした原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレイを行う手順を整備する。

重大事故等が発生した場合において、海を水源とした最終ヒートシンク(海洋)への代替熱輸送、大気への拡散抑制及び航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

a. 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプによる送水

原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下

部への注水，原子炉格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による各種注水を行う。

本手順では緊急時対策要員による水源の確保として大容量送水車(海水取水用)の配置，可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配置，建屋接続口までのホース接続及び可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水までの手順を整備し，建屋接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備する。(手順のリンク先については，1.13.2.1(6)b.～1.13.2.1(6)i.に示す。)

水源の確保/可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)配置/建屋接続口までのホース接続/送水の一連の流れはどの対応においても同じであり，水源から建屋接続口までの距離により配置，台数，ホース数量が決まる。なお，水源と建屋接続口の選択は，水源と建屋接続口の距離が最短となる組み合わせを優先して選択する。

(a) 手順着手の判断基準

復水貯蔵槽，サプレッション・チェンバ，淡水貯水池及び防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができない場合。

(b) 操作手順

海を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水手順の概略は以下のとおり。概要図を図1.13.6に，タイムチャートを図1.13.7に示す。

[水源確保(大容量送水車(海水取水用)による可搬型代替注水ポンプへの送水)]

- ①緊急対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，大容量送水車(海水取水用)による可搬型代替注水ポンプへの送水を実施するよう緊急時対策要員へ指示する。
- ②緊急時対策要員は，緊急時対策本部より荒浜側又は大湊側高台資機材置場へ移動する。
- ③緊急時対策要員は，大容量送水車(海水取水用)等の健全性確認を行う。
- ④緊急時対策要員は，大容量送水車(海水取水用)を荒浜側又は大湊側高台資機材置場よりタービン建屋近傍屋外に移動させる。
- ⑤緊急時対策要員は，ホースの敷設及び接続を行う。
- ⑥緊急時対策要員は，ホースに接続継手を接続し，接続継手に取付け

られている弁を全開とする。

- ⑦緊急時対策要員は、緊急時対策本部に大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプへの送水の準備完了を報告する。
- ⑧緊急時対策要員は、緊急時対策本部の指示を受け、大容量送水車（海水取水用）を起動し可搬型代替注水ポンプへの送水を実施する。
- ⑨緊急時対策要員は、大容量送水車（海水取水用）の吐出圧力により必要流量が確保されていることを確認する。
- ⑩緊急時対策要員は、大容量送水車（海水取水用）の運転状態を継続して監視する。

[海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプによる送水]

- ①緊急時対策本部は、プラントの被災状況に応じて可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による各種注水/補給を行うことを決定し、各種注水/補給のための建屋接続口の場所及び可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）の配置箇所を決定する。
- ②緊急時対策要員は、指示を受けた配置箇所へ可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）を移動させる。
- ③緊急時対策要員は、ホース接続継手から建屋接続口までのホース敷設、系統構成を行う。
- ④緊急時対策要員は、「大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプへの送水」作業が完了していることを確認する。
- ⑤緊急時対策要員は、緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水準備完了を報告する。
- ⑥緊急時対策要員は、緊急時対策本部の指示を受け、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）を起動し注水/補給を実施する。注水/補給中は可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水ポンプを操作する。

(c) 操作の成立性

[水源確保（大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプへの送水)]

上記の操作は、緊急時対策要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプへの送水まで 5 時間以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及

び通信連絡設備を整備する。大容量送水車（海水取水用）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料1.13.3-4)

[海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプによる送水]

上記の操作は、1ユニット当たり可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）1台の操作を緊急時対策要員2名にて実施した場合、作業開始を判断してから送水開始まで、建屋近傍の送水ラインと直接接続し、SFP接続口及びウェル接続口に接続した場合において約5時間5分で可能である。

また、1ユニット当たり可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）2台又は3台の操作を緊急時対策要員2名にて実施した場合、作業開始を判断してから送水開始まで、建屋近傍の送水ラインと直接接続し、MUWC接続口、SFP接続口に接続した場合において約5時間15分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセス状況を考慮して海から送水先へホースを敷設し、移送ルートを確認する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料1.13.3-5)

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧代替注水系（可搬型）がある。

(a) 低圧代替注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉圧力容器への注水

可搬型代替注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉圧力容器への注水については、常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水

系(常設)、消火系の注水機能が喪失した場合に、可搬型代替注水ポンプにより原子炉圧力容器へ注水する場合と、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合に、低圧代替注水系(可搬型)により原子炉圧力容器へ注水することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合と、炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する場合がある。

①手順着手の判断基準

- i 常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水系(常設)、消火系の注水機能喪失時の低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水

常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水系(常設)、消火系により原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合において、低圧代替注水系(可搬型)及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。

※1:設備に異常がなく、燃料が確保されている場合。

【1.4.2.1(1)a.(b)】

- ii 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系(常設)及び消火系が使用できず、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{※2}。

※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウエル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。

※2:原子炉格納容器スプレイ及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量(140m³/h、35~70 m³/h)が確保され、更に低圧代替注水系(可搬型)により原子炉圧力容器への注水に必要な流量(30m³/h)が確保できる場合。

なお、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷

却を優先し効果的な注水箇所を選択する。

【1.4.2.1(3)a.(c)】

iii 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失により、低圧代替注水系（常設）及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※1}。

※1: 設備に異常がなく、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により注水に必要な電源が確保され、かつ燃料が確保されている場合。

【1.8.2.2(1)b.】

②操作手順

常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水系（常設）、消火系の注水機能喪失時の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(1)a.(b)低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）」、残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(3)a.(c)低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）」溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)b.低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施し、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで残留熱除去系(A)又は(B)の注入配管を使用した場合において約5時間15分で可能である。（炉心損傷前の原子炉圧力容器への注水の場合は残留熱除去系(C)又は高圧炉心注水系(B)(C)の注入配管も使用し、約5時間15分で対応可能）

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及

び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

c. 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却

海を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイがある。

(a) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による海を水源とした原子炉格納容器冷却

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)、代替格納容器スプレイ冷却系及び消火系による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイを実施する。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。

なお、本手順はプラント状況により可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

①手順着手の判断基準

i 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ
(炉心損傷前)

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)、代替格納容器スプレイ冷却系及び消火系による格納容器スプレイができない場合において、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が使用可能な場合^{*1}で、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*2}。

※1:設備に異常がなく、燃料が確保されている場合。

※2:「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.1(1)a.(c)】

ii 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ
(炉心損傷後)

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)、代替格納容器スプレイ冷却系及び消火系による格納容器スプレイができず、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)が使用可能な場合^{*2}で、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*3}。

※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ 線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2: 設備に異常がなく、燃料が確保されている場合。

※3: 「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力、ドライウェル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(1)a.(c)】

②操作手順

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による海を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1)a.(c)可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ(淡水/海水)」及び1.6.2.2(1)a.(c)可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施し、作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイ開始まで約5時間15分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保してい

ることから、容易に操作可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

d. 海を水源とした原子炉格納容器下部への注水

海を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては格納容器下部注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器下部注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の損傷を防止するため格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。

なお、本手順はプラント状況により復水補給水系外部接続口及び消火系連結送水口を任意に選択できる構成としている。

①手順着手の判断基準

原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準

- ・ 損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、格納容器下部注水系（常設）及び消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合^{*2}。

原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準

- ・ 原子炉圧力容器の破損の徴候^{*3}及び破損によるパラメータの変化^{*4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）、消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、格

納容器下部注水系(可搬型)が使用可能な場合^{※2}。

※1:「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉压力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2:設備に異常がなく、燃料が確保されている場合。

※3:「原子炉压力容器の破損の徴候」は、原子炉压力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉压力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4:「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉压力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器内の温度の上昇により確認する。

【1.8.2.1(1)b】

②操作手順

格納容器下部注水系(可搬型)による海を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1)b.格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員4名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器下部初期注水の開始を確認するまで約5時間15分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

e. 海を水源とした原子炉格納容器頂部への注水

海を水源とした原子炉格納容器頂部への注水手段としては格納容器頂部注水系がある。

(a) 格納容器頂部注水系による海を水源とした原子炉ウェル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の頂部を

冷却することで原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止するため、海を水源として格納容器頂部注水系により原子炉ウェルに注水する。

①手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉格納容器内の温度上昇が継続している場合で、格納容器頂部注水系が使用可能な場合^{※2}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内の γ 線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、燃料が確保されている場合。

【1.10.2.1(1)a】

②操作手順

格納容器下部注水系による海を水源とした原子炉格納容器頂部への注水手順については、「1.10.2.1(1)a.格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員10名で作業を実施した場合、作業開始判断から格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水開始まで約5時間5分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路の確保、放射線防護具及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

なお、一度原子炉格納容器トップヘッドが冠水するまで注水した後は、原子炉格納容器トップヘッドフランジのシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能であるが、RPVフランジヘッド周囲温度が上昇傾向となった場合には、再度RPVフランジヘッド周囲温度が低下するまで、格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水を実施することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジを冠水させるだけの

水位を維持する。

f. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー

海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー手段としては、燃料プール代替注水系（可搬型）がある。

(a) 海を水源とした燃料プール代替注水系（可搬型）による常設スプレーヘッドを使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、海を水源として可搬型代替注水ポンプにより使用済燃料プールへの注水を行う。

可搬型代替注水ポンプ（A-1級）1台又は（A-2級）1台により、常設スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。

可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）で送水が可能となるよう準備を行うが、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）の準備ができない場合には、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）で常設スプレーヘッドより使用済燃料プールへの注水を実施する。

①手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

【1. 11. 2. 1(1)a】

②操作手順

燃料プール代替注水系（可搬型）による海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー手順については、「1. 11. 2. 1(1)a. 燃料プール代替注水系（可搬型）による常設スプレーヘッドを使用した使用済燃料プール注水（淡水/海水）」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制定～可搬型代替注水ポンプの配置～送水準備～使用済燃料プール注水専用接続口使用による可搬型代替注水ポンプによる注水ま

で5時間5分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(b) 海を水源とした燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水を行う。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台又は(A-2級)1台により、可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び(A-2級)で送水が可能となるよう準備を行うが、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)の準備ができない場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)で可搬型スプレイヘッドより使用済燃料プールへの注水を実施する。

①手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水ができない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

【1.11.2.1(1)b】

②操作手順

燃料プール代替注水系(可搬型)による海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ手順については、「1.11.2.1(1)b.燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名、現場運転員

2名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水開始までの所要時間は下記のとおり。

南側貫通接続口使用の場合:約5時間5分

原子炉建屋扉からの接続の場合:約5時間5分

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(c)海を水源とした燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)2台により、常設スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。

なお、可搬型代替注水ポンプは(A-2級)2台を並列に連結し、更に(A-1級)1台を直列に連結して使用する。

①手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能なTVモニタにて確認した場合。

【1.11.2.2(1)a】

②操作手順

燃料プール代替注水系(可搬型)による海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ手順については、「1.11.2.2(1)a.燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制定～可搬型代替注水ポンプの配置～送水準備～使用済燃料プール注水専用接続口使用による可搬型代替注水ポンプによるスプレイまで5時間15分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(d)海を水源とした燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位が維持できない場合に常設スプレイヘッダを優先して使用するが、外的要因(航空機衝突又は竜巻等)により、常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)1台、又は(A-2級)2台により、可搬型スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。

なお、可搬型代替注水ポンプは(A-1級)1台及び(A-2級)1台を直列に連結、又は(A-2級)2台を直列に連結して使用する。

①手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイができない場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能なTVモニタにて確認した場合。

【1.11.2.2(1)b】

②操作手順

燃料プール代替注水系(可搬型)による海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ手順については、「1.11.2.2(1)b.燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイ開始までの所要時間は下記のとおり。

南側貫通接続口使用の場合:約5時間15分

原子炉建屋扉からの接続の場合:約5時間15分

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業を開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

g. 海を水源とした最終ヒートシンク(海洋)への代替熱輸送

海を水源とした最終ヒートシンク(海洋)への代替熱輸送手段としては原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系がある。

(a) 原子炉補機冷却系による補機冷却水確保

原子炉補機冷却系が健全な場合は、自動起動信号による作動、又は中央制御室からの手動操作により原子炉補機冷却系を起動し、原子炉補機冷却系による補機冷却水確保を行う。

①手順着手の判断基準

残留熱除去系を使用した原子炉及び格納容器の除熱が必要な場合。

②操作手順

原子炉補機冷却系による補機冷却水確保の手順については「1.5.2.3(1)原子炉補機冷却系による補機冷却水確保」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(b)海を水源とした代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保

原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の機能が喪失した場合、残留熱除去系を使用した原子炉除熱、格納容器除熱、使用済燃料プール除熱戦略ができなくなるため、代替原子炉補機冷却系を用いた補機冷却水確保のため、原子炉補機冷却水系の系統構成を行い、代替原子炉補機冷却系により補機冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源が確保されている場合に、冷却水通水確認後、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード、格納容器スプレイ冷却モード又は原子炉停止時冷却モード）を起動し、最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

①手順着手の判断基準

原子炉補機冷却系又は原子炉補機冷却海水系の機器の故障、電源喪失等により運転継続できない場合。

【1.5.2.2(1)a】

②操作手順

代替原子炉補機冷却系による海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送手順については、「1.5.2.2(1)a.代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員2名及び緊急時対策要員13名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで約4時間15分、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで約9時間で可能である。

なお、プラント停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

(b) 大容量送水車又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保

原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の機能が喪失した場合、残留熱除去系を使用した除熱戦略ができなくなるため、代替原子炉補機冷却系により補機冷却水を確保するが、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した場合には、原子炉補機冷却水系の系統構成を行い、大容量送水車又は代替原子炉補機冷却海水ポンプにより、原子炉補機冷却水系に海水を注入することで補機冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源が確保されている場合に、冷却水通水確認後、目的に応じた運転モードで残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード、格納容器スプレイ冷却モード及び原子炉停止時冷却モード）を起動し、最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

①手順着手の判断基準

（大容量送水車使用の場合）

代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した場合。

（代替原子炉補機冷却海水ポンプ使用の場合）

代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した場合で、大容量送水車が故障等により使用できない場合。

【1.5.2.2(1)b】

②操作手順

代替原子炉補機冷却系による海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送手順については、「1.5.2.2(1)b. 大容量送水車又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員による系統構成完了まで約4時間15分、緊急時対策要員による大容量送水車を使用した補機冷却水供給開始ま

で約5時間で可能である。また、代替原子炉補機冷却海水ポンプを使用した場合は補機冷却水供給開始まで約7時間で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

h. 海を水源とした大気への拡散抑制

海を水源とした大気への拡散抑制手段としては大容量送水車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制がある。

(a) 海を水源とした大容量送水車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱やフィルタ装置、代替フィルタ装置、及び代替循環冷却による原子炉格納容器の減圧及び除熱させる手段がある。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備で注水しても水位が維持出来ない場合は、燃料プールスプレイにより燃料損傷を緩和する手段がある。

しかし、これらの機能が喪失し、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、大容量送水車、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。

①手順着手の判断基準

以下のいずれかが該当する場合とする。

- ・炉心損傷を判断した場合^{※1}において、あらゆる注水手段を講じても原子炉への注水が確認できない場合
- ・使用済燃料プール水位が低下した場合において、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合
- ・大型航空機の衝突など、原子炉建屋外観で大きな損傷を確認した場合

※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で格納容器内の γ 線線量率が、設計基準事故相当の γ 線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場

合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

【1. 12. 2. 1(1)a】

②操作手順

大容量送水車及び放水砲による海を水源とした大気への拡散抑制手順については、「1. 12. 2. 1(1)a. 大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制」にて整備する。

③操作の成立性

上記の現場対応は準備段階では緊急時対策要員（復旧班員）8名（水張りは5名）にて実施し、所要時間は、複数あるホース敷設ルートのうち、敷設距離が短くなる7号炉南側からのルートを優先的に選択することで、手順着手から120分（7号炉の場合、6号炉の場合は150分）で大気への放射性物質の拡散抑制準備を完了することとしている。（ホース敷設距離が長くなる5号炉北側からのルートでホースを敷設した場合は、180分で大気への放射性物質の拡散抑制準備を完了することとしている。）

円滑に作業できるようにアクセスルートを確認し、防護具、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように大容量送水車の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

緊急時対策本部からの指示を受けて、大気への放射性物質の拡散抑制を開始する。緊急時対策要員（復旧班員）5名にて実施し、手順着手から120分以降（7号炉の場合、6号炉の場合は150分以降）放水することが可能である。

放水砲は可搬型設備のため、任意に敷設場所を設定することが可能であり、風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて、最も効果的な方角から原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所に向けて放水を実施する。

放水砲による放水については噴射ノズルを調整することで、放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状とするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると、直線状よりも放射性物質の抑制効果があることから、なるべく噴霧状を使用する。

また、直線状で放射する場合も到達点では、噴霧状になっているため放射性物質の抑制効果がある。

なお、大容量送水車、放水砲の準備にあたり、プラント状況や周辺の

現場状況、ホースの敷設時間などを考慮し、複数あるホース敷設ルートから全対応の作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。

i. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火

海を水源とした航空機燃料火災への泡消火手段としては大容量送水車、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置がある。

(a) 大容量送水車、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、海を水源として大容量送水車、放水砲、泡原液搬送車及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火を行う。

①手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合。

【1.12.2.2(2)a】

②操作手順

大容量送水車、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による海を水源とした航空機燃料火災への泡消火手順については、「1.12.2.2(2)a. 大容量送水車、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合器による航空機燃料火災への泡消火」にて整備する。

③操作の成立性

大容量送水車、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合器による泡消火は、準備段階では現場にて8名で実施し、手順着手から120分（7号炉の場合、6号炉の場合は150分）で準備を完了しその後放水することとしている。（ホース敷設距離が長くなる5号炉北側からのルートでホースを敷設した場合は、180分で対応することとしている。）

放水段階では緊急時対策要員（復旧班員）5名にて実施する。1%濃縮用泡消火剤12,000ℓ配備し、放水開始から約60分の泡消火が可能である。

泡消火剤は、放水流量（15,000ℓ/min）の1%濃度で自動注入となる。

円滑に作業できるように移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。ホース等の取付けについては、速やかに作業ができるように大容量送水車の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

(7) ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順を整備する。

a. ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入

(a) EOP 原子炉制御「反応度制御」

ATWS発生時に、原子炉を安全に停止させる。

① 手順着手の判断基準

EOP 原子炉制御「スクラム」(原子炉出力)の操作を実施しても、ペアロッド1組又は制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合。

なお、制御棒操作監視系の故障により、制御棒位置が確認できない場合もATWSと判断する。

【1.1.2.1(2)】

② 操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順については、「1.1.2.1(2) EOP 原子炉制御「反応度制御」」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名、現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの各操作の所要時間は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材再循環ポンプ手動停止：1分以内
- ・自動減圧系、代替自動減圧系起動阻止：1分以内
- ・ほう酸水注入開始：1分以内
- ・制御棒挿入操作開始：1分以内
- ・原子炉圧力容器内の水位の低下操作開始：2分以内
- ・残留熱除去系サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード操作完了：5分以内
- ・スクラムテストスイッチによるペアロッドスクラム操作完了
：約10分
- ・現場でのスクラムソレノイドヒューズ引き抜き操作完了
：約25分

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及

び通信連絡設備を整備する。

(b) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失又は高圧炉心注水系の機能が喪失時において、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入系を用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。

さらに、原子炉圧力容器への注水を継続するため、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンクに補給することで、ほう酸水注入系を用いて原子炉圧力容器への注水を継続させる。

また、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに補給することで、ほう酸水注入系を用いて原子炉圧力容器への注水を実施することも可能である。

①手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合。

【1.2.2.3(1)a】

②操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順については、「1.2.2.3(1)a.ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作のうち、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉注入は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからほう酸水注入系ポンプの起動まで約20分で可能である。

さらに、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンクに補給し、原子炉への継続注水を行う場合は、1ユニット当たり現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉への継続注水準備完了まで約65分で可能である。

また、復水補給水系等を水源としたほう酸水注入系テストタンクに補

給し、原子炉圧力容器への注水を行う場合、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからほう酸水注入系ポンプ起動まで約75分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(c)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

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ熔融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器の破損防止又は遅延を図る。

①手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、炉心が損傷した場合において、ほう酸水注入系が使用可能な場合^{※1}。

※1:設備に異常がなく、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により注水に必要な電源が確保され、かつ水源(ほう酸水注入系貯蔵タンク)が確保されている場合。

【1.8.2.2(1)e】

②操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順については、「1.8.2.2(1)e.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」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから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開始まで25分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順

(1) 復水貯蔵槽へ水を補給するための対応手順

a. 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給(淡水/海水)

復水貯蔵槽を水源とした原子炉への注水等の対応を実施している場合に、復水貯蔵槽への補給手段がないと復水貯蔵槽水位は低下し、水源が枯渇するため、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給を実施する。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の水源は、防火水槽を優先して使用する。淡水による復水貯蔵槽への補給が枯渇等により継続できないおそれがある場合は、海水による復水貯蔵槽への補給に切り替えるが、防火水槽を経由して復水貯蔵槽へ補給することにより、復水貯蔵槽への補給を継続しながら淡水から海水への切り替えが可能である。なお、防火水槽への淡水補給は、「1.13.2.2(2)a. 淡水貯水池から防火水槽への補給」及び

「1.13.2.2(2)b. 淡水タンクから防火水槽への補給」の手順にて、防火水槽への海水補給は、「1.13.2.2(2)c. 海から防火水槽への補給」の手順にて実施する。

また、淡水貯水池を水源として復水貯蔵槽へ補給している場合は、あらかじめ可搬型代替注水ポンプの水源切替え準備をすることにより速やかに淡水から海水への切替えが可能である。淡水から海水への切替えは、「1.13.2.3(2) 淡水から海水への切替え」の手順にて実施する。

(a) 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給

i. 手順着手の判断基準

復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器へのスプレイ、原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器頂部への注水準備が開始され、防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給ができる場合。

ii. 操作手順

防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.13.8に、タイムチャートを図1.13.9に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給の準備開始を指示する。

- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給の準備のため、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備及びホース接続を依頼する。
- ③中央制御室運転員AまたはBは、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配置及びホース接続を行い、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水準備完了を緊急時対策本部を経由し、当直長へ報告する。
- ⑤当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給開始を依頼する。
- ⑥当直副長は、中央制御室運転員に復水貯蔵槽水位の監視を指示する。
- ⑦緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)起動後、CSP外部注水ライン西側/東側注水弁(A)、(B)を全開し、補給開始したことを緊急時対策本部を経由し、当直長へ報告する。
- ⑧中央制御室運転員A及びBは、復水貯蔵槽への補給が開始されたことを復水貯蔵槽水位指示上昇により確認し、当直副長に報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。
- ⑩中央制御室運転員AまたはBは、復水貯蔵槽の水位が規定水位に到達したことを当直副長に報告する。
- ⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、復水貯蔵槽への補給停止を緊急時対策本部に依頼する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給開始まで135分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセス状況を考慮して防火水槽から復水貯蔵槽へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料1.13.3-6)

(b) 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給

i. 手順着手の判断基準

復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器へのスプレイ、原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器頂部への注水準備が開始され、防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給ができない場合。

ii. 操作手順

淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.13.8に、タイムチャートを図1.13.9に示す。

[水源確保 (淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプへの送水)]

「1.13.2.1(4)a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水」の操作手順と同様である。

[淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水]

「1.13.2.2(4)a.(a) 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

[水源確保 (淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプへの送水)]

上記の操作は、緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)へ淡水貯水池の水を給水するまで105分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

また、構内のアクセス状況を考慮して淡水貯水池から送水先へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

なお、緊急時対策本部からフィルタ装置の使用等による現場からの一時退避指示があった場合は、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2

級)吸管が接続されているホース接続継手の分岐ラインに取り付けられている弁を開状態にした上で退避する。

(添付資料1.13.3-1)

[淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水]

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給開始まで135分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセス状況を考慮して可搬型代替注水ポンプ(A-2級)から復水貯蔵槽へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料1.13.3-6)

(c)海を水源とした大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給

i. 手順着手の判断基準

復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器へのスプレイ、原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器頂部への注水準備が開始され、防火水槽及び淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給ができない場合。

ii. 操作手順

海を水源とした大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.13.8に、タイムチャートを図1.13.9に示す。

[水源確保(大容量送水車(海水取水用)による可搬型代替注水ポンプへの送水)]

「1.13.2.1(6)a.海を水源とした大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプによる送水」の操作手順と同様である。

[海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプによる送水]

「1.13.2.2 (4)a. (a)防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給」の操作手順と同様である。

iii. 操作の成立性

[水源確保（大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプへの送水)]

上記の操作は、緊急時対策要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプへの送水まで5時間以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大容量送水車（海水取水用）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセス状況を考慮して海から送水先へホースを敷設し、移送ルートを確認する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料1.13.3-4)

[海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプによる送水]

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給開始まで5時間25分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセス状況を考慮して可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から復水貯蔵槽へホースを敷設し、移送ルートを確認する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料1.13.3-6)

b. 純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給

復水貯蔵槽を水源とした原子炉への注水等の対応を実施している場合に、復水貯蔵槽への補給手段がないと復水貯蔵槽水位は低下し、水源が枯渇するため、純水移送ポンプの電源を仮設発電機により確保し、純水タンクから復水貯蔵槽への補給を実施する。

純水移送ポンプ4台のうち、1台のポンプを選定し、仮設発電機を接続し起動する。

(a) 手順着手の判断基準

復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器へのスプレイ、原子炉格納容器下部への注水、原子炉格納容器頂部への注水準備が開始された場合で、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給ができない場合。

(b) 操作手順

純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.13.10に、タイムチャートを図1.13.11に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に純水補給水系による復水貯蔵槽への補給の準備のため、仮設発電機の移動及び系統構成を依頼する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、純水補給水系による復水貯蔵槽補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④現場運転員C及びDは、純水補給水系による復水貯蔵槽への系統構成として、復水貯蔵槽純水バイパス弁の全開操作を実施し、当直副長に純水補給水系による復水貯蔵槽への補給準備完了を報告する。
- ⑤緊急時対策要員は、純水移送ポンプ起動のための仮設発電機を給水建屋まで移動し、純水移送ポンプ吐出弁の全閉操作を実施する。操作完了後、緊急時対策本部に純水補給水系による復水貯蔵槽への補給準備完了を報告する。
- ⑥当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に純水補給水系による復水貯蔵槽への補給開始を依頼する。

- ⑦当直副長は、中央制御室運転員に復水貯蔵槽水位の監視を指示する。
- ⑧緊急時対策要員は、仮設発電機及び純水移送ポンプを起動後、純水移送ポンプ吐出弁にて、純水移送ポンプの吐出圧力を調整し、純水補給水系による復水貯蔵槽への補給開始について緊急時対策本部を経由し当直長へ報告する。
- ⑨中央制御室運転員AまたはBは、復水貯蔵槽への補給が開始されたことを復水貯蔵槽水位指示上昇により確認し、当直副長に報告する。
- ⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、純水補給水系による復水貯蔵槽への補給が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。
- ⑪中央制御室運転員AまたはBは、復水貯蔵槽の水位が規定水位に到達したことを当直副長に報告する。
- ⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、復水貯蔵槽への補給停止を緊急時対策本部に依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで約15分、緊急時対策本部へ作業着手を依頼してから緊急時対策要員操作の純水移送ポンプ起動後、補給開始まで約165分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料1.13.3-7)

(2) 防火水槽へ水を補給するための対応手順

a. 淡水貯水池から防火水槽への補給

防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による原子炉压力容器への注水等の各種注水/補給を行う場合に防火水槽の水が枯渇する前に淡水貯水池の水を防火水槽へ補給する。

(a) 手順着手の判断基準

防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による原子炉压力容器への注水等の各種注水/補給を行う場合。

(b) 操作手順

淡水貯水池から防火水槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図

を図 1.13.12 に、タイムチャートを図 1.13.13 に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員に淡水貯水池から防火水槽への補給を指示する。
- ②緊急時対策要員は、淡水貯水池出口弁を開けて、送水ラインの水張りを開始する。
- ③緊急時対策要員は、水張りしながら送水ラインの敷設状況に異常がないことを確認する。
- ④緊急時対策要員は、防火水槽の送水ラインにホースを接続する。
- ⑤緊急時対策要員は、送水ライン水張り完了後、ホースの先を防火水槽マンホールへ入れて、送水ライン出口弁を開けて防火水槽へ淡水貯水池の水を補給する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから防火水槽へ淡水貯水池の水を補給するまで 80 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

また、構内のアクセス状況を考慮して淡水貯水池から防火水槽へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

なお、緊急時対策本部からフィルタ装置の使用等による現場からの一時退避指示があった場合は、防火水槽からの送水量（可搬型代替注水ポンプによる原子炉等への注水で使用する量）を上回る量で水を補給するため、防火水槽の水位が目視で緩やかに上昇するよう送水ライン出口弁開度を調整した上で退避する。

(添付資料1.13.3-8)

b. 淡水タンクから防火水槽への補給

防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による原子炉圧力容器への注水等の各種注水/補給を行う場合に防火水槽の水が枯渇する前に淡水タンク(純水タンク・ろ過水タンク)の水を防火水槽へ補給する。

(a) 手順着手の判断基準

防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による原子炉圧力容器への注水等の各種注水/補給を行う場合で、淡水貯水

池から防火水槽への補給ができない場合。

(b) 操作手順

淡水タンク（純水タンク又はろ過水タンク）から防火水槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を図 1. 13. 14 に、タイムチャートを図 1. 13. 15 に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員に淡水タンク（純水タンク又はろ過水タンク）から防火水槽への補給を指示する。
- ②緊急時対策要員は、淡水貯水池からの送水ライン供給止め弁を全閉する。
- ③緊急時対策要員は、指定された淡水タンク（純水タンク又はろ過水タンク）の送水ラインにホースを接続する。
- ④緊急時対策要員は、淡水タンク側の弁及び送水ライン側の弁を開けて、送水ラインの水張りを開始する。
- ⑤緊急時対策要員は、水張りしながら送水ラインの敷設状況に異常がないことを確認する。
- ⑥緊急時対策要員は、指定された防火水槽への送水ラインにホースを接続する。
- ⑦緊急時対策要員は、送水ライン水張り完了後、ホースの先を防火水槽マンホールへ入れて、送水ライン出口弁を開けて防火水槽へ淡水タンクの水を補給する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから防火水槽に水を補給するまで約 80 分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

また、構内のアクセス状況を考慮して淡水タンクから防火水槽へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

c. 海から防火水槽への補給

（可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による防火水槽への海水補給の場合）

淡水貯水池及び淡水タンク（純水タンク及びろ過水タンク）から防火水槽への補給が不可能となるおそれがある場合に、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により海水を防火水槽へ補給する。

(a) 手順着手の判断基準

防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による原子炉圧力容器への注水等の各種注水/補給を継続する場合において、淡水貯水池及び淡水タンク(純水タンク及びろ過水タンク)から防火水槽への補給手段が確保できない場合、又は貯水量の減少により防火水槽への淡水の補給手段がなくなるおそれがある場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による補給手順の概略は以下のとおり。概要図を図 1. 13. 16 に、タイムチャートを図 1. 13. 17 に示す。

- ①緊急対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による防火水槽への海水補給を実施するよう緊急時対策要員へ指示する。
- ②緊急時対策要員は、当該号炉の護岸へ可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を移動させる。
- ③緊急時対策要員は、当該号炉の護岸から防火水槽までのホース敷設^{※1}を行う。
- ④緊急時対策要員は、緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による防火水槽への海水補給の準備完了を報告する。
- ⑤緊急時対策要員は、緊急時対策本部の指示を受け、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を起動し防火水槽への補給を実施する。

※1 海水取水時には、ホース先端にストレーナを取り付け、海面より低く着底しない位置に取水部分を固定することにより、ホースへの異物の混入を防止する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の操作を緊急時対策要員3名にて実施した場合、作業開始を判断してから送水開始まで約180分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセス状況を考慮して海から防火水槽へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料1.13.3-9)

(大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給の場合)

淡水貯水池及び淡水タンク(純水タンク及びろ過水タンク)から防火水槽への補給が不可能となるおそれがある場合に、大容量送水車(海水取水用)により海水を防火水槽へ補給する。

(a) 手順着手の判断基準

防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による原子炉圧力容器への注水等の各種注水/補給を継続する場合において、淡水貯水池及び淡水タンク(純水タンク及びろ過水タンク)から防火水槽への補給手段が確保できない場合、又は貯水量の減少により防火水槽への淡水の補給手段がなくなるおそれがある場合で、可搬型代替注水ポンプにより海水を防火水槽へ補給できない場合。

(b) 操作手順

大容量送水車(海水取水用)による補給手順の概略は以下のとおり。概要図を図1.13.18に、タイムチャートを図1.13.19に示す。

- ①緊急対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給を実施するよう緊急時対策要員へ指示する。
- ②緊急時対策要員は、緊急時対策本部より荒浜側又は大湊側高台資機材置場へ移動する。
- ③緊急時対策要員は、大容量送水車(海水取水用)等の健全性確認を行う。
- ④緊急時対策要員は、大容量送水車(海水取水用)を荒浜側又は大湊側高台資機材置場よりタービン建屋近傍屋外に移動させる。
- ⑤緊急時対策要員は、ホースの敷設及び接続を行う。
- ⑥緊急時対策要員は、緊急時対策本部に大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給の準備完了を報告する。
- ⑦緊急時対策要員は、緊急時対策本部の指示を受け、大容量送水車(海水取水用)を起動し防火水槽への補給を実施する。
- ⑧緊急時対策要員は、大容量送水車(海水取水用)の吐出圧力により必要流量が確保されていることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給開始まで約5時間で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

また、構内のアクセス状況を考慮して海から防火水槽へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

(添付資料1.13.3-10)

(代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給の場合)

淡水貯水池及び淡水タンク(純水タンク及びろ過水タンク)から防火水槽への補給が不可能となるおそれがある場合に、代替原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を防火水槽へ補給する。

(a) 手順着手の判断基準

防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による原子炉圧力容器への注水等の各種注水/補給を継続する場合において、淡水貯水池及び淡水タンク(純水タンク及びろ過水タンク)から防火水槽への補給手段が確保できない場合、又は貯水量の減少により防火水槽への淡水の補給手段がなくなるおそれがある場合で、大容量送水車及び可搬型代替注水ポンプにより海水を防火水槽へ補給できない場合。

(b) 操作手順

代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補給手順の概略は以下のとおり。概要図を図1.13.20に、タイムチャートを図1.13.21に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給を実施するよう緊急時対策要員へ指示する。
- ②緊急時対策要員は、可搬型代替交流電源設備、代替原子炉補機冷却海水ポンプを荒浜側又は大湊側高台資機材置場よりタービン建屋近傍屋外に移動させる。
- ③緊急時対策要員は、取水ピットの蓋及び防火水槽の蓋を開放する。
- ④緊急時対策要員は、代替原子炉補機冷却海水ポンプ、ホースや電源ケーブルの敷設及び接続を行う。
- ⑤緊急時対策要員は、緊急時対策本部に代替原子炉補機冷却海水ポン

プによる防火水槽への海水補給の準備完了を報告する。

- ⑥緊急時対策要員は、可搬型代替交流電源設備を起動後、緊急時対策本部の指示を受け、代替原子炉補機冷却海水ポンプを起動し防火水槽への補給を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員11名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替原子炉補機冷却海水ポンプの設置及び防火水槽への補給開始までの所要時間は以下のとおり。

- ・海水取水箇所(6号炉)から7号炉建屋南側を經由してNo. 15防火水槽へ補給した場合:約7時間
- ・海水取水箇所(7号炉)から7号炉建屋南側を經由してNo. 14防火水槽へ補給した場合:約5時間30分

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

また、構内のアクセス状況を考慮して海から防火水槽へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

(添付資料1.13.3-11)

(3) 淡水タンクへ水を補給するための対応手順

a. 淡水貯水池から淡水タンクへの補給

淡水タンク(純水タンク又はろ過水タンク)を水源として、各種注水/補給を行う場合に淡水タンクの水が枯渇する前に淡水貯水池の水を淡水タンクへ補給する。

(a) 手順着手の判断基準

淡水タンク(純水タンク又はろ過水タンク)を水源として、原子炉压力容器への注水等の各種注水/補給を行う場合。

(b) 操作手順

淡水貯水池から淡水タンク(純水タンク又はろ過水タンク)への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を図 1.13.22 に、タイムチャートを図 1.13.23 に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員に淡水貯水池から淡水タンクへの補給を指示する。
- ②緊急時対策要員は、淡水貯水池出口弁を開けて、送水ラインの水張

りを開始する。

- ③緊急時対策要員は、水張りしながら送水ラインの敷設状況に異常がないことを確認する。
- ④緊急時対策要員は、指定された淡水タンク（純水タンク又はろ過水タンク）への送水ラインにホースを接続する。
- ⑤送水ライン水張り完了後、淡水タンク側の弁及び送水ライン側の弁を開けて淡水タンクへ淡水貯水池の水を補給する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから指定された淡水タンク（純水タンク又はろ過水タンク）に補給するまで約80分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

また、構内のアクセス状況を考慮して淡水貯水池から淡水タンクへホースを敷設し、移送ルートを確保する。

1. 13. 2. 3 水源を切替えるための対応手順

(1) 原子炉隔離時冷却系の水源切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、原子炉隔離時冷却系の水源を切替える。

a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

①手順着手の判断基準

サプレッション・チェンバ・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超える

②操作手順

原子炉隔離時冷却系の水源切替え手順については、「1. 2. 2. 4(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水

①手順着手の判断基準

サプレッション・チェンバ・プール水の温度が高圧炉心注水系の設計温度を超える場合。

②操作手順

高圧炉心注水系の水源切替え手順については、「1.2.2.4(2) 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

③操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(2) 淡水から海水への切替え

（防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水中の場合）

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、防火水槽への淡水の供給が継続できないおそれがある場合は淡水補給から海水補給へ切替える。

防火水槽への淡水補給は、「1.13.2.2(2)a. 淡水貯水池から防火水槽への補給」及び「1.13.2.2(2)b. 淡水タンクから防火水槽への補給」の手順にて、防火水槽への海水補給は、「1.13.2.2(2)c. 海から防火水槽への補給」の手順にて整備する。

（淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水中の場合）

淡水貯水池より重大事故等の収束に必要な水の供給を行っている場合は、あらかじめ可搬型代替注水ポンプの水源切替え準備をすることにより速やかに淡水から海水への切替えを可能とする。

(a) 手順着手の判断基準

淡水貯水池及び防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水ができない場合で、大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプへの送水準備が完了している場合。

(b) 操作手順

淡水貯水池から海を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2

級)への送水の切替え手順の概略は以下のとおり。タイムチャートを図1.13.24に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員に淡水貯水池から海を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)への送水の切り替えを指示する。
- ②緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)を停止する。
- ③緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)吸管のホース接続継手に取付けられている弁を全閉とし、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)への淡水貯水池の送水を停止する。
- ④緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)吸管のホースを大容量送水車(海水取水用)吐出管に取り付けられているホース接続継手に敷設し、接続継手に取付けられている弁を全開とする。
- ⑤緊急時対策要員は、大容量送水車(海水取水用)を起動し、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の水源を確保する。
- ⑥緊急時対策要員は、緊急時対策本部の指示を受け、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)を起動し注水/補給を実施する。注水/補給中は可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水ポンプを操作する。

(c)操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから淡水貯水池から海を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)への送水の切り替えまで約40分以内で可能である。(大容量送水車(海水取水用)の準備から切り替えを実施した場合は、5時間25分で対応可能である。)

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料1.13.3-12)

1. 13. 2. 4 その他の手順項目について考慮する手順

可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による各接続口から注水等が必要な箇所までの送水手順については、「1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」, 「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」, 「1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」, 「1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」, 「1. 8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」, 「1. 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」及び「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて, それぞれ整備する。

海を水源とした設備への送水手順については, 「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて, それぞれ整備する。

中操監視計器類への電源供給手順並びに第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機, 電源車, 可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)及び仮設発電機への燃料補給手順については, 「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1. 13. 2. 5 重大事故等発生時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを図 1. 13. 25 に示す。

(1) 水源を利用した対応手段

重大事故等発生時には, 原子炉圧力容器への注水, 格納容器スプレイ, 燃料プール注水等の復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバを水源とした注水をするため, 必要となる十分な量の水を復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバに確保する。

復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバを水源とした注水が実施できず, さらに重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合は, ろ過水タンクを水源として消火系による原子炉等の各設備へ注水を実施する。

ろ過水タンクを水源として利用できない場合は, 防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)により原子炉等の各設備へ注水するため, 必要となる十分な量の水を防火水槽に確保する。

防火水槽を水源として利用できない場合には, 淡水貯水池を水源として, ホースを用いて可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)に水を供給することで原子炉等の各設備へ注水する。

淡水貯水池を水源として利用できない場合には、海を利用して可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により原子炉等の各設備へ注水することとなる。

(2) 水源へ水を補給するための対応手段

a. 復水貯蔵槽への補給

復水貯蔵槽を水源として、各種注水時において、外部電源により交流電源が確保できた場合には、純水補給水系により純水タンクから復水貯蔵槽へ補給する。

外部電源喪失により交流電源が確保できない場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により防火水槽から復水貯蔵槽へ補給する。防火水槽から復水貯蔵槽へ補給できない場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により淡水貯水池から復水貯蔵槽へ補給する。淡水貯水池から復水貯蔵槽へ補給できない場合には、大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により海から復水貯蔵槽へ海水を補給する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により復水貯蔵槽へ補給ができない場合には、仮設発電機により交流電源を確保し、純水補給水系により純水タンクから復水貯蔵槽へ補給する。

b. 防火水槽への補給

防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水時において、淡水源であり容量の多い淡水貯水池から補給ができる場合には、淡水貯水池から防火水槽へ補給する。

淡水貯水池から補給ができない場合には、淡水タンクから防火水槽へ補給する。ただし、淡水タンクから補給ができない場合には、海を利用して、大容量送水車(海水取水用)、代替原子炉補機冷却海水ポンプ又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により防火水槽へ補給する。なお、大容量送水車(海水取水用)及び代替原子炉補機冷却海水ポンプによる海水の補給は、補給開始までに時間を要することから可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による海水の補給を優先する。

c. 淡水タンクへの補給

淡水タンクを水源としている場合には、淡水貯水池から淡水タンクへ補給する。

表 1.13.1 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順
 対応手段, 対応設備, 手順書一覧(1/12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書		
復水貯蔵槽を水源とした対応手段	サブプレッション・チェンバ	原子炉圧力容器への注水(原子炉高圧時)	復水貯蔵槽 高圧代替注水系(高圧代替注水ポンプ)	重大事故等 対応設備	手順は「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」にて整備する。	
			原子炉隔離時冷却系(原子炉隔離時冷却系ポンプ) 高圧炉心注水系(高圧炉心注水系ポンプ)	重大事故等 対応設備 (設計基準拡張)	手順は「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」にて整備する。	
			制御棒駆動水系(制御棒駆動水系ポンプ)	自主対策 設備	手順は「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」にて整備する。	
		注水(原子炉低圧時)	原子炉圧力容器への注水(原子炉低圧時)	復水貯蔵槽 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)	重大事故等 対応設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			原子炉格納容器内の冷却	復水貯蔵槽 代替格納容器スプレイ冷却系(復水移送ポンプ)	重大事故等 対応設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
			原子炉格納容器下部への注水	復水貯蔵槽 格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)	重大事故等 対応設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	—	原子炉格納容器頂部への注水	復水貯蔵槽 サブプレッションプール浄化系(サブプレッションプール浄化用ポンプ)	自主対策 設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書	
サプレッション・チェンバを水源とした対応手段	復水貯蔵槽	注水 (原子炉压力容器への注水(原子炉高压時))	サプレッション・チェンバ	重大事故等 対処設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高压時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
			原子炉隔離時冷却系(原子炉隔離時冷却系ポンプ) 高压炉心注水系(高压炉心注水系ポンプ)	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)		
		注水 (原子炉压力容器への注水(原子炉低压時))	サプレッション・チェンバ	重大事故等 対処設備		手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低压時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
			残留熱除去系(残留熱除去系ポンプ)	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)		
	原子炉格納容器内の除熱	サプレッション・チェンバ	重大事故等 対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		
		残留熱除去系(残留熱除去系ポンプ)	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)			
	-	代替循環冷却	サプレッション・チェンバ 代替循環冷却系(復水移送ポンプ)	重大事故等 対処設備	手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (3/12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		手順書
防火水槽を水源とした対応手段	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	可搬型代替注水ポンプによる送水 防火水槽を水源とした	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対応設備	多様なハザード対応手順 「消防車による送水」
			防火水槽 ※2	自主対策 設備	
		注水 (原炉低圧時) への	低圧代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	重大事故等 対応設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
			防火水槽 ※2	自主対策 設備	
		原子炉格納容器内の除熱	防火水槽 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	自主対策 設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段, 対応設備, 手順書一覧(4/12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書		
防火水槽を水源とした対応手段	—	フィルタ装置への補給	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対応設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。	
			防火水槽 ※2	自主対策 設備		
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器 下部への注水	格納容器下部注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	重大事故等 対応設備		手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			防火水槽 ※2	自主対策 設備		
	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	原子炉格納容器 頂部への注水	防火水槽 格納容器頂部注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	自主対策 設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。	
			燃料プール代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-1 級), 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	重大事故等 対応設備		
	注水/スプレイへの	自主対策 設備				

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段, 対応設備, 手順書一覧(5/12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		手順書
淡水貯水池を水源とした対応手段	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	可搬型代替注水ポンプによる送水 淡水貯水池を水源とした	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対応設備	多様なハザード対応手順 「貯水池から消防車への送水」 「消防車による送水」
			淡水貯水池 ※2	自主対策 設備	
		注水 (原子炉圧力容器への)	低圧代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	重大事故等 対応設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
			淡水貯水池 ※2	自主対策 設備	
		原子炉格納容器内の除熱	淡水貯水池 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	自主対策 設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (6/12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書		
淡水貯水池を水源とした対応手段	—	フィルタ装置への補給	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対応設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。	
			淡水貯水池 ※2	自主対策 設備		
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器 下部への注水	格納容器下部注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	重大事故等 対応設備		手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			淡水貯水池 ※2	自主対策 設備		
	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	原子炉格納容器 頂部への注水	防火水槽 ※2 格納容器頂部注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	自主対策 設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。	
			燃料プール代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-1 級), 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	重大事故等 対応設備	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。	
	淡水貯水池 ※2	自主対策 設備				

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (7/12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	
ろ過水タンクを水源とした対応手段	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	注水 (原子炉圧力容器への注水) (原子炉低圧時)	ろ過水タンク 消火系 (ディーゼル駆動消火ポンプ)	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の除熱	ろ過水タンク 消火系 (ディーゼル駆動消火ポンプ)	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器下部への注水	ろ過水タンク 消火系 (ディーゼル駆動消火ポンプ)	自主対策設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	プールの注水 (使用済燃料)	ろ過水タンク 消火系 (ディーゼル駆動消火ポンプ)	自主対策設備	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。

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2: 本条文【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段, 対処設備, 手順書一覧(8/12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
海を水源とした対応手段	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	海を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 大容量送水車 (海水取水用) 海水貯留堰 スクリーン室 取水路[海水取水箇所] ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「大容量送水車による消防車への送水」 「消防車による送水」
		原子炉圧力容器への注水 (原子炉低圧時)	低圧代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の除熱	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	重大事故等対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	原子炉格納容器頂部への注水	格納容器頂部注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水/スプレイ	燃料プール代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-1 級), 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	重大事故等対処設備	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。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段, 対応設備, 手順書一覧(9/12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	
海を水源とした対応手段	—	(最終ヒートシンクへ(海洋)への代替熱輸送)	代替原子炉補機冷却系(大容量送水車)	重大事故等対応設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
		大気への拡散抑制	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用) 放水砲 ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等対応設備	手順は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
		航空機燃料火災への泡消火	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用) ホース 放水砲 泡原液搬送車 泡原液混合装置 燃料補給設備 ※1	重大事故等対応設備	手順は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手段	—	原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系(ほう酸水注入系ポンプ)	重大事故等対応設備	手順は「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」及び「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」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段, 対応設備, 手順書一覧(10/12)

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備	対応 手段	対応設備	手順書
復水貯蔵槽への補給	—	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給（淡水/海水）	可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース・接続口 CSP 外部補給配管・弁 復水貯蔵槽 大容量送水車（海水取水用） 海水貯留堰 スクリーン室 取水路[海水取水箇所] 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対応設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「消防車による CSP への補給」 多様なハザード対応手順 「消防車による CSP への補給（淡水/海水）」
		淡水貯水池 ※2 防火水槽 ※2	自主対策設備	
		純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給	純水移送ポンプ 純水タンク 純水補給水系配管・弁 復水貯蔵槽 仮設発電機 燃料補給設備 ※1	自主対策設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「MUWP ポンプによる CSP への補給」 多様なハザード対応手順 「大湊側純水移送ポンプ電源確保」

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段, 対応設備, 手順書一覧(11/12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	
防火水槽への補給	—	防火水槽への補給 淡水貯水池から	ホース 淡水貯水池 ※2 防火水槽 ※2	重大事故等 対応設備	多様なハザード対応手順 「貯水池から大湊側防火水槽への補給」
		策設備 自主対			
		防火水槽への補給 淡水タンクから	ろ過水タンク 純水タンク ホース 防火水槽 ※2	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「大湊側淡水タンクから防火水槽への補給」
		用) 大容量送水車(海水取水による防火水槽への海水補給	大容量送水車(海水取水用) 海水貯留堰 スクリーン室 取水路[海水取水箇所] ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等対応設備	多様なハザード対応手順 「大容量送水車による防火水槽への海水補給」
		設備 自主対策	防火水槽 ※2		
		代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給	代替原子炉補機冷却海水ポンプ 海水貯留堰 スクリーン室 取水路[海水取水箇所] ホース 防火水槽 ※2 可搬型代替交流電源設備 移動式変圧器 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給」
		級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2による防火水槽への海水補給	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース 防火水槽 ※2 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「消防車による防火水槽への海水補給」

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段, 対応設備, 手順書一覧(12/12)

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備	対応 手段	対応設備	手順書
淡水タンクへの補給	—	淡水タンクから 淡水貯水池への補給	淡水貯水池 ※2 ホース ろ過水タンク 純水タンク	多様なハザード対応手順 「淡水貯水池から大湊側淡水タンクへの補給」

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

表 1.13.2 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1/3)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (3)防火水槽を水源とした対応手順 a. 可搬型代替注水ポンプによる送水(淡水/海水)		
多様なハザード対応手順 「消防車による送水」	判断基準	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) －(淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水ができない場合)
	操作	水源の確保 防火水槽
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (4)淡水貯水池を水源とした対応手順 a. 可搬型代替注水ポンプによる送水		
多様なハザード対応手順 「貯水池から消防車への送水」 「消防車による送水」	判断基準	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)
	操作	水源の確保 淡水貯水池
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (6)海を水源とした対応手順 a. 海を水源とした大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプによる送水		
多様なハザード対応手順 「大容量送水車による消防車への送水」 「消防車による送水」	判断基準	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) －(淡水貯水池及び防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水ができない場合)
	操作	水源の確保 海を利用
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (1)復水貯蔵槽へ水を補給するための対応手順		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「消防車による CSP への補給(淡水/海水)」	判断基準	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 淡水貯水池 防火水槽
	操作	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 淡水貯水池 防火水槽

監視計器一覧(2/3)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
<p>1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (1)復水貯蔵槽へ水を補給するための対応手順</p>			
<p>事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「MUWP ポンプによる CSP への補給」 多様なハザード対応手順 「大湊側純水移送ポンプ電源確保」</p>	判断基準	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 純水タンク水位
	操作	電源	仮設発電機電圧
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 純水タンク水位
		補機監視機能	純水移送ポンプ吐出圧力
<p>1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (2)防火水槽へ水を補給するための対応手順</p>			
<p>多様なハザード対応手順 「貯水池から大湊側防火水槽への補給」</p>	判断基準	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池
	操作	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池
<p>多様なハザード対応手順 「大湊側淡水タンクから防火水槽への補給」</p>	判断基準	水源の確保	防火水槽 ろ過水タンク水位 純水タンク水位
	操作	水源の確保	防火水槽 ろ過水タンク水位 純水タンク水位

監視計器一覧(3/3)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (2)防火水槽へ水を補給するための対応手順		
多様なハザード対応手順 「大容量送水車による防火水槽への海水補給」	判断基準	水源の確保 防火水槽
	操作	水源の確保 防火水槽
多様なハザード対応手順 「海水ポンプによる防火水槽への海水補給」	判断基準	水源の確保 防火水槽
	操作	水源の確保 防火水槽
多様なハザード対応手順 「消防車による防火水槽への海水補給」	判断基準	水源の確保 防火水槽
	操作	水源の確保 防火水槽
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (3)淡水タンクへ水を補給するための対応手順		
多様なハザード対応手順 「貯水池から大湊側淡水タンクへの補給」	判断基準	水源の確保 ろ過水タンク水位 純水タンク水位 淡水貯水池
	操作	水源の確保 ろ過水タンク水位 純水タンク水位 淡水貯水池

表 1.13.3 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.13】 重大事故等の収束に必要となる 水の供給手順等</p>	<p>中操監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>計測用 A 系電源 計測用 B 系電源</p>

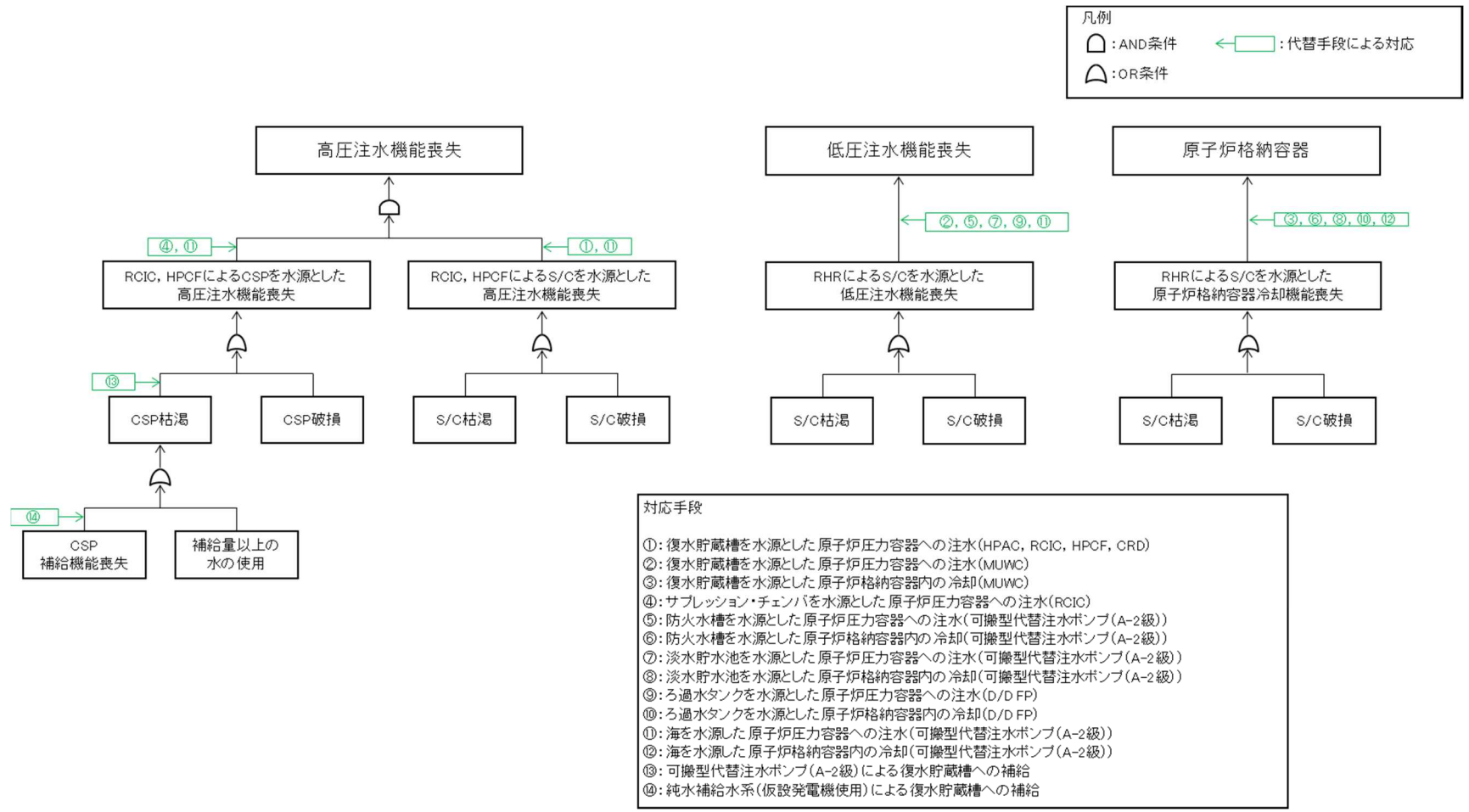


図 1.13.1 機能喪失原因対策分析

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	故障要因8
高圧注水機能喪失	RCIC、HPCFIによるGSPを水源とした高圧注水機能喪失	CSP枯渇	CSP補給機能喪失					
		CSP破損	補給量以上の水の使用					
	RCIC、HPCFIによるS/Cを水源とした高圧注水機能喪失	S/C枯渇						
		S/C破損						
低圧注水機能喪失	RHRIによるS/Cを水源とした低圧注水機能喪失	S/C枯渇						
		S/C破損						
原子炉格納容器冷却機能喪失	RHRIによるS/Cを水源とした原子炉格納容器冷却機能喪失	S/C枯渇						
		S/C破損						

※ 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。

図 1.13.1 機能喪失原因対策分析(補足)

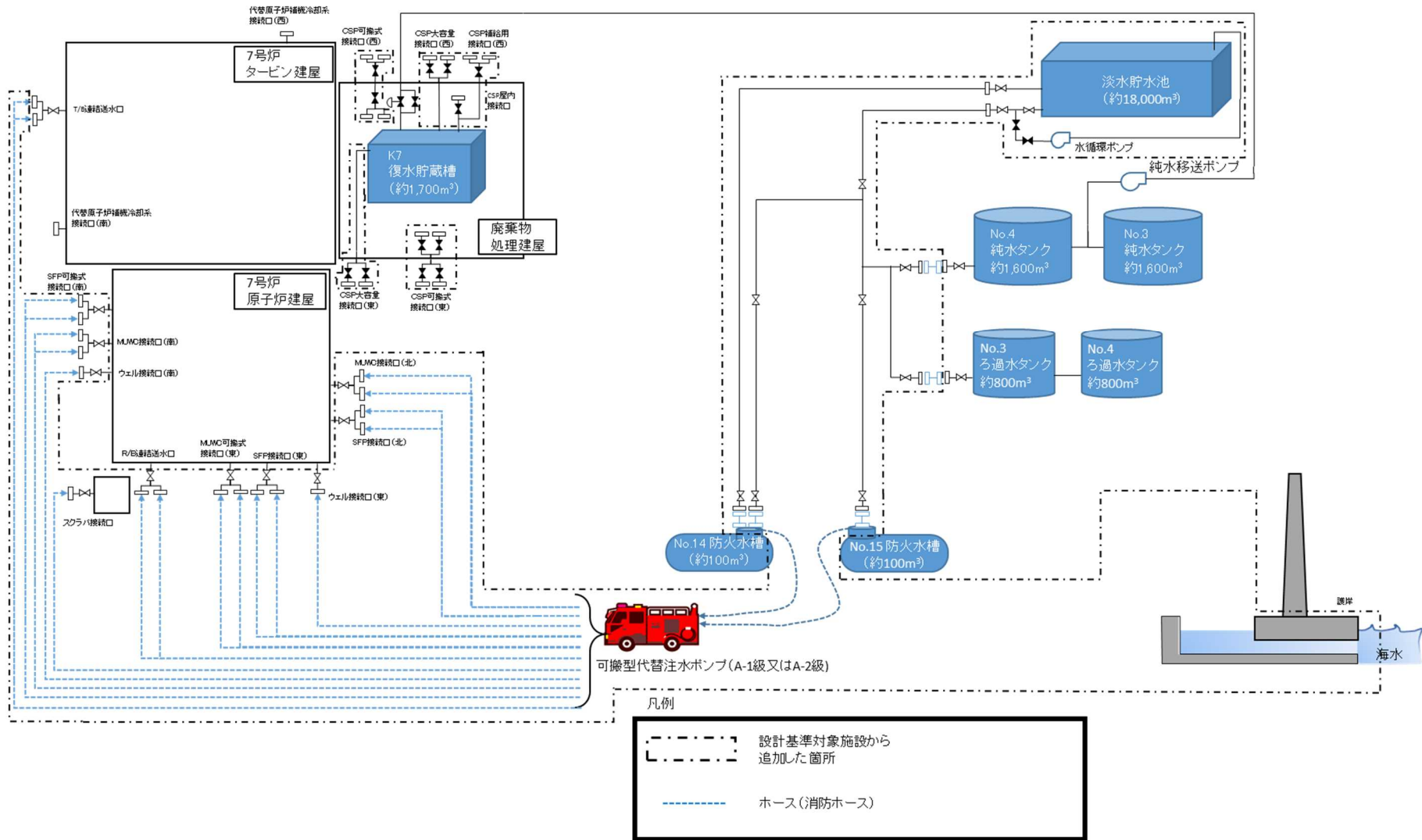


図 1.13.2 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水(淡水/海水) 概要図

		経過時間(分)										備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80						
手順の項目	要員(数)	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 80分													
防火水槽を水源とした 可搬型代替注水ポンプ による送水 ※1 (1台使用の場合)	緊急時対策要員 2			緊急時対策所～大湊高台移動 ※2										※2 荒浜側高台 保管場所への 移動は、10分と 想定する	
							可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台の健全性確認								
							可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台移動～配置								
							送水準備								
													送水		→

※1 SFP 接続口, スクラバ接続口及びウェル接続口を使用する場合。

※2 荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を使用する場合は, 約 70 分で可能である。

図 1. 13. 3 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水(淡水/海水) タイムチャート (1/2)

		経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	
手順の項目	要員(数)	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 95分										
防火水槽を水源とした 可搬型代替注水ポンプ による送水 ※1 (2台又は3台使用の場合)	緊急時対策要員 3	緊急時対策所～大湊高台移動 ※2										※2 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)2台又は3台の健全性確認										
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)2台又は3台移動～配置										
		送水準備										
		送水										
		→										

※1 MUWC 接続口, SFP 接続口を使用する場合。

※2 荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)を使用する場合は, 約85分で可能である。

図 1.13.3 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水(淡水/海水) タイムチャート (2/2)

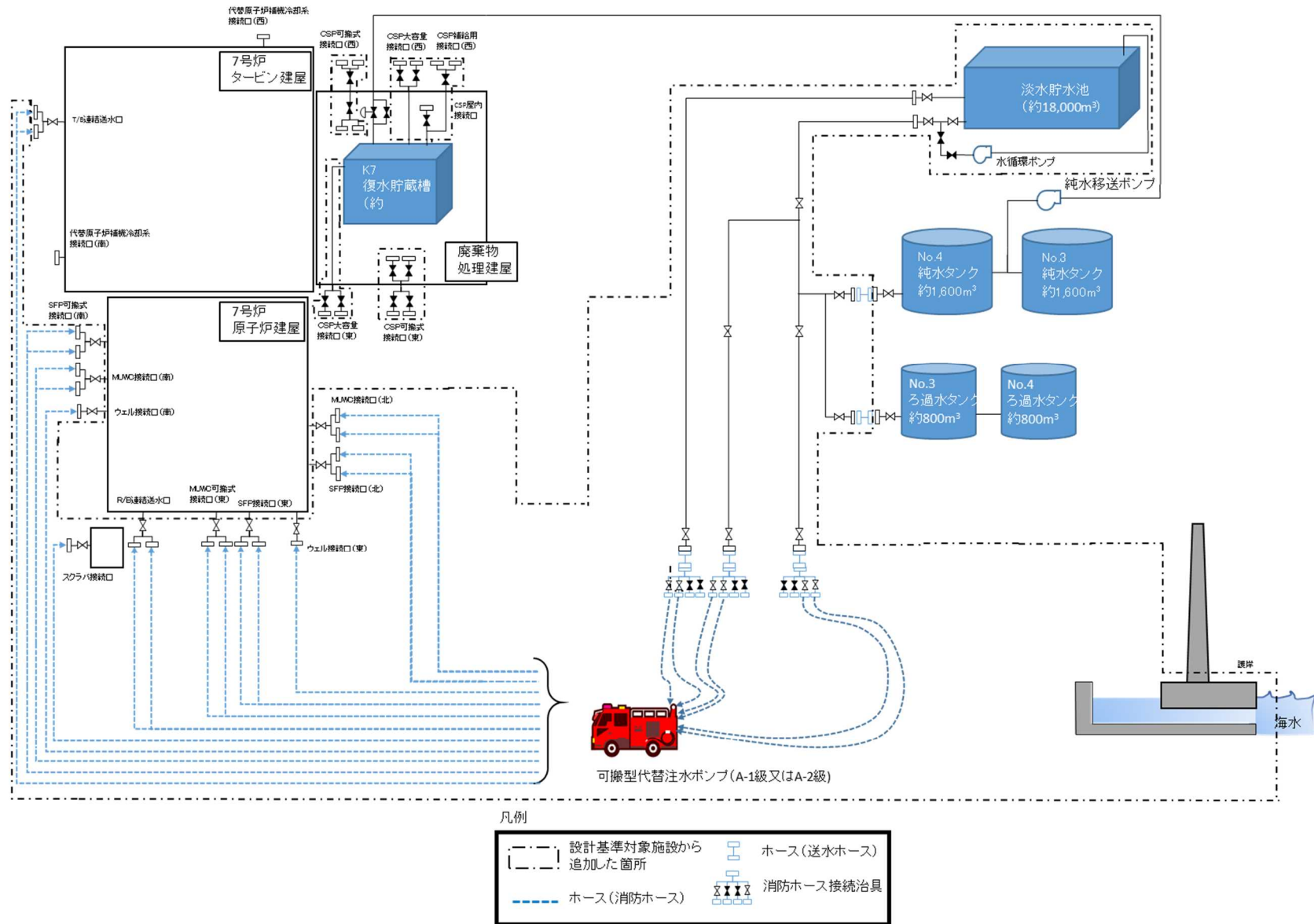


図 1.13.4 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 概要図

		経過時間(分)														備考						
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140							
手順の項目	要員(数)	淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプへの送水 105分																				
		淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水																				
淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)への送水	緊急時対策要員 2	緊急時対策所～淡水貯水池移動																				
		貯水池出口弁「開」																				
		送水ライン水張り、健全性確認、送水ホース及び消防ホース接続継手接続																				
		送水 →																				
可搬型代替注水ポンプによる送水 ※1 (1台使用の場合)	緊急時対策要員 2	緊急時対策所～大湊高台移動 ※2																				
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台の健全性確認																				
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台移動～配置																				
		送水準備																				
送水 →																						

※1 SFP 接続口，スクラバ接続口及びウェル接続口を使用する場合。

※2 荒浜側高台保管場所への移動は，10分と想定する。

図 1.13.5 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 タイムチャート (1/3)

		経過時間(分)														備考						
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140							
手順の項目	要員(数)	淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプへの送水 105分 ▽ 120分 淡水貯水池を水源とした ▽ 可搬型代替注水ポンプによる送水																				
淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)への送水	緊急時対策要員 2	緊急時対策所～淡水貯水池移動																				
		貯水池出口弁「開」																				
		送水ライン水張り、健全性確認、送水ホース及び消防ホース接続継手接続																				
		送水 →																				
淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水 ※1 (2台使用の場合)	緊急時対策要員 2	緊急時対策所～大湊高台移動 ※2																				
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)2台の健全性確認																				
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)2台移動～配置																				
		送水準備																				
送水 →																						
																※2 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する						

- ※1 SFP 接続口を使用する場合。
- ※2 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する。

図 1.13.5 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 タイムチャート (2/3)

		経過時間(分)														備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	
手順の項目	要員(数)	淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプへの送水 105分 ▽ 120分 淡水貯水池を水源とした ▽ 可搬型代替注水ポンプによる送水														
淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)への送水	緊急時対策要員 2	緊急時対策所～淡水貯水池移動														
		貯水池出口弁「開」														
		淡水貯水池～大湊高台移動移動														
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台移動～配置, 送水ライン水張り及び健全性確認														
		送水ホース及び消防ホース接続継手接続 送水 →														
淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水 ※1 (3台使用の場合)	緊急時対策要員 2	緊急時対策所～大湊高台移動 ※2														
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)3台の健全性確認														
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)2台移動～配置														
		送水準備														
		送水 →														※2 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する

- ※1 MUWC 接続口, SFP 接続口を使用する場合。
- ※2 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する。

図 1.13.5 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 タイムチャート (3/3)

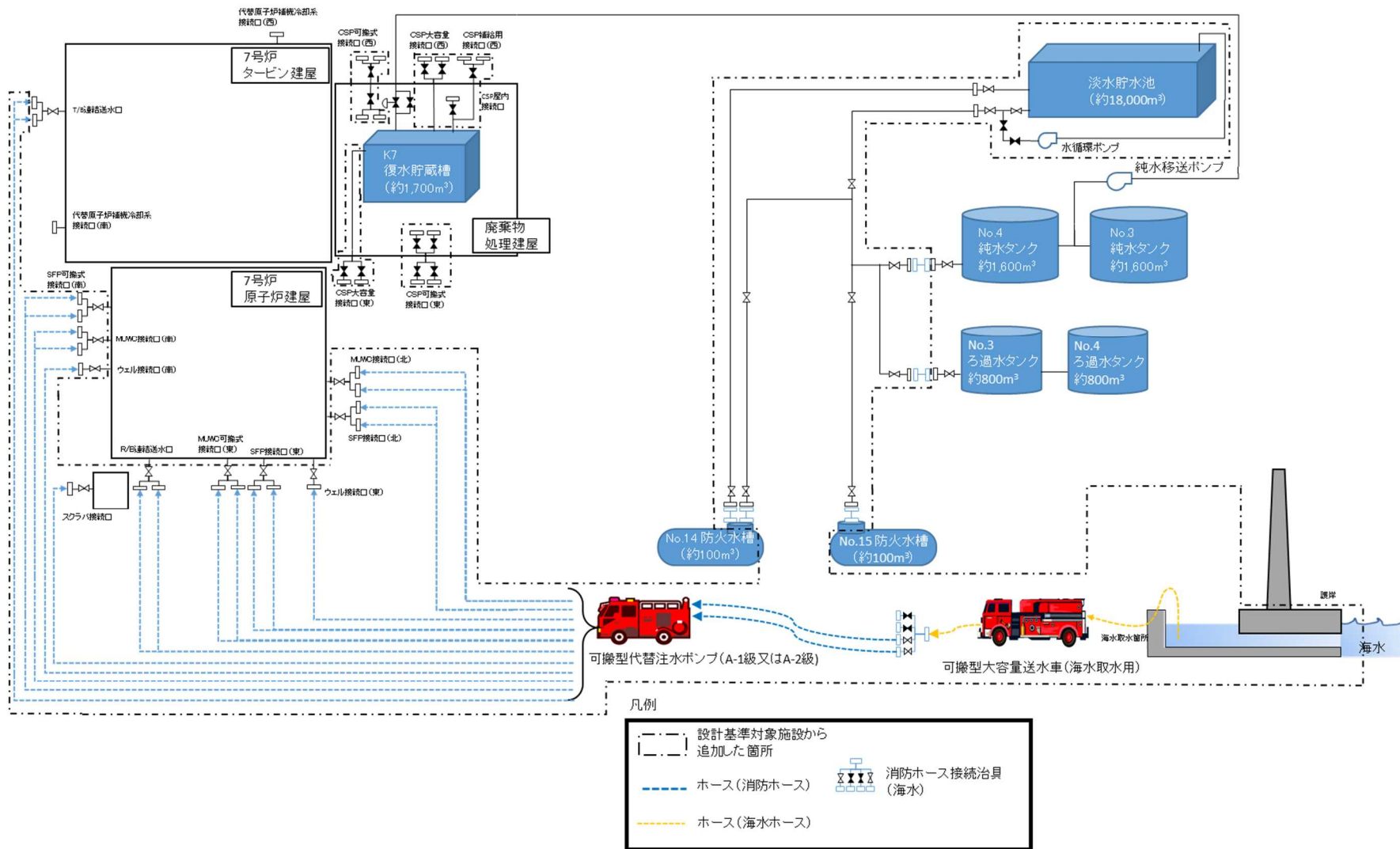
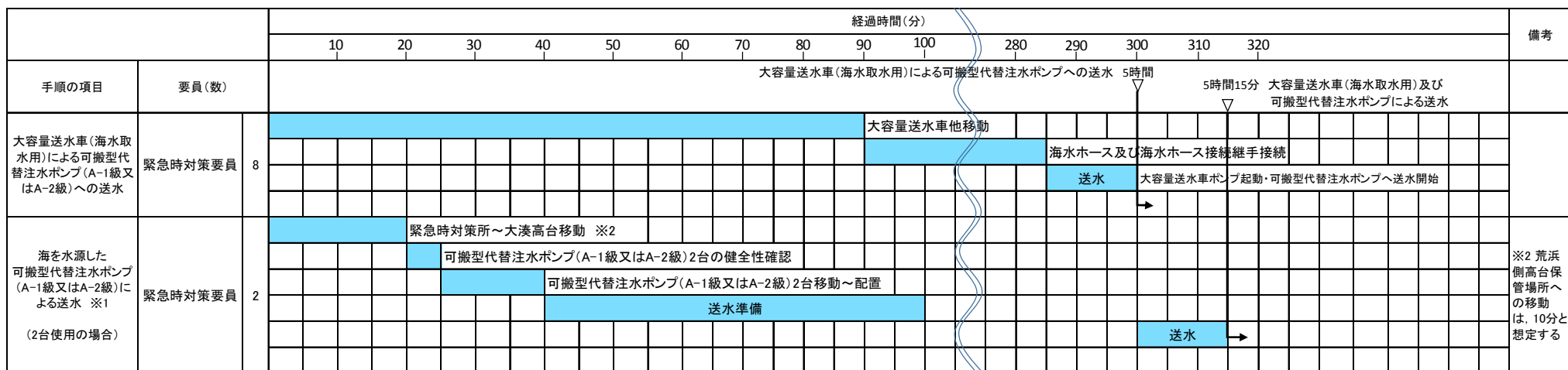
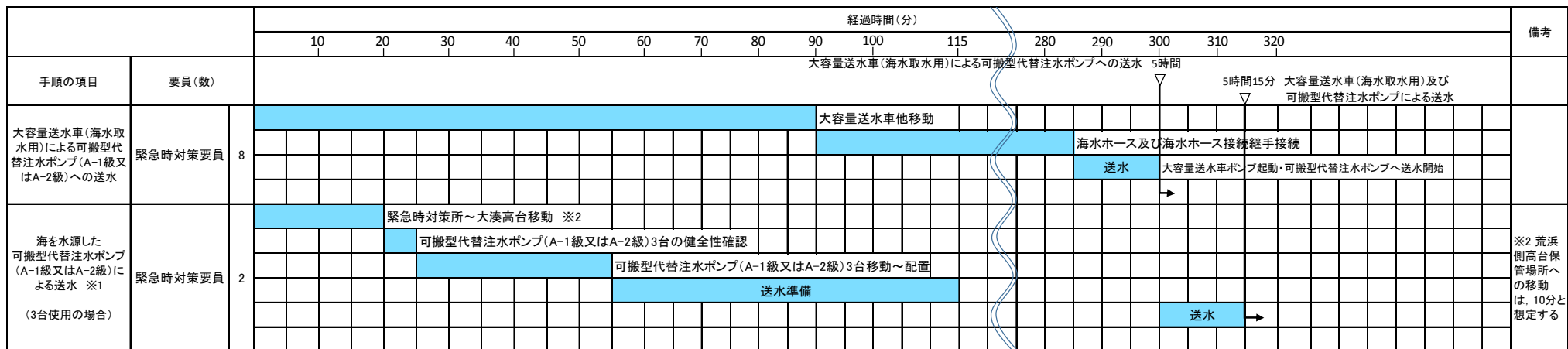


図 1. 13. 6 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプによる送水 概要図



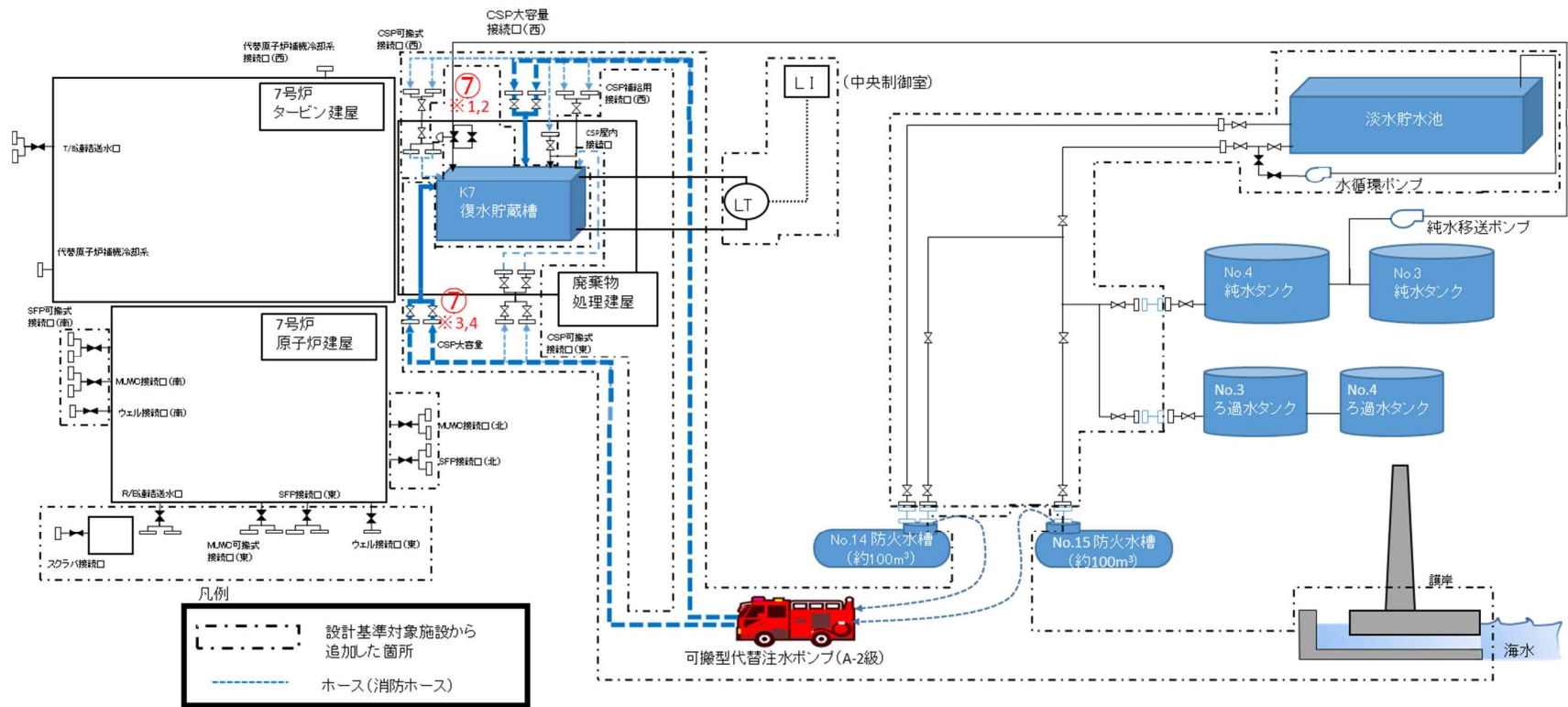
- ※1 SFP 接続口を使用する場合。
- ※2 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する。

図 1.13.7 海を水源とした大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプによる送水 タイムチャート(2/3)



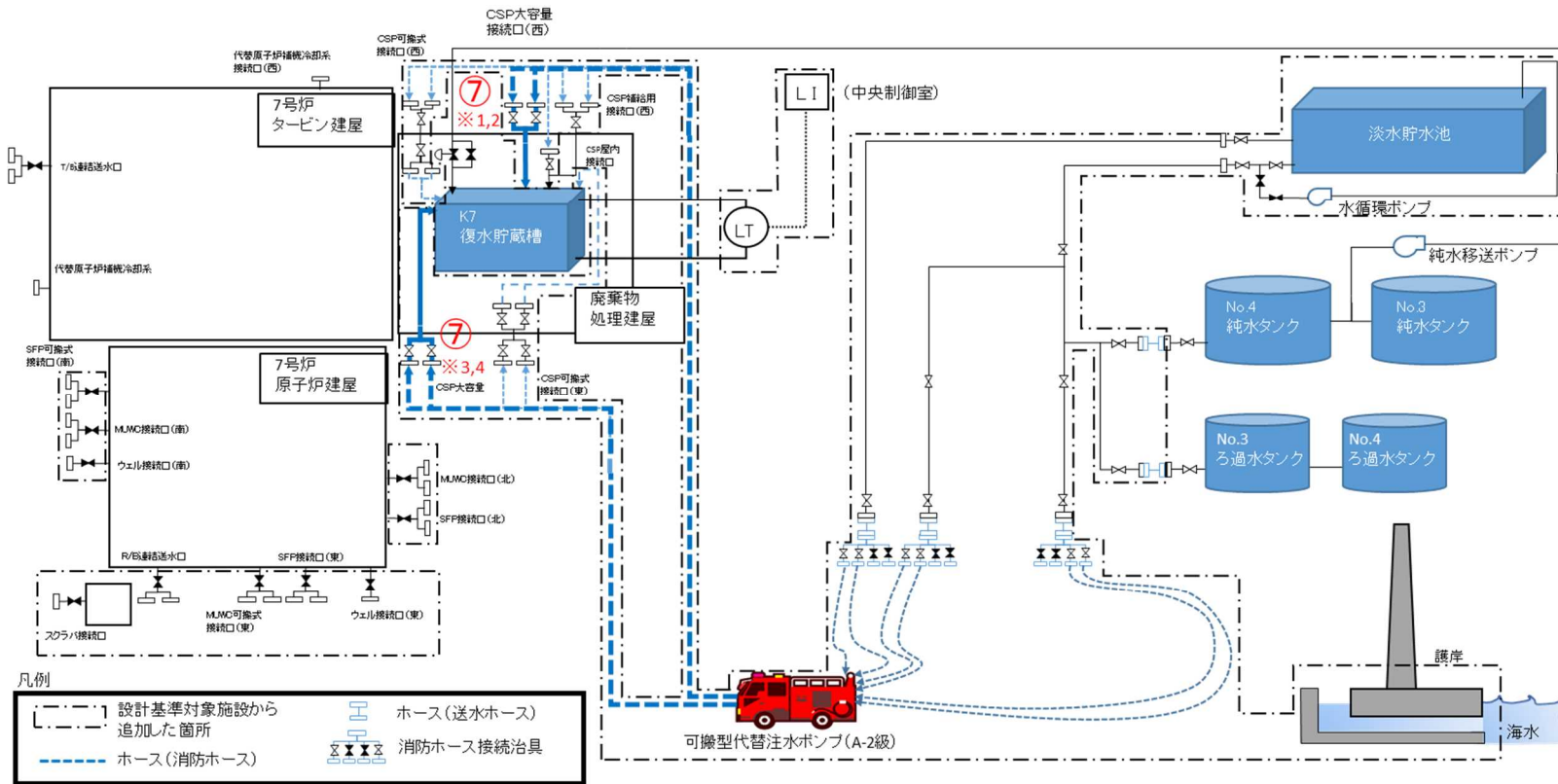
- ※1 MUWC 接続口, SFP 接続口を使用する場合。
- ※2 荒浜側高台保管場所への移動は, 10分と想定する。

図 1.13.7 海を水源とした大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプによる送水 タイムチャート(3/3)



操作手順	弁名称
⑦※1	CSP 外部注水ライン西側注入弁(A)
⑦※2	CSP 外部注水ライン西側注入弁(B)
⑦※3	CSP 外部注水ライン東側注入弁(A)
⑦※4	CSP 外部注水ライン東側注入弁(B)

図 1.13.8 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給(淡水/海水) 概要図 (1/3)
(防火水槽を水源とした場合)

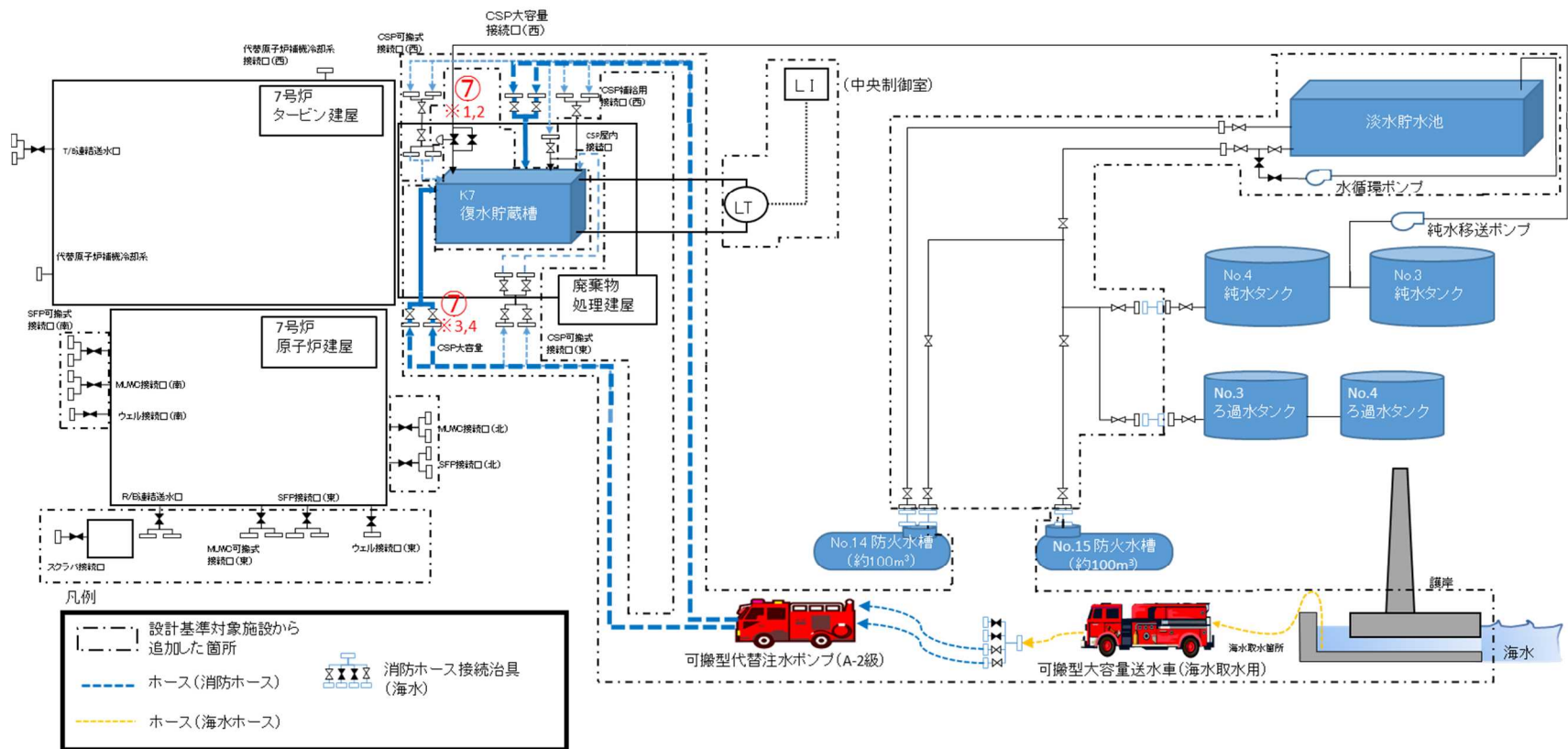


凡例

- 設計基準対象施設から追加した箇所
- ホース(送水ホース)
- ホース(消防ホース)
- ホース(送水ホース)
- 消防ホース接続治具

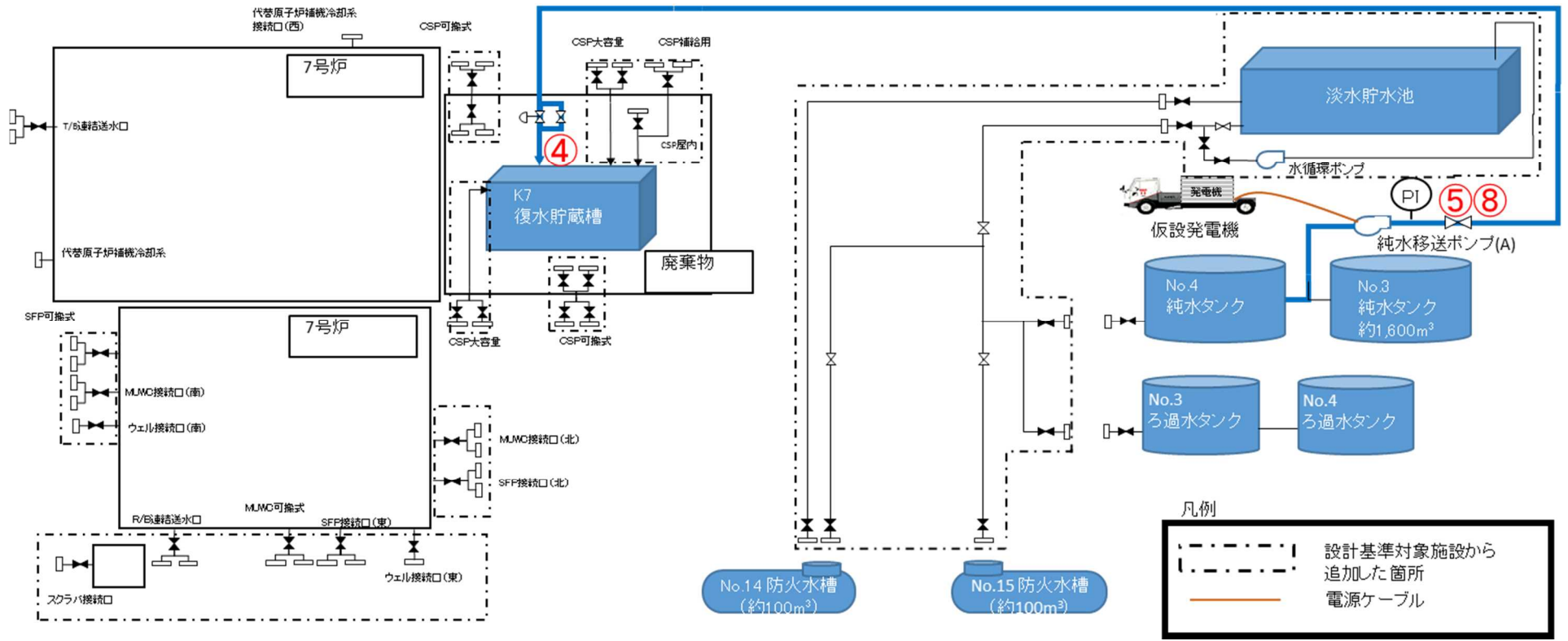
操作手順	弁名称
⑦※1	CSP 外部注水ライン西側注入弁(A)
⑦※2	CSP 外部注水ライン西側注入弁(B)
⑦※3	CSP 外部注水ライン東側注入弁(A)
⑦※4	CSP 外部注水ライン東側注入弁(B)

図 1. 13. 8 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給(淡水/海水) 概要図 (2/3)
(淡水貯水池を水源とした場合)



操作手順	弁名称
⑦※1	CSP 外部注水ライン西側注入弁(A)
⑦※2	CSP 外部注水ライン西側注入弁(B)
⑦※3	CSP 外部注水ライン東側注入弁(A)
⑦※4	CSP 外部注水ライン東側注入弁(B)

図 1.13.8 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給(淡水/海水) 概要図 (3/3)
(海を水源とした場合)

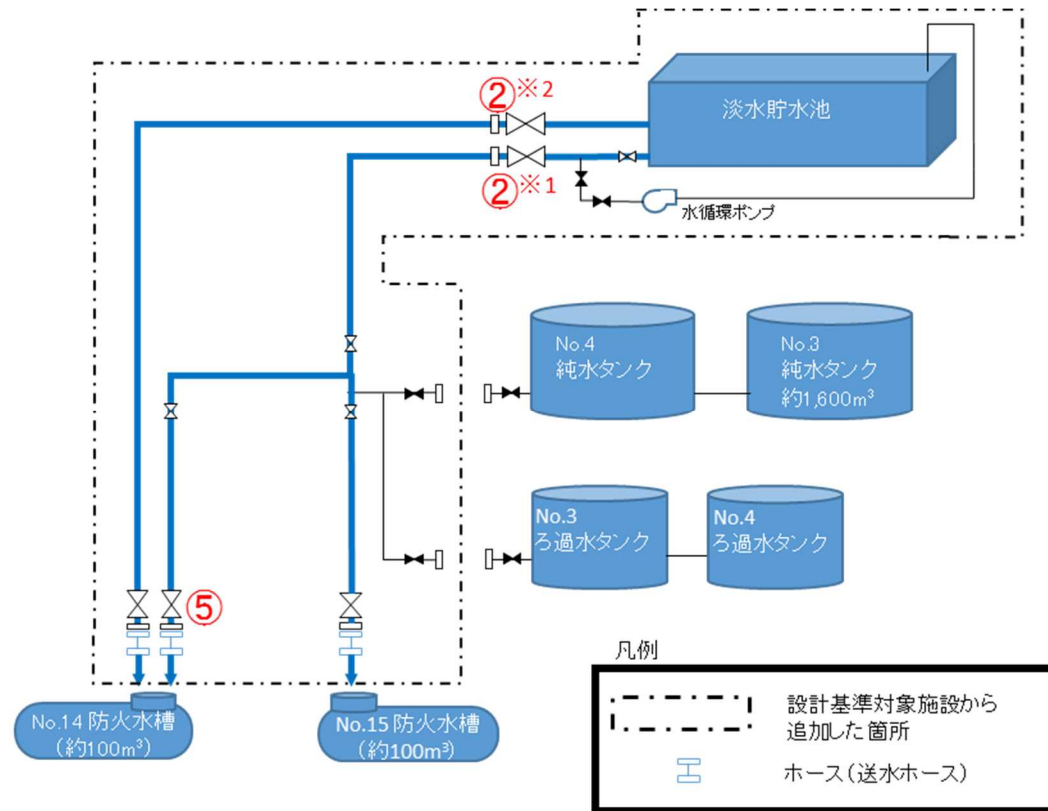


操作手順	弁名称
④	7号機復水貯蔵槽純水バイパス弁
⑤⑧	純水移送ポンプ A 吐出弁

図 1. 13. 10 純水補給水系(仮設発電機使用)による復水貯蔵槽への補給 概要図

		経過時間(分)						備考	
		30	60	90	120	150	180		
手順の項目	要員(数)	純水補給水系(仮設発電機使用)による復水貯蔵槽補給 165分							
							▽		
純水補給水系(仮設発電機使用)による復水貯蔵槽への補給	中央制御室 運転員A, B	1	監視計器確認				復水貯蔵槽 水位確認		
	現場 運転員C, D	2	移動、系統構成						
	緊急時対策要員	6	緊急時対策所～荒浜高台移動						
			仮設発電機移動						
			CVケーブル布設及び接続						
			仮設発電機起動確認						
			純水移送ポンプ起動補給開始						
						→			

図 1.13.11 純水補給水系(仮設発電機使用)による復水貯蔵槽への補給 タイムチャート

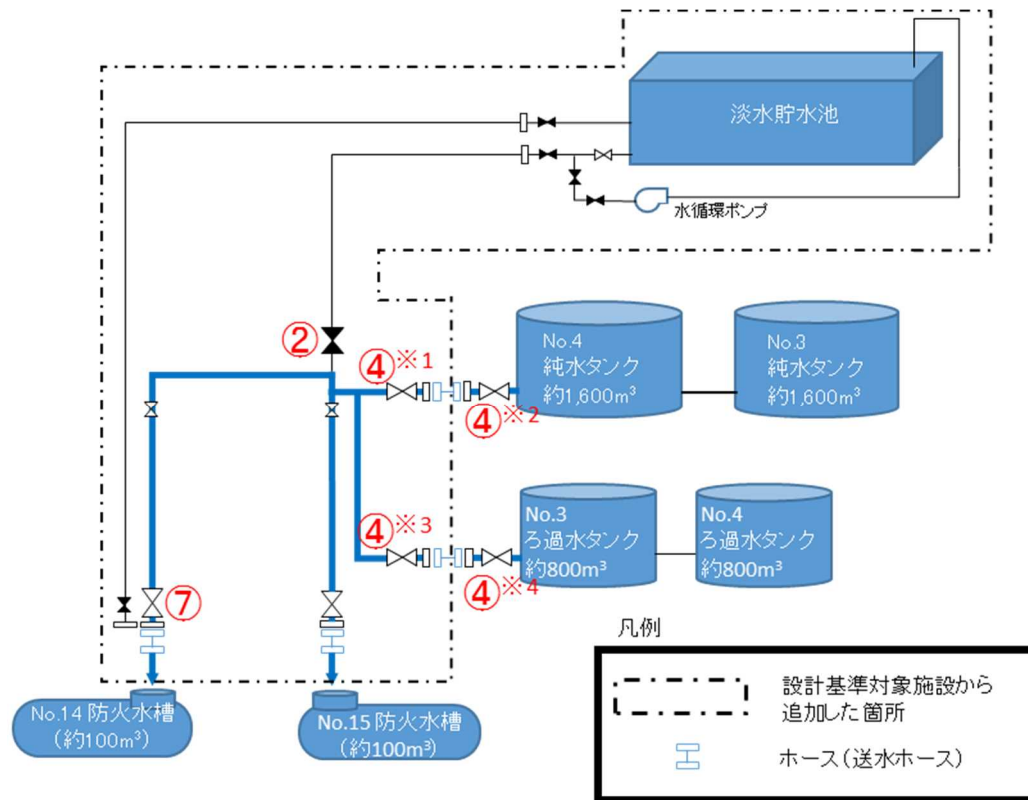


操作手順	弁名称
②*1	淡水貯水池大湊側第一送ライン水出口弁
②*2	淡水貯水池大湊側第二送水ライン出口弁
⑤	淡水貯水池大湊側第一送水ライン No.14 防火水槽供給弁

図 1.13.12 淡水貯水池から防火水槽への補給 概要図

		経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80				
手順の項目	要員(数)	淡水貯水池から防火水槽への補給 80分											
淡水貯水池から 防火水槽への補給	緊急時対策要員	2	緊急時対策所～淡水貯水池移動										
			貯水池出口弁「開」										
			送水ライン水張り, 健全性確認, 送水ホース接続										
			送水										
			→										

図 1. 13. 13 淡水貯水池から防火水槽への補給 タイムチャート



操作手順	弁名称
②	淡水貯水池大湊側第一送水ライン供給止め弁
④*1	淡水貯水池大湊側第一送水ライン No.4 純水タンク供給弁
④*2	No.4 純水タンク工事用水用隔離弁
④*3	淡水貯水池大湊側第一送水ライン No.3 ろ過水タンク供給弁
④*4	No.3 ろ過水タンク工事用水用隔離弁
⑦	送水ライン出口弁

図 1. 13. 14 淡水タンクから防火水槽への補給 概要図

		経過時間(分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80								
手順の項目	要員(数)	淡水タンクから防火水槽への補給 80分															
淡水タンクから 防火水槽への補給	緊急時対策要員 2					緊急時対策所～淡水タンク近傍移動											
										P17-F2003「閉」							
						送水ライン水張り, 健全性確認, 送水ホース接続											
														送水			
																	→

図 1.13.15 淡水タンクから防火水槽への補給 タイムチャート

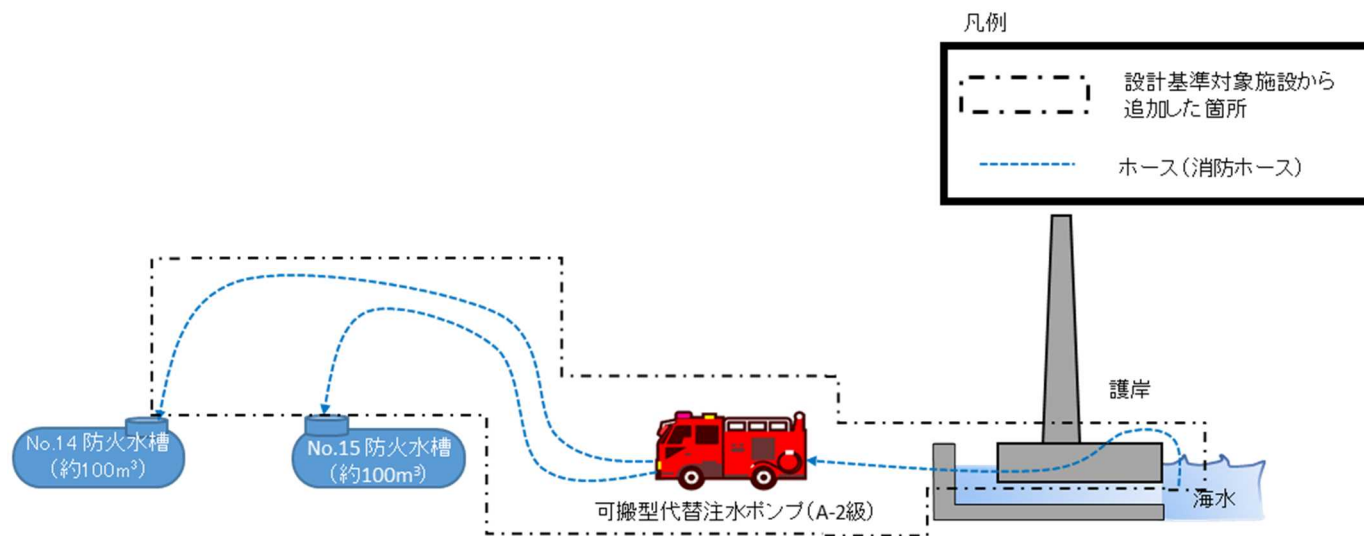


図 1.13.16 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による防火水槽への海水補給 概要図

		経過時間(分)															備考		
		30	60	90	120	150	180												
手順の項目	要員(数)	可搬型代替注水ポンプによる防火水槽への海水補給 180分																	
可搬型代替注水ポンプによる 防火水槽への海水補給	緊急時対策要員 3	緊急時対策所～大湊高台移動 ※																	※ 荒浜側高台 保管場所への 移動は、10分と 想定する
		可搬型代替注水ポンプ(A-2級)健全性確認																	
		可搬型代替注水ポンプ(A-2級)移動～配置																	
		送水準備																	
		送水																	

※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用する場合は、約170分で可能である。

図 1.13.17 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による防火水槽への海水補給 タイムチャート

凡例

- 設計基準対象施設から追加した箇所
- ホース(海水ホース)
- ホース(消防ホース)

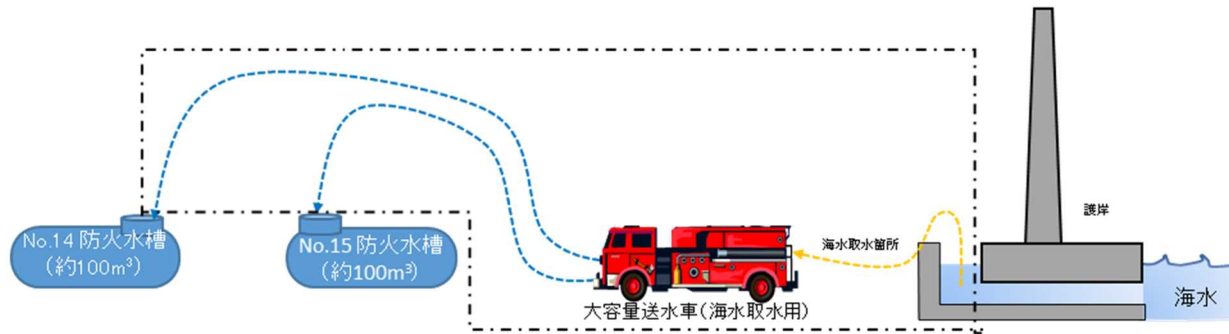


図 1.13.18 大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給 概要図

		経過時間(時間)											備考		
		1	2	3	4	5	6	7							
手順の項目	要員(数)	大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給 5時間													
大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給	緊急時対策要員	8	緊急時対策所～大湊高台移動												※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する
			大容量送水車他移動												
			ホース(可搬型)敷設												
			大容量送水車起動・海水供給												

※荒浜側高台保管場所の大容量送水車(海水取水用)を使用する場合は、約4時間50分で可能である。

図 1.13.19 大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給 タイムチャート

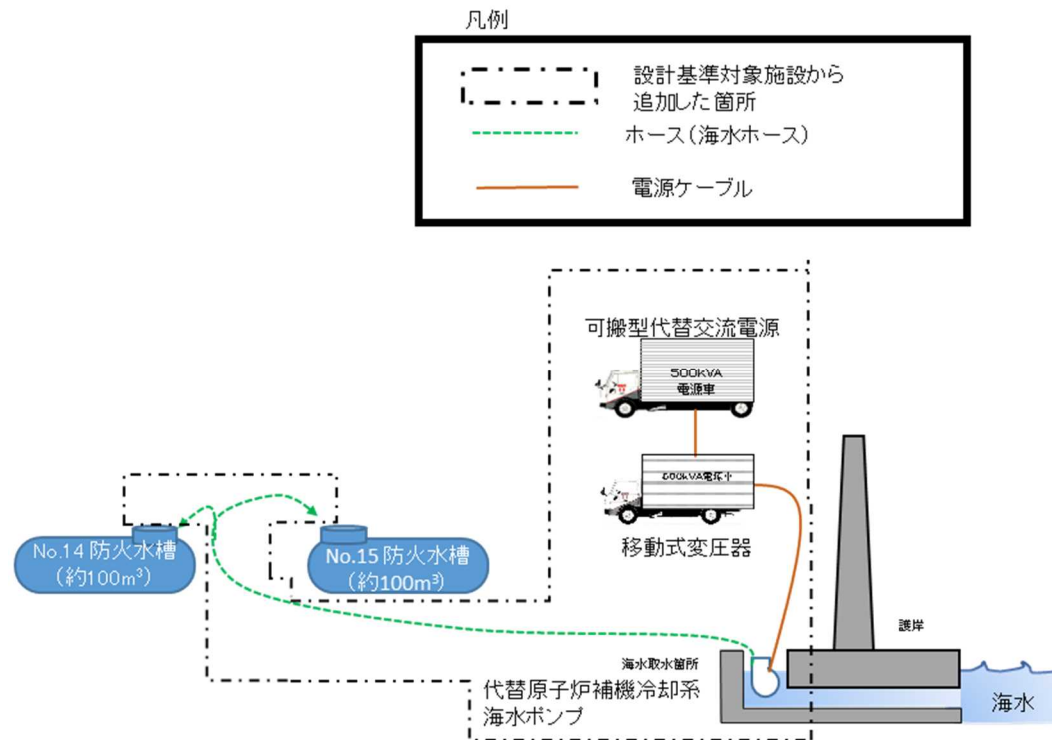
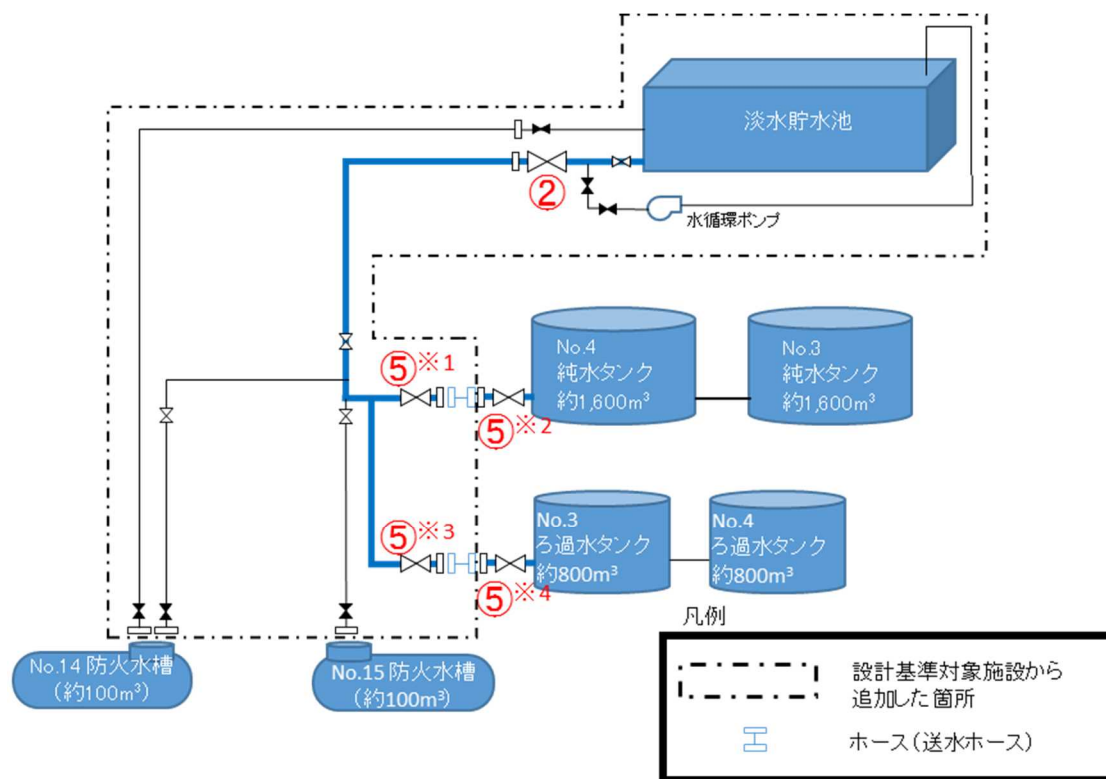


図 1. 13. 20 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給 概要図

		経過時間(時間)										備考		
		1	2	3	4	5	6	7						
手順の項目	要員(数)	代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給 7時間 ▽手順着手判断, 指示▽												
代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給	緊急時対策要員	11	緊急時対策所～大湊高台移動											※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する
			可搬型代替交流電源車, 海水ポンプ他移動											
			ポンプ設置, ホース(可搬型)敷設											
			可搬型代替交流電源車起動・海水補給											

- ※荒浜側高台保管場所の代替原子炉補機冷却海水ポンプを使用する場合は、約6時間50分で可能である。
- ※海水取水箇所(6号炉)から7号炉建屋南側を經由してNo.15防火水槽へ補給した場合は、約7時間で可能である。
- ※海水取水箇所(7号炉)から7号炉建屋南側を經由してNo.14防火水槽へ補給した場合は、約5時間30分で可能である。

図 1.13.21 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給 タイムチャート



操作手順	弁名称
②	淡水貯水池大湊側第一送水ライン出口弁
⑤ ^{※1}	淡水貯水池大湊側第一送水ライン No.4 純水タンク供給弁
⑤ ^{※2}	No.4 純水タンク工事用水用隔離弁
⑤ ^{※3}	淡水貯水池大湊側第一送水ライン No.3 ろ過水タンク供給弁
⑤ ^{※4}	No.3 ろ過水タンク工事用水用隔離弁

図 1.13.22 淡水貯水池から淡水タンクへの補給 概要図

		経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80				
手順の項目	要員(数)	淡水貯水池から淡水タンクへの補給 80分 ▽											
淡水貯水池から 淡水タンクへの補給	緊急時対策要員	2	緊急時対策所～淡水貯水池移動										
			貯水池出口弁「開」										
			送水ライン水張り, 健全性確認, 送水ホース接続										
			送水										
			→										

図 1. 13. 23 淡水貯水池から淡水タンクへの補給 タイムチャート

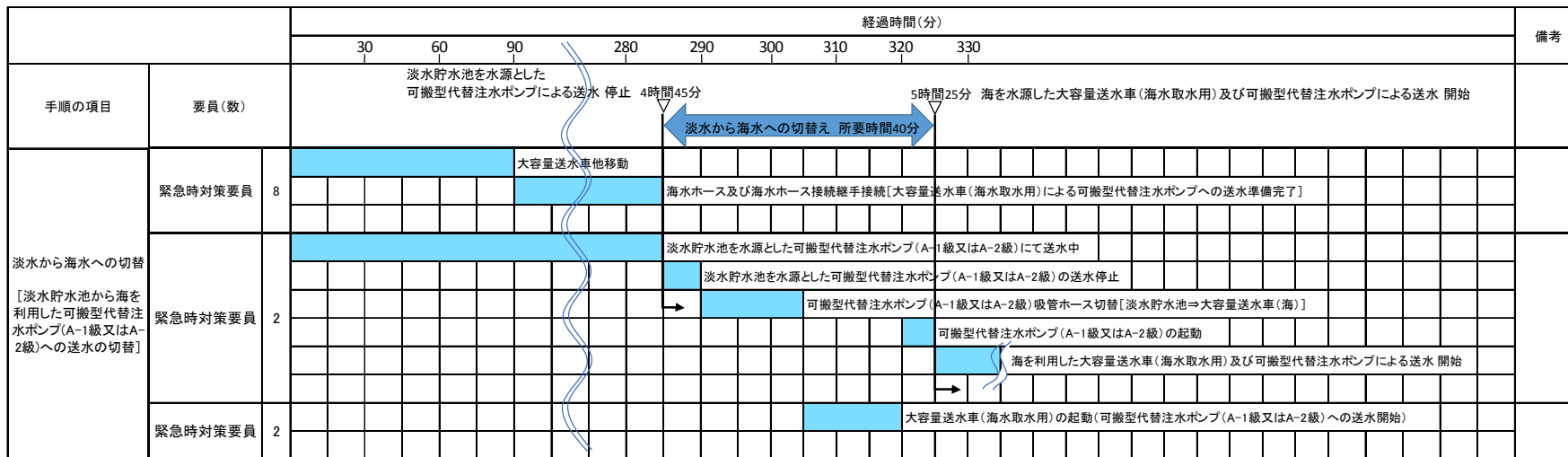


図 1.13.24 淡水貯水池から海を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)への送水の切替 タイムチャート

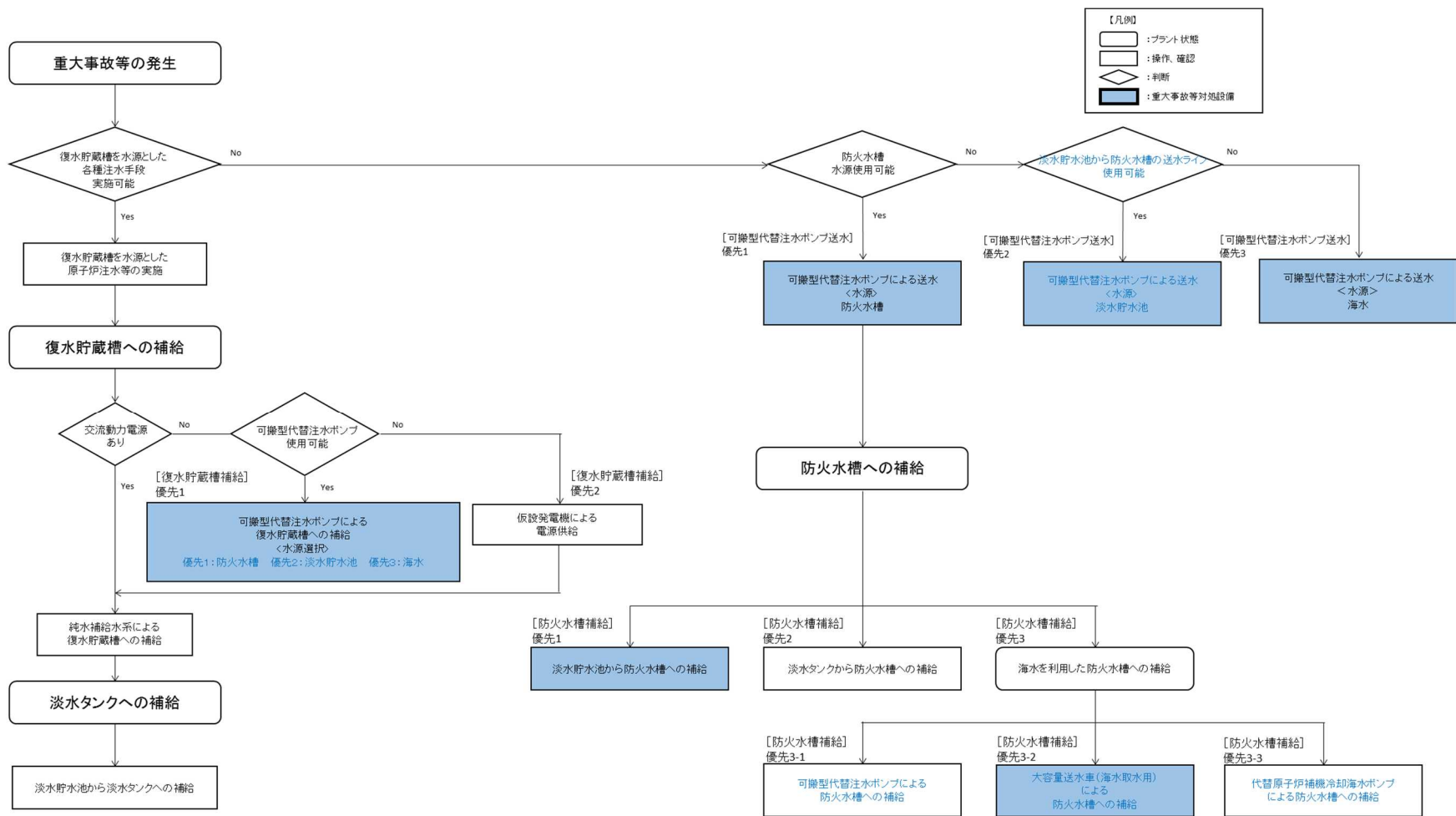


図 1.13.25 重大事故発生時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/4)

技術的能力審査基準 (1.13)	番号	設置許可基準規則 (56条)	技術基準規則 (71条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、設計基準事故の取束に必要な水源とは別に、重大事故等の取束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故対処設備に対して重大事故等の取束に必要な十分な量の水を供給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】 設計基準事故の取束に必要な水源とは別に、重大事故等の取束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故対処設備に対して重大事故等の取束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 設計基準事故の取束に必要な水源とは別に、重大事故等の取束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故対処設備に対して重大事故等の取束に必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑧
<p>【解釈】 1 「設計基準事故の取束に必要な水源とは別に、重大事故等の取束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故対処設備に対して重大事故等の取束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第56条に規定する「設計基準事故の取束に必要な水源とは別に、重大事故等の取束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故対処設備に対して重大事故等の取束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第71条に規定する「設計基準事故の取束に必要な水源とは別に、重大事故等の取束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故対処設備に対して重大事故等の取束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
a) 想定される重大事故等の取束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。	②	a) 想定される重大事故等の取束までの間、十分な量の水を供給できること。	a) 想定される重大事故等の取束までの間、十分な量の水を供給できること。	⑨
b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	③	b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	⑩
c) 海を水源として利用できること。	④	c) 海を水源として利用できること。	c) 海を水源として利用できること。	⑪
d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑤	d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑫
e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	⑥	e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	⑬
f) 水の供給が中断することがないよう、水源の切替え手順等を定めること。	⑦	f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）	f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）	—

※1:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/4)

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
復水貯蔵槽/サブプレッション・チェンバを利用した対応	復水貯蔵槽	既設	①②③⑤ ⑥⑦⑧⑨	ろ過水タンクを利用した対応	ろ過水タンク	常設	-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設	⑩⑫⑬						
	-	-	-						
防火水槽を利用した対応	防火水槽	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬						
	可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	新設							
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設							
	ホース	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
淡水貯水池を利用した対応	淡水貯水池	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬						
	可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	新設							
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設							
	ホース・接続口	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
海を利用した対応	大容量送水車 (海水取水用)	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬						
	海水貯留堰	新設							
	スクリーン室	既設							
	取水路[海水取水箇所]	既設							
	ホース・接続口	新設							
	可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	新設							
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							

※1:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3/4)

: 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策								
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考			
ほう酸水注入系貯蔵タンクを 利用した対応	ほう酸水注入系貯蔵タンク	既設	①②⑧⑨	-	-	-	-	-	-			
	ほう酸水注入系 (ほう酸水注入系ポンプ)	既設										
	-	-	-									
淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬	純水タンクから復水貯蔵槽への補給	純水移送ポンプ	常設	165分	10名	自主対策対策とする 理由は本文参照			
	ホース・接続口	新設			純水タンク	常設						
	淡水貯水池	新設			純水補給水系配管・弁	常設						
	防火水槽	新設			復水貯蔵槽	常設						
	CSP大容量接続口	新設			仮設発電機	可搬						
	CSP外部補給配管・弁	既設 新設			燃料補給設備	常設 可搬						
	復水貯蔵槽	既設			-	-				-	-	-
	燃料補給設備	既設 新設			-	-				-	-	-
	-	-			-	-				-	-	-
淡水貯水池から防火水槽への補給	淡水貯水池	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬	防火水槽からの補給	ろ過水タンク	常設	80分	2名	自主対策対策とする 理由は本文参照			
	ホース	新設			純水タンク	常設						
	防火水槽	新設			ホース	可搬						
	-	-			防火水槽	常設						
	-	-		-	淡水貯水池からの補給	淡水貯水池	常設	80分		2名		
						ホース	可搬					
						ろ過水タンク	常設					
						純水タンク	常設					

※1: 本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(4/4)

■ : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
海から防火水槽への補給	大容量送水車 (海水取水用)	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬	海から防火水槽への補給	代替原子炉補機冷却海水ポンプ	可搬	7時間	13名	自主対策対策とする理由は本文参照
	海水貯留堰	新設			海水貯留堰	常設			
	スクリーン室	既設			スクリーン室	常設			
	取水路[海水取水箇所]	既設			取水路[海水取水箇所]	常設			
	ホース	新設			ホース	可搬			
	防火水槽	新設			防火水槽	常設			
	燃料補給設備	既設 新設			可搬型代替交流電源設備	可搬			
				移動式変圧器	可搬				
				燃料補給設備	常設 可搬				
				海から防火水槽への補給	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	可搬	180分	3名	自主対策対策とする理由は本文参照
				ホース	可搬				
				防火水槽	常設				
				燃料補給設備	常設 可搬				
		-	-	-		-	-	-	-

※1: 本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

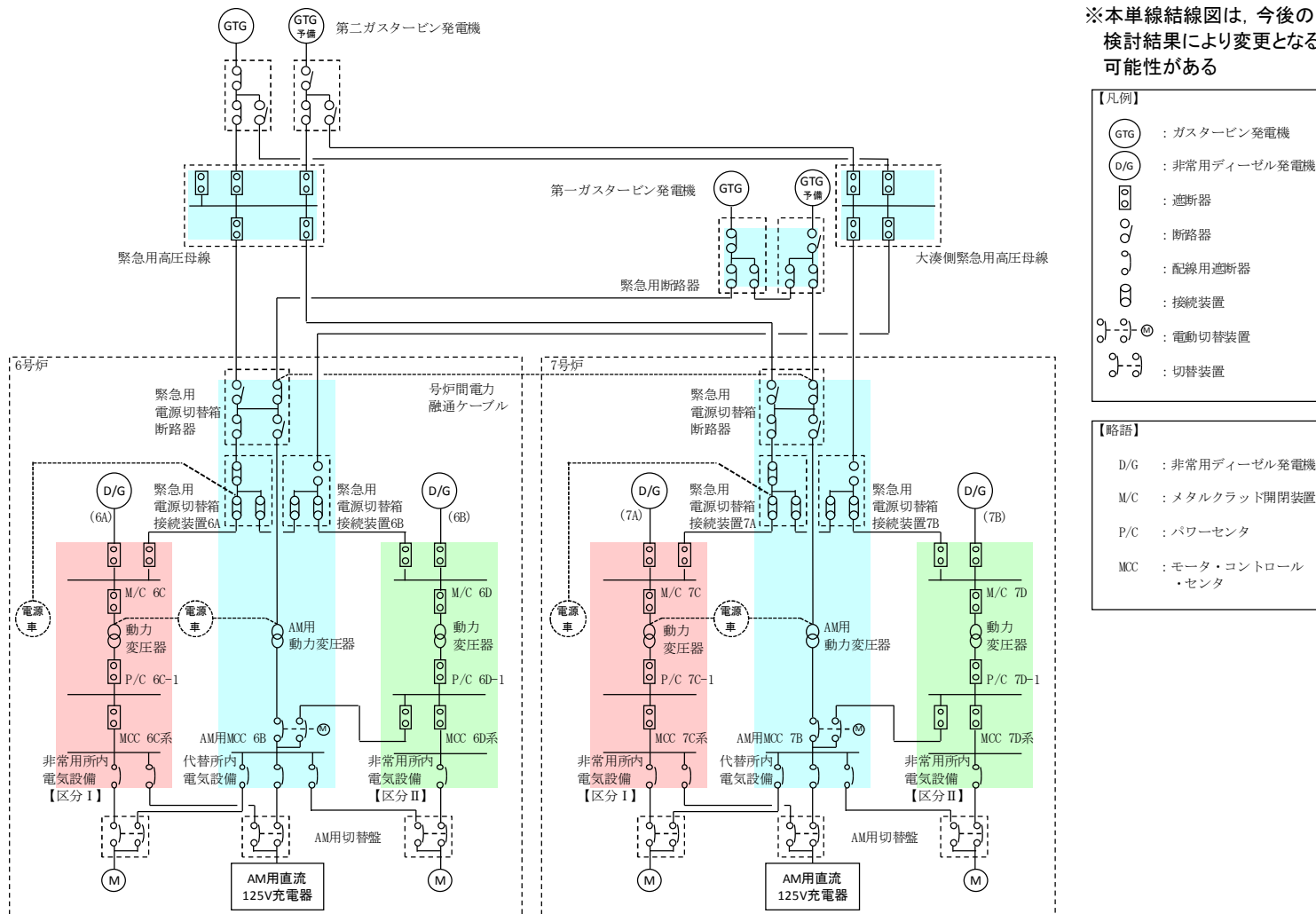


図1 対応手順として選定した設備の電源構成図(6号及び7号炉 交流電源)

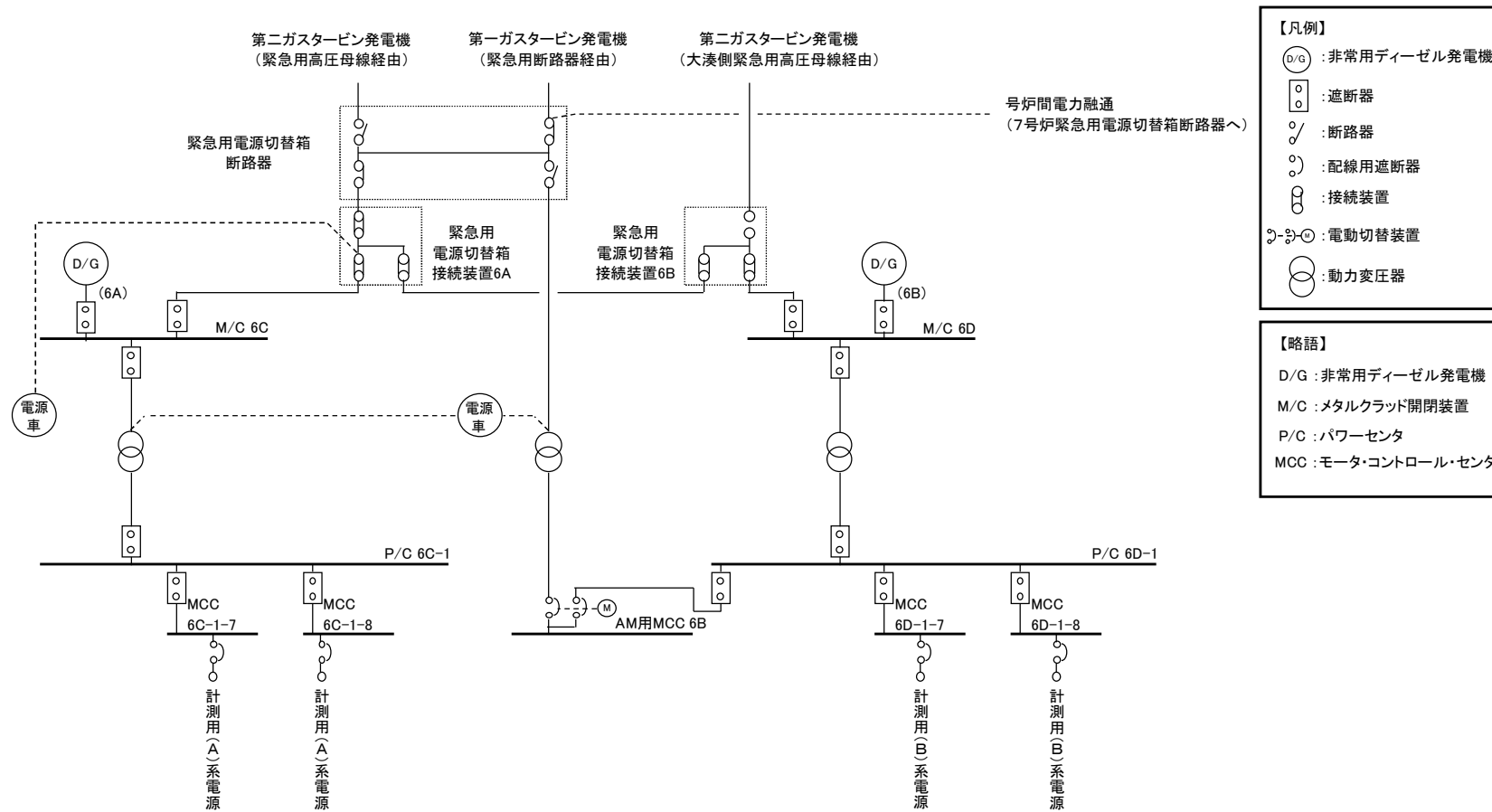


図2 対応手順として選定した設備の電源構成図(6号炉 交流電源)

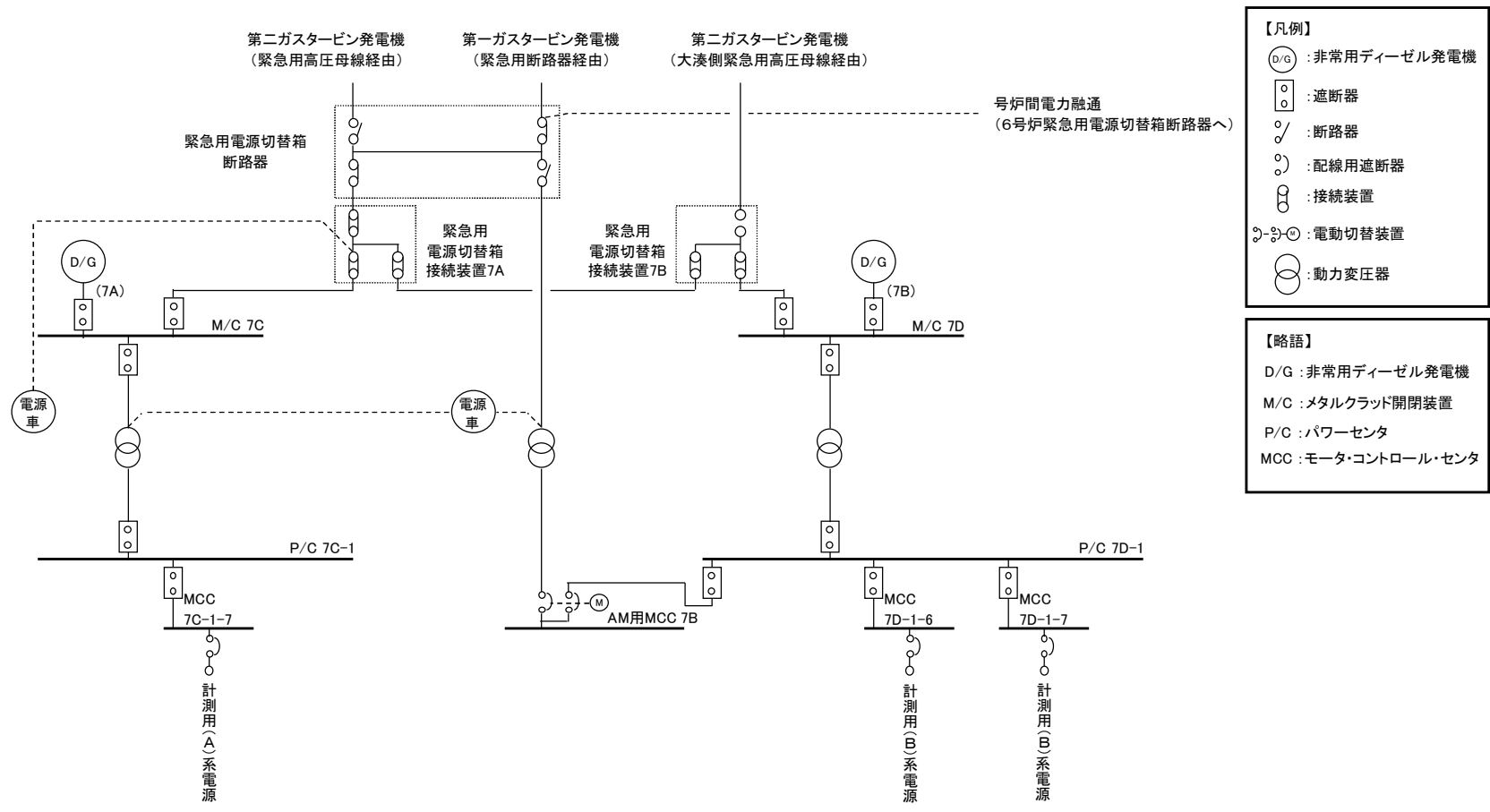


図3 対応手順として選定した設備の電源構成図(7号炉 交流電源)

重大事故対策の成立性

1. 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水

(1) 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水

a. 操作概要

緊急時対策本部は、防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水が必要な状況において、接続口(ホース接続箇所)及び水源を選定し、送水ルートを決断する。

現場では、指示された送水ルートを確保したうえで、防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)により送水する。

b. 作業場所

屋外(原子炉建屋周辺、取水箇所(防火水槽)周辺)

c. 必要要員数及び操作時間

防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水に必要な要員(可搬型代替注水ポンプ 1 台使用の場合 2 名、可搬型代替注水ポンプ 2 台又は 3 台使用の場合 3 名)、所要時間(可搬型代替注水ポンプ 1 台使用の場合 80 分、可搬型代替注水ポンプ 2 台又は 3 台使用の場合 95 分)のうち、防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「可搬型代替注水ポンプ 1 台使用の場合」

2 名(緊急時対策要員)

「可搬型代替注水ポンプ 2 台又は 3 台使用の場合」

3 名(緊急時対策要員)

所要時間目安: 「可搬型代替注水ポンプ 1 台使用の場合」

80 分(実績時間なし)

「可搬型代替注水ポンプ 2 台又は 3 台使用の場合」

95 分(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境: 車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路: 車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。ま

た、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)からのホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に**実施**可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)により、緊急時対策本部及び中央制御室に適宜連絡する。



防火水槽への吸管投入



ホースを建屋接続口まで敷設

2. 淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプへの送水

(1) 淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプへの送水

a. 操作概要

緊急時対策本部に使用する送水ラインの指示を受け、ラインの水張りを行う。

水張りを行いつつ、淡水貯水池からの送水ライン敷設状況に異常がないことを確認、所定の場所においてホース、ホース接続治具（淡水）を布設し、弁開操作により可搬型代替注水ポンプへの送水を開始する。

b. 作業場所

屋外（淡水貯水池，防火水槽付近）

c. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 2名（緊急時対策要員）

所要時間目安: 105分（実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境: 夜間での作業の場合は、ヘッドライト及び懐中電灯にて作業を行う。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路: 基本徒歩での作業を想定している。（道路が健全の場合は車両を使用する）また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 : 弁の開閉操作に特殊な操作は無く、ホースの接続も汎用の結合金具（オス・メス）であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段: 通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）により、緊急時対策本部と連絡をとる。



ホース接続部



ホースの接続



ホースと可搬型代替注水ポンプ吸管との接続



ホース接続治具との接続

3. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水

(1) 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水

a. 操作概要

緊急時対策本部は、淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水が必要な状況において、水源の確保（淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプへの送水）、接続口（ホース接続箇所）を選定し、送水ルートを決める。

現場では、指示された送水ルートを確認したうえで、淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)により送水する。

b. 作業場所

屋外(原子炉建屋周辺、取水箇所(防火水槽)周辺)

c. 必要要員数及び操作時間

淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水に必要な要員(可搬型代替注水ポンプ 1 台使用の場合 2 名、可搬型代替注水ポンプ 2 台又は 3 台使用の場合 2 名)、所要時間(可搬型代替注水ポンプ 1 台使用の場合 110 分、可搬型代替注水ポンプ 2 台又は 3 台使用の場合 120 分)のうち、淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「可搬型代替注水ポンプ 1 台使用の場合」

2 名(緊急時対策要員)

「可搬型代替注水ポンプ 2 台又は 3 台使用の場合」

2 名(緊急時対策要員)

所要時間目安: 「可搬型代替注水ポンプ 1 台使用の場合」

110 分(実績時間なし)

「可搬型代替注水ポンプ 2 台又は 3 台使用の場合」

120 分(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境: 車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路: 車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 : 可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)からのホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備)により、緊急時対策本部及び中央制御室に適宜連絡する。



ホースと可搬型代替注水ポンプ吸管との接続



ホースを建屋接続口まで敷設

4. 海から大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプへの送水

(1) 海から大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）への送水

a. 操作概要

緊急時対策本部は、海から大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）への送水が必要な状況において、海水取水箇所を選定し、補給ルートを決する。

所定の場所においてホース、ホース接続治具（海水）を布設し、大容量送水車（海水取水用）により可搬型代替注水ポンプへの送水を開始する。

b. 作業場所

屋外（取水箇所（海水取水ピット）、防火水槽周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

必要要員数：8 名（緊急時対策要員）

所要時間目安：5 時間（実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：大容量送水車（海水取水用）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）により、緊急時対策本部及び中央制御室に適宜連絡する。



大容量送水車（海水取水用）

5. 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプによる送水

(1)海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水

a. 操作概要

緊急時対策本部は、海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水が必要な状況において、水源の確保（海から大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプへの送水）、接続口（ホース接続箇所）を選定し、送水ルートを決する。

現場では、指示された送水ルートを確認したうえで、海を水源とした可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）により送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺、取水箇所（防火水槽）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水に必要な要員（可搬型代替注水ポンプ 1 台使用の場合 2 名、可搬型代替注水ポンプ 2 台又は 3 台使用の場合 2 名）、所要時間（可搬型代替注水ポンプ 1 台使用の場合 5 時間 5 分、可搬型代替注水ポンプ 2 台又は 3 台使用の場合 5 時間 15 分）のうち、海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプによる送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：「可搬型代替注水ポンプ 1 台使用の場合」

2 名（緊急時対策要員）

「可搬型代替注水ポンプ 2 台又は 3 台使用の場合」

2 名（緊急時対策要員）

所要時間目安：「可搬型代替注水ポンプ 1 台使用の場合」

5 時間 5 分（実績時間なし）

「可搬型代替注水ポンプ 2 台又は 3 台使用の場合」

5 時間 15 分（実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機

能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 : 可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)からのホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)により、緊急時対策本部及び中央制御室に適宜連絡する。



ホースを建屋接続口まで敷設

6. 可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給

(1) 屋外接続口から復水貯蔵槽への直接補給(淡水/海水)

a. 操作概要

緊急時対策本部は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給が必要な状況において、接続口(ホース接続箇所)及び水源を選定し、補給ルートを決する。

現場では、指示された補給ルートを確保したうえで、可搬型代替注水ポンプにより補給する。

b. 作業場所

屋外(廃棄物処理建屋周辺、取水箇所(護岸、海水取水ピット、防火水槽)周辺)

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給に必要な要員(防火水槽を水源とした場合4名、淡水貯水池を水源とした場合5名、海を水源とした場合11名)、所要時間(防火水槽を水源とした場合135分、淡水貯水池を水源とした場合135分、海を水源とした場合5時間25分)のうち、屋外接続口から復水貯蔵槽への直接補給に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「防火水槽を水源とした場合」3名(緊急時対策要員3名)
「淡水貯水池を水源とした場合」4名(緊急時対策要員4名)
「海を水源とした場合」10名(緊急時対策要員10名)

所要時間目安: 「防火水槽を水源とした場合」135分(実績時間なし)
「淡水貯水池を水源とした場合」135分(実績時間なし)
「海を水源とした場合」5時間25分(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境: 車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路: 車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 : 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備)により, 緊急時対策本部及び中央制御室に適宜連絡する。



[防火水槽を水源とした場合]
防火水槽への吸管投入



[淡水貯水池を水源とした場合]
送水ホースと可搬型代替注水ポンプ
吸管との接続



[海を水源とした場合]



ホースを建屋接続口まで展開

7. 純水補給水系による復水貯蔵槽への補給

(1) 大湊側純水移送ポンプ電源復旧

a. 操作概要

仮設発電機を大型牽引車両にて給水建屋内の純水移送ポンプと接続し、ポンプ電源喪失時に復水貯蔵槽へ純水を補給する。

b. 作業場所

給水建屋，荒浜側津波対策高台エリア

c. 必要要員数及び操作時間

純水補給水系による復水貯蔵槽への補給に必要な要員(10名)，所要時間(165分)のうち，仮設発電機による純水移送ポンプ起動に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数 :6名(緊急時対策要員6名)

所要時間目安:165分(実績時間:165分)

d. 操作の成立性について

作業環境:ヘッドライトにより夜間における作業性を確保している。放射線物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路:車両のヘッドライト他，ヘッドライトを携行しており，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 :仮設発電機の移動は大型牽引車両によるものである。CVケーブルの敷設は付近に開口部や高所エリアがないため，容易に作業可能である。CVケーブルの接続は，特殊な接続方法ではなく，容易に作業可能である。また，仮設発電機操作も操作パネルに識別表示がされていることから容易に操作が可能である。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)により緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



仮設発電機移動



CV ケーブル接続

(2) MUWP ポンプによる CSP への補給

a. 操作概要

仮設発電機により純水移送ポンプを起動し，純水補給水系による復水貯蔵槽への補給を開始するために現場にて系統構成を実施する。

b. 作業場所

廃棄物処理建屋 地上 2 階(管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

純水補給水系による復水貯蔵槽への補給に必要な要員(10 名), 所要時間(165 分)のうち, 現場にて系統構成に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数 :2 名(現場運転員 2 名)
所要時間目安:15 分(実績時間:12 分)

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における操作性を確保している。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備して作業を行う。温度についても, 作業は屋外のため支障はない。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。また, 現場への移動は, 地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 :通常の弁操作であり, 容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)により, 中央制御室に連絡する。



系統構成

8. 淡水貯水池から防火水槽への補給

(1) 淡水貯水池から防火水槽への補給

a. 操作概要

緊急時対策本部に使用する送水ラインの指示を受け、ラインの水張りを行う。

水張りを行いつつ、淡水貯水池からの送水ライン敷設状況に異常がないことを確認、指定の防火水槽までのホースを布設し、弁開操作により防火水槽への補給を開始する。

b. 作業場所

屋外(淡水貯水池，防火水槽付近)

c. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 2 名(緊急時対策要員)

所要時間目安: 80 分(実績時間: 70 分)

d. 操作の成立性について

作業環境: 夜間での作業の場合は、ヘッドライト及び懐中電灯にて作業を行う。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路: 基本徒歩での作業を想定している。(道路が健全の場合は車両を使用する) また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 : 弁の開閉操作に特殊な操作は無く、ホースの接続も汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)により、緊急時対策本部と連絡をとる。



ホース接続部



ホースの接続

9. 可搬型代替注水ポンプによる防火水槽への海水補給

(1) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による防火水槽への海水補給

a. 操作概要

緊急時対策本部は、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による防火水槽への海水補給が必要な状況において、海水取水箇所を選定し、補給ルートを決する。

現場では、指示された送水ルートを確認したうえで、可搬型代替注水ポンプにより補給する。

b. 作業場所

屋外(取水箇所(護岸), 防火水槽周辺)

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による送水に必要な要員(3 名), 所要時間(180 分)のうち, 消防車による防火水槽への海水補給に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3 名(緊急時対策要員)

所要時間目安: 180 分(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境: 車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより, 夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから, 操作は放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。温度についても, 作業は屋外のため支障はない。

移動経路: 車両のヘッドライトの他, ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトを携帯しており, 夜間においても接近可能である。また, 現場への移動は, 地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 : 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースの接続は, 汎用の結合金具(オス・メス)であり, 容易に実施可能である。また, 作業エリア周辺には, 支障となる設備はなく, 十分な作業スペースを確保している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備)により, 緊急時対策本部及び中央制御室に適宜連絡する。

10. 大容量送水車（海水取水用）による防火水槽への海水補給
(1) 大容量送水車（海水取水用）による防火水槽への海水補給

a. 操作概要

緊急時対策本部は、大容量送水車（海水取水用）による防火水槽への海水補給が必要な状況において、海水取水箇所を選定し、補給ルートを決する。

現場では、指示された送水ルートを確認したうえで、大容量送水車（海水取水用）により補給する。

b. 作業場所

屋外(取水箇所(海水取水ピット)、防火水槽周辺)

c. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 8 名(緊急時対策要員)

所要時間目安: 5 時間(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境: 車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路: 車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 : 大容量送水車（海水取水用）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)により、緊急時対策本部及び中央制御室に適宜連絡する。



大容量送水車（海水取水用）



防火水槽マンホール

11. 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給

(1) 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給

a. 操作概要

緊急時対策本部は、代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給が必要な状況において、海水取水箇所を選定し、補給ルートを決する。

現場では、指示された送水ルートを確認したうえで、海水取水ポンプにより補給する。

b. 作業場所

屋外(取水箇所(海水取水ピット)、防火水槽周辺)

c. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 11 名(緊急時対策要員)

所要時間目安: 7 時間(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境: 車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路: 車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 : 代替原子炉補機冷却海水ポンプからのホースの接続は、専用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)により、緊急時対策本部及び中央制御室に適宜連絡する。



防火水槽マンホール



代替原子炉補機冷却海水ポンプ

12. 淡水貯水池から海を水源とした可搬型代替注水ポンプへの送水の切替

(1) 淡水貯水池から海を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水の切替

a. 操作概要

緊急時対策本部は、淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)の送水中において、水源を淡水貯水池から海へ切替が必要となった場合、一旦可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を停止し、水源を淡水貯水池から海に切り替える。水源切替が完了後に再度可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を起動し送水を行う。

なお、水源切替を速やかに実施するためには、事前に「大容量送水車(海水取水用)による可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水」準備を完了させておくことが重要である。

b. 作業場所

屋外(原子炉建屋周辺、取水箇所(防火水槽)周辺)

c. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 4 名(緊急時対策要員)

所要時間目安: 40 分(実績時間なし)

(大容量送水車(海水取水用)の準備から切り替えを実施した場合は、5 時間 25 分で対応可能である。)

d. 操作の成立性について

作業環境: 車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路: 車両のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 : 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)により、緊急時対策本部及び中央制御室に適宜連絡する。

淡水貯水池から海への水源切り替えの判断基準について

1. はじめに

原子炉圧力容器への注水等の各種注水において復水貯蔵槽及びサブプレッション・チェンバを水源として使用できない場合に淡水貯水池を水源として使用することとしている。淡水貯水池が枯渇した場合には、水源を海へ切り替える必要があることから、水源を淡水貯水池から海へ切り替えを行う際の判断基準の考え方を示す。

2. 水源を淡水貯水池から海へ切り替える際の考え方

水源の淡水貯水池から海へ切り替えは、原子炉圧力容器への注水等の各種注水が途切れる事がなく、且つ淡水をできる限り使用する運用とする。

よって海を水源にする対応の準備中における各種注水での必要水量を算出し、その必要水量を上回る淡水貯水池の送水可能水位で切り替えることとする。

3. 1～7号炉の必要注水量の設定について

1～7号炉の必要注水量については、1～7号炉の使用済燃料プールにおける使用済燃料崩壊熱相当での蒸発量以上の注水量と6号及び7号炉は原子炉注水や格納容器スプレイを実施していることも考慮し、復水貯蔵槽への補給量を必要注水量とする。

(1) 1～7号炉の使用済燃料崩壊熱相当以上の注水量について

使用済燃料プールにおける使用済燃料崩壊熱相当での蒸発量は、6号及び7号炉の運転中の使用済燃料崩壊熱相当での蒸発量を算出し、保守的に1～5号炉にもその蒸発量を適用する。

6号及び7号炉の運転中の使用済燃料貯蔵プールにおける使用済燃料崩壊熱相当での蒸発量を以下の条件で求める。

【条件】

運転中のSFP中の崩壊熱：2.6[MWt]

100℃の水の蒸発潜熱：2256 [kJ/kg]

100℃の水の密度：958[kg/m³]

$$2.6 \times 10^3 \text{kJ/s} \div 2256 \text{kJ/kg} \div 958 \text{kg/m}^3 \times 3600 \text{s/h} = 4.33 \text{m}^3/\text{h} \approx 5 \text{m}^3/\text{h}$$

以上から1プラントあたりの使用済燃料プールへの必要注水量は5m³/hであり、1～7号炉全体で35 m³/hが使用済燃料崩壊熱相当以上の注水量となる。

(2) 6号及び7号炉の復水貯蔵槽への補給量について

6号及び7号炉は原子炉注水や格納容器スプレイを実施していることも考慮し、復水貯蔵槽へ130m³/h(復水貯蔵槽への最大補給量)で補給を行

うこととする。

4. 水源切替え時の淡水貯水池の水位

水源を淡水貯水池から海に切り替える作業に掛かる時間は約 325 分であり，保守性を見込んで約 6 時間とすると，水源切替え時の必要水量は以下の通りとなる。

1～7 号炉の使用済燃料崩壊熱相当以上の注水に必要な水量

$$5\text{m}^3/\text{h} \times 6\text{h} \times 7 \text{ プラント} = 210\text{m}^3$$

6 号及び 7 号炉の復水貯蔵槽への補給に必要な水量

$$130\text{m}^3/\text{h} \times 6\text{h} \times 2 \text{ プラント} = 1560\text{m}^3$$

全体の必要水量

$$210\text{m}^3 + 1560\text{m}^3 = 1770\text{m}^3$$

以上のことから 1770m^3 の必要水量が淡水貯水池から送水可能であれば，海を水源とした各種注水の準備中であっても，淡水貯水池を水源とした各種注水が途切れることはない。 1770m^3 の送水可能量が確保されている淡水貯水池の水位は T. P. 43. 8m で 2470m^3 送水可能である。よって淡水貯水池の水位が T. P. 43. 8m で水源を淡水貯水池から海へ切り替える事で，淡水をできる限り使用して各種注水が可能となる。

5. まとめ

淡水貯水池から海への水源の切り替えについては，T. P. 43. 8m で切り替えを実施する。切り替えを実施するために，1 日／回の目安で淡水貯水池に設置した水位計を目視にて確認する。

解釈一覧
操作手順の解釈一覧

手順	操作手順記載内容	解釈		
1.13.2.1 水源を利用した対応手順	(4)淡水貯水池を水源とした対応手順	a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 淡水貯水池出口弁 送水ライン出口弁	P17-F2002及びP17-F2010 P17-F2005	
	1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順	(1)復水貯蔵槽へ水を補給するための手順	a. 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給(淡水/海水)	CSP外部注水ライン西側/東側注水弁(A), (B) 復水貯蔵槽の水位が規定水位に到達
b. 純水補給水系(仮設発電機使用)による復水貯蔵槽への補給			復水貯蔵槽純水バイパス弁	P11-F467
			純水移送ポンプ吐出弁	P11-F003A~D
			純水移送ポンプの吐出圧力を調整	純水移送ポンプの吐出圧力を0.76MPaに調整
(2)防火水槽へ水を補給するための対応手順		a. 淡水貯水池から防火水槽への補給	復水貯蔵槽の水位が規定水位に到達	復水貯蔵槽水位が15mに到達
			淡水貯水池出口弁 送水ライン出口弁	P17-F2002及びP17-F2010 P17-F2005
		b. 淡水タンクから防火水槽への補給	送水ライン供給止め弁	P17-F2003
			淡水タンク側の弁	Y41-F810D又はY41-F829C
			送水ライン側の弁	P17-F2008又はP17-F2009
			淡水貯水池出口弁	P17-F2002
(3)淡水タンクへ水を補給するための対応手順	a. 淡水貯水池から淡水タンクへの補給	淡水タンク側の弁	Y41-F810D又はY41-F829C	
		送水ライン側の弁	P17-F2008又はP17-F2009	

1.15 事故時の計装に関する手順等

< 目 次 >

1.15.1 設備の選定と対応手段

(1) 設備の選定と対応手段の考え方

(2) 設備の選定と対応手段の選定の結果

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

1.15.2 重大事故等時の手順等

1.15.2.1 監視機能喪失

(1) 計器の故障

(2) 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合

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. 所内蓄電式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 重大事故等の対処に必要なパラメータの選定
- 添付資料 1.15.3 重大事故等対処に係る監視事項
- 添付資料 1.15.4 重大事故等対策の成立性
- 添付資料 1.15.5 可搬型計測器の必要個数整理
- 添付資料 1.15.6 代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の影響について

1.15 事故時の計装に関する手順等

【要求事項】

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

【解釈】

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

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

1. 15. 1 設備の選定と対応手段

(1) 設備の選定と対応手段の考え方

重大事故等時において、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を実施するため、発電用原子炉施設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 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、技術的能力に係る審査基準 1. 16～1. 19 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータについては、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるための手順ではないため、別に整理した各々の手順において整理する。

（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直接監視するパラメータ^{※1}（以下、「主要パラメータ」という。）及び主要パラメータを計測するための重大事故等対処設備を選定する。

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

また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）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（図 1. 15. 1、図 1. 15. 2）。（以下、「機能喪失原因対策分析」という。）

さらに、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要なパラメータの記録手順及びそのために必要となる重大事故等対処設備を選定する。抽出パラメータのうち、**発電用**原子炉施設の状態を直接監視することが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、表 1. 15. 4 に整理した。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43条への適合状況のうち、(2)操作の確実性(設置許可基準規則第43条第1項二)にて、適合性を整理する。

重大事故等対処設備の他に、設計基準対象施設による対応手段及び柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※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、技術的能力審査基準(以下、「審査基準」という。)だけでなく、設置許可基準規則第五十八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を以下のとおり分類する。

主要パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要計器

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

- ・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位置づける計器をいう。

- ・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況を把握するため、主要パラメータを計測する計器の1つを重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。

(添付資料1.15.2)

以上の分類により抽出した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを表1.15.2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況を把握する能力を明確化するために、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無についても整理した。

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況を推定するための手段を整備する。

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

(添付資料1.15.2)

(2) 設備の選定と対応手段の選定の結果

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

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

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に主要パラメータを計測する計器が故障した場合，発電用原子炉施設の状態を把握するため，多重化された計器の他チャンネル^{※3}の計器により計測する手段及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する手段がある。（表1.15.3）

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

これらの選定した設備は，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、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・主要パラメータの他チャンネルの常用計器及び常用代替計器
耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば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

(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、重要代替計器は重大事故等対処設備と位置づける。

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づける。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）を内蔵した可搬型計測器を用いて計測又は監視する手段がある。計器の電源構成図を図

1.15.4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。

- ・所内蓄電式直流電源設備
- ・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り必要とするパラメータの値を推定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、所内蓄電式直流電源設備、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位置づける。

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、自主対策設備と位置づける。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、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する手段がある。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS表示装置

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。

- ・データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS表示装置

なお、その他の記録として、警報発生及びプラントトリップ状態を記録する手段がある。

その他のパラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計算機

重要監視パラメータは、原則、緊急時対策支援システム伝送装置へ記録するが、監視が必要な時に現場に設置する計器、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データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS表示装置は、重大事故等対処設備と位置づける。

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、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・プロセス計算機

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応要員の対応として事故時運転操作手順書(事象ベース)及び緊急時対策本部運用要領(多様なハザード対応手順)に定める(表1. 15. 1)。

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段を整備する(表 1. 15. 3)。

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。

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 運転員は、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で監視可能であれば確認に使用する。
- ② 運転員は、読み取った指示値が正常であることを、計測レンジ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レンジ範囲外、又はプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がある場合には、当直副長は、あらかじめ選定した重要代替監視パラメータの計測を運転員に指示する。
- ④ 運転員は、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、推定に使用する。

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、推定手順を整備している。

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、検出器の種類及び使用環境条件等、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況であるため、原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線量率等が厳しい環境下においても、その監視機能を維持できる重要代替計器を優先して使用する。また、事故等発生時と校正時の状態変化による影響を考慮する。
- ・圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの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、表1.15.3に整理する。

- ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）から推定するケース
- ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定するケース

- ・流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定するケース
- ・除熱状態を温度，圧力等の傾向監視により推定するケース
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位，圧力等の傾向監視により推定するケース
- ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定するケース
- ・注水量を注水先の圧力より注水特性の関係から推定するケース
- ・格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉格納容器内の水位を推定するケース
- ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定するケース
- ・あらかじめ評価したパラメータの相関関係により酸素濃度を推定するケース
- ・装置の作動状況により水素濃度を推定するケース
- ・使用済燃料プールの状態を同一物理量(温度及び水位)，あらかじめ評価した水位と放射線量の相関関係及びカメラによる監視により，使用済燃料プールの水位又は必要な水遮へいが確保されていることを推定するケース

(添付資料 1.15.6)

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，表1.15.3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。

原子炉圧力容器内の水位の値が計器の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は以下のとおり。

- 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、0～350℃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有効燃料棒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冷却成否及び格納容器下部注水判断の温度は、300℃であり計測範囲内で判断可能である。

また、原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える(350℃以上)場合は炉心損傷状態と推定して対応する。

- 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、0～10.0MPa[gage]である。重大事故等時の原子炉圧力容器内の圧力は8.62MPa[gage]以下(原子炉圧力容器の最高使用圧力)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、蒸気乾燥器スカート下端を基準として-8000mm～+3500mmであり、有効燃料棒底部(BAF)から通常水位を計測できるため、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、高圧代替注水系系統流量、復水補給水系流量(原子炉圧力容器)、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。

- 原子炉圧力容器への注水量

原子炉圧力容器の注水量を監視するパラメータは、高圧代替注水系系統流量、復水補給水系流量(原子炉圧力容器)、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量である。

高圧代替注水系系統流量の計測範囲は0～300m³/hとしており、計測対象である高圧代替注水ポンプの最大流量は182m³/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。

復水補給水系流量(原子炉圧力容器)の計測範囲は、0～350m³/hとし

ており、計測対象である復水移送ポンプの原子炉压力容器への注水時の最大流量は $300\text{m}^3/\text{h}$ 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。

代替循環冷却系による復水補給水系流量（原子炉压力容器）の計測範囲は、 $0\sim 200\text{m}^3/\text{h}$ （6号炉）、 $0\sim 150\text{m}^3/\text{h}$ （7号炉）としており、計測対象である復水移送ポンプの、代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水時の最大流量は $150\text{m}^3/\text{h}$ 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。

原子炉隔離時冷却系系統流量の計測範囲は、 $0\sim 300\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である原子炉隔離時冷却ポンプの事故対処時における最大流量は $182\text{m}^3/\text{h}$ 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。

高圧炉心注水系系統流量の計測範囲は、 $0\sim 1000\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である高圧炉心注水ポンプの最大流量は $727\text{m}^3/\text{h}$ 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。

残留熱除去系系統流量の計測範囲は $0\sim 1500\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である残留熱除去ポンプの最大流量は $954\text{m}^3/\text{h}$ 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

原子炉格納容器の注水量を監視するパラメータは、復水補給水系流量（原子炉格納容器）である。

格納容器スプレイによる復水補給水系流量（原子炉格納容器）の計測範囲は、 $0\sim 350\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である復水移送ポンプの格納容器スプレイによる、原子炉格納容器への注水時における最大流量は $140\text{m}^3/\text{h}$ 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。

格納容器下部注水による復水補給水系流量（原子炉格納容器）の計測範囲は、 $0\sim 150\text{m}^3/\text{h}$ （6号炉）、 $0\sim 100\text{m}^3/\text{h}$ （7号炉）としており、計測対象である復水移送ポンプの格納容器下部注水による、原子炉格納容器への注水時における最大流量は $90\text{m}^3/\text{h}$ 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. 手順着手の判断基準

重大事故等時に、原子炉压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

- (a) 原子炉压力容器内の水位

計器の計測範囲を超えたかどうかの判断及び対応手順は以下のとおり。

- ① 運転員は、読み取った指示値が正常であるかどうかを、プラント状況等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により確認する。
- ② 運転員は、原子炉水位の他チャンネル指示値を確認し、他チャンネルの指示値も同じ傾向か否かを確認する。
- ③ 原子炉水位の計測範囲を超えた場合、運転員は高圧代替注水系系統流量、復水補給水系流量(原子炉圧力容器)、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。

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、推定手順を整備している。

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、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. 所内蓄電式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、所内蓄電式直流電源設備からの給電に関する手順は、「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

なお、所内蓄電式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表1. 15. 2示す。

b. 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電に関する手順は、「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

c. 可搬型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又は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表1. 15. 2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 (現場での接続)

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, タイムチャートを図1. 15. 5に示す。

- ① 当直副長は, 手順着手の判断基準に基づき, 運転員に可搬型計測器によるパラメータの計測開始を指示する。
- ② 現場運転員 C 及び D 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 C 及び D は, 原子炉建屋地下 1 階及びタービン建屋地下中 2 階にて, 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 C 及び D は, 可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り, 結果を中央制御室運転員 A 及び B に報告する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A 及び B は, 現場運転員 C 及び D からの計測結果を換算表により工学値に換算し, 記録する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は1測定点当たり, 中央制御室運転員2名, 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約15分で可能である。

円滑に作業ができるように, 移動経路を確保し, 放射線防護服, 照明

及び通信連絡設備を整備する。

(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、所内蓄電式直流電源設備から計測可能な計器に給電される。

所内蓄電式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、緊急時対策支援システム伝送装置により、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プロセス計算機により計測結果及び警報等を記録する。

有効監視パラメータの計測結果の記録について整理し、表1.15.5に示す。

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合。

(2) 操作手順

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

a. 緊急時対策支援システム伝送装置による記録

緊急時対策支援システム伝送装置は、非常用電源又は代替電源から給電可能で、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

中央制御室運転員は、1. 15. 2. 2(1) d. で得られた可搬型計測器で計測されたパラメータの値を記録用紙に記録する。

d. プロセス計算機の記録

(a) 発電日誌

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

(b) 警報記録

プロセス計算機が稼動状態にあれば、プロセス値の異常な状態による中央制御盤の警報発生時、警報の状態を記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

プラントの過渡変化による重要警報のファーストヒット警報発生時、その発生順序(シーケンス)、トリップ状態、工学的安全施設作動信号及び工学的安全施設の作動状況を記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

(c) 事故時データ収集記録

プロセス計算機が稼動状態にあれば、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、運転員等は、中央制御室にて事象発生後に手動で帳票印刷する。

(3) 操作の成立性

緊急時対策支援システム伝送装置による記録は、緊急時対策支援システム伝送装置の記録容量(14日間)を超える前に、緊急時対策本部内にて緊急時対応要員1名で行う。室内での端末操作であるため、対応が可能である。

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、運転員1名にて対応が可能である。

プロセス計算機による記録のうち、事故時データ収集記録の帳票印刷は、中央制御室内での端末操作であるため、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

技術的能力に係る審査基準1.9, 1.10, 1.14については、各技術的能力に係る審査基準において要求事項があるため、以下のとおり各々の手順において整備する。

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

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

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。

表 1.15.1 事故時に必要な計装に関する手順

分類	機能喪失を想定する重大事故等対処設備	対応手段	対応設備		手順書	
監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器	重大事故等 対処設備	多様なハザード対応要領 「重要監視計器復旧」	
			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		
			常用代替計器	自主対策 設備		
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	蓄電池	所内蓄電式直流電源設備	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失」	
		代替電源(交流)からの給電	常設代替交流電源設備			可搬型代替交流電源設備
			可搬型代替交流電源設備			
		代替電源(直流)からの給電	可搬型直流電源設備	重大事故等 対処設備		
			直流給電車及び可搬型代替交流電源設備	自主対策 設備		
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器	重大事故等 対処設備		
—	—	パラメータ記録	データ伝送装置, 緊急時対策支援システム伝送装置, SPDS 表示装置	重大事故等 対処設備	緊急時対策本部運営要領	
			プロセス計算機	自主対策 設備		

表 1.15.2 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)(1/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No.
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	3	0～350℃	300℃*4	炉心の損傷状態を把握し、適切に対応するための判断基準として、300℃を監視可能。	C(Ss)	AM用 直流電源	熱電対	可	⑰
	原子炉圧力*2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉圧力(SA)*2									
	原子炉水位*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(SA)*2									
	残留熱除去系熱交換器入口温度*2	「②最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>」を監視するパラメータと同じ。								
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力*1	3	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力(8.92MPa[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,Ⅲ 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑱
	原子炉圧力(SA)*1	1	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力(8.92MPa[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 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑲
	原子炉水位*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(SA)*2									
	原子炉圧力容器温度*2	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								

表 1. 15. 2 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)(2/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1. 15. 3 No.
③原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位*1	3	-3200~3500mm*5	-2880~1650mm*5 465~1300mm*6	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)及び有効燃料棒頂部付近まで監視可能。	S	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑩
		2	-4000~1300mm*6			S	区分Ⅰ,Ⅱ 直流電源	差圧式水位 検出器	可	
	原子炉水位(SA)*1	1	-3200~3500mm*5	-2880~1650mm*5		S	AM用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑪
		1	-8000~3500mm*6			S	AM用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	
	高压代替注水系系統流量*2	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)*2									
	原子炉隔離時冷却系系統流量*2									
	高压炉心注水系系統流量*2									
	残留熱除去系系統流量*2									
	④原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量	1	0~300m ³ /h	—*9	高压代替注水系ポンプの最大流量(182m ³ /h)を監視可能。	—(Ss)	AM用 直流電源	差圧式流量 検出器	可
原子炉隔離時冷却系系統流量		1	0~300m ³ /h	182m ³ /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量(182m ³ /h)を監視可能。	S	区分Ⅰ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑨
高压炉心注水系系統流量		2	0~1000m ³ /h	727m ³ /h	高压炉心注水系ポンプの最大流量(727m ³ /h)を監視可能。	S	区分Ⅱ,Ⅲ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑧
復水補給水系流量(原子炉圧力容器)		1	0~200m ³ /h(6号炉) 0~150m ³ /h(7号炉)	—*9	代替低圧注水系による原子炉圧力容器への注水時における復水移送ポンプの最大流量(90m ³ /h)を監視可能。	—(Ss)	AM用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑪
		1	0~350m ³ /h	—*9	重大事故等時における復水移送ポンプの最大流量(300m ³ /h)を監視可能。	—(Ss)	AM用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	
残留熱除去系系統流量		3	0~1500m ³ /h	954m ³ /h	残留熱除去系ポンプの最大流量(954m ³ /h)を監視可能。	S	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
復水貯蔵槽水位(SA)*2		「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
サブプレッション・チェンバ・プール水位*2		「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
原子炉水位*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(SA)*2										

表 1. 15. 2 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)(3/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1. 15. 3 No.
⑤ 原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	0~350m ³ /h	-*9	格納容器スプレイ時における復水移送ポンプの最大流量(140m ³ /h)を監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑫
		1	0~150m ³ /h(6号炉)*7 0~100m ³ /h(7号炉)*7	-*9	格納容器下部への注水時における復水移送ポンプの最大流量(90m ³ /h)を監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	
	復水貯蔵槽水位(SA)*2	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(D/W)*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(S/C)*2									
格納容器下部水位*2	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。									
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	0~300℃	138℃	格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	C(Ss)	AM用 直流電源	熱電対	可	⑳
	サプレッション・チェンバ気体温度*1	1	0~200℃	138℃		C(Ss)	AM用 直流電源	熱電対	可	㉑
	サプレッション・チェンバ・プール 水温度*1	3	0~200℃	97℃	格納容器の限界圧力(620kPa[gage])におけるサプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度(約166℃)を監視可能。	S	AM用 直流電源	测温抵抗体	可	㉒
	格納容器内圧力(D/W)*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(S/C)*2									

表 1.15.2 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)(4/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No.
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)*1	1	0~1000kPa[abs]	246kPa[gage]	格納容器の限界圧力(620kPa[gage])を監視可能。	S	AM用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉔
	格納容器内圧力(S/C)*1	1	0~980.7kPa[abs]	197kPa[gage]		S	AM用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉕
	ドライウェル雰囲気温度*2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
	サブプレッション・チェンバ気体温度*2									
サブプレッション・チェンバ・プール水温度*2										
⑧ 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	-6~11m (T.M.S.L.-7150~ +9850mm) *8	-2.59~0m (T.M.S.L.-3740~ -1150mm) *8	ウェットウェルベント操作可否判断(ベントライン高さ-1m:9.05m)を把握できる範囲を監視可能。	S	AM用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	㉖
	格納容器下部水位	3	+1m,+2m,+3m (T.M.S.L.-5600mm, -4600mm,-3600mm) *8	- *9	重大事故等時において、格納容器下部に熔融炉心の冷却に必要な水量(底部から+2m)があることを監視可能。	-(S _S)	AM用 直流電源	電極式水位 検出器	可	㉗
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)*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。								
	復水貯蔵槽水位(SA)*2	「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(D/W)*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(S/C)*2									
⑨ 原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器内水素濃度*1	2	0~30vol%(6号炉) 0~20vol%/0~ 100vol%(7号炉)	6.2vol%	重大事故等時において、格納容器内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能。 なお、6号炉については、格納容器内水素濃度が30vol%を超えた場合においても、格納容器内水素濃度(SA)により把握可能。	S	計器, サンプル 装置: 区分 I, II 計測用交流電源	熱伝導式 水素検出器	-	㉘
	格納容器内水素濃度(SA)*1	2	0~100vol%			S	AM用 直流電源	水素吸蔵材 料式水素検 出器	-	㉙

表 1. 15. 2 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)(5/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1. 15. 3 No.
⑩ 原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器内雰囲気放射線 レベル(D/W)*1	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満*10	炉心損傷の判断値(原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10Sv/h)を把握する上で監視可能(上記の判断値及び推定値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	S	区分Ⅰ 直流電源 区分Ⅱ 計測用交流電源	電離箱	—	③②
	格納容器内雰囲気放射線 レベル(S/C)*1	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満*10	炉心損傷の判断値(原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10Sv/h)を把握する上で監視可能(上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	S	区分Ⅰ 直流電源 区分Ⅱ 計測用交流電源	電離箱	—	③③
⑪ 未臨界の維持又は確認	起動領域モニタ*1	10	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0~40%又は0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の 約 10 倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。	S	区分Ⅰ, Ⅱ, Ⅲ, Ⅳ バイタル交流電源	核分裂 電離箱	—	③④
	平均出力領域モニタ*1	4*3	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。 設計基準事故時, 一時的に計測範囲を超えるが, 短期間であり, かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから, 現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また, 重大事故等時においても原子炉再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため, 現状の計測範囲でも対応が可能。	S	区分Ⅰ, Ⅱ, Ⅲ, Ⅳ バイタル交流電源	核分裂 電離箱	—	③④

表 1.15.2 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)(6/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器	図 1.15.3 No.	
⑫最終ヒートシンクの確保 (1/2)	<代替循環冷却系>										
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度*1		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
	復水補給水系温度(代替循環冷却)	1	0~200℃	-*9	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度(85℃)に余裕を見込んだ設定とする。	-(Ss)	AM用 直流電源	熱電対	可	⑭	
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	0~200m ³ /h(6号炉) 0~150m ³ /h(7号炉)	「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。							
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	0~350m ³ /h	「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。							
	<格納容器圧力逃がし装置>										
	フィルタ装置水位*1	2	0~6000mm	-*9	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約aa2200mm、下限水位：約500mmを監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑮	
	フィルタ装置入口圧力*1	1	0~1MPa[gage]	-*9	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高圧力(0.62MPa[gage])が監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑯	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	-*9	格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率(約7×10 ⁴ mSv/h)を監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源	電離箱	-	⑰	
	フィルタ装置水素濃度	2	0~100vol%	-*9	格納容器ベント停止後の窒素によるパーージを実施し、フィルタ装置及び耐圧強化ベントラインの配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度(4vol%)以下であることを監視可能。	-(Ss)	計器：AM用 直流電源 サンプリング装 置：区分Ⅰバイタ ル交流電源	熱伝導式 水素検出器	-	⑱	
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	0~50kPa	-*9	フィルタ装置金属フィルタの上限差圧 [] が監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源	差圧式圧力 検出器	可	⑲	
	フィルタ装置スクラバ水 pH	1	pH0~14	-*9	フィルタ装置スクラバ水の p(pH0~14)が監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源	pH 検出器	-	⑳	
	<耐圧強化ベント系>										
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	-*9	耐圧強化ベント実施時に、想定される排気ラインの最大線量当量率(約7×10 ⁴ mSv/h)を監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源	電離箱	-	㉑	
	フィルタ装置水素濃度	1	「㉒最終ヒートシンクの確保<格納容器圧力逃がし装置>」を監視するパラメータと同じ。								
	<残留熱除去系>										
	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	0~300℃	182℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器出口温度の変動範囲(182℃)を監視可能。	C(Ss)	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ 直流電源	熱電対	可	㉓	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	3	0~300℃	182℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器出口温度の変動範囲(182℃)を監視可能。	C(Ss)	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ 直流電源	熱電対	可	㉔	
	残留熱除去系系統流量	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。									

表 1. 15. 2 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)(7/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1. 15. 3 No.
⑫ 最終ヒートシンクの確保 (2/2)	原子炉補機冷却水系系統流量	3	0～4000m ³ /h(6号炉区分Ⅰ,Ⅱ) 0～3000m ³ /h(6号炉区分Ⅲ,7号炉区分Ⅰ,Ⅱ) 0～2000m ³ /h(7号炉区分Ⅲ)	1300m ³ /h(区分Ⅰ,Ⅱ) 1100m ³ /h(6号炉区分Ⅲ) 800m ³ /h(7号炉区分Ⅲ)	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量(1300m ³ /h(区分Ⅰ,Ⅱ),1100m ³ /h(6号炉区分Ⅲ),800m ³ /h(7号炉区分Ⅲ))を監視可能。 熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ)の最大流量(600m ³ /h)を監視可能。	C(Ss)	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑤
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	0～2000m ³ /h(6号炉) 0～1500m ³ /h(7号炉)	1300m ³ /h(区分Ⅰ,Ⅱ) 1100m ³ /h(6号炉区分Ⅲ) 800m ³ /h(7号炉区分Ⅲ)	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量(1300m ³ /h(区分Ⅰ,Ⅱ),1100m ³ /h(6号炉区分Ⅲ),800m ³ /h(7号炉区分Ⅲ))を監視可能。 熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ)の最大流量(600m ³ /h)を監視可能。	C(Ss)	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑥
	ドライウェル雰囲気温度*2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
	サプレッション・チェンバ氣體温度*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(D/W)*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(S/C)*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内水素濃度(SA)*2	「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。								
原子炉圧力容器温度*2	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。									
⑬ 格納容器バイパス の監視	原子炉水位*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位(SA)*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉圧力*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	「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。								
	ドライウェル雰囲気温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(D/W)*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。								

表 1. 15. 2 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)(8/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1. 15. 3 No.
⑭ 水源の確保	復水貯蔵槽水位(SA)	1	0~16m(6号炉) 0~17m(7号炉)	0~15.5m(6号炉) 0~15.7m(7号炉)	復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル(6号炉:0~15.5m, 7号炉:0~15.7m)を監視可能。	S	AM用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑦
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	高压代替注水系系統流量*2	「④原子炉压力容器への注水量」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。								
	復水補給水系流量(原子炉压力容器)*2									
	原子炉隔離時冷却系系統流量*2									
	高压炉心注水系系統流量*2									
	残留熱除去系系統流量*2									
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)*2	「③原子炉压力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位*2									
	原子炉水位(SA)*2									
復水移送ポンプ吐出圧力*2	3	0~2MPa[gage]	-*9	復水移送ポンプ吐出圧力(0.92MPa[gage])を監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源	弾性圧力検 出器	可	⑬	
残留熱除去系ポンプ吐出圧力*2	3	0~3.5MPa[gage]	2.2MPa[gage]	残留熱除去系ポンプ吐出圧力(2.2MPa[gage])を監視可能	B(Ss)	区分I, II, III 直流電源	弾性圧力検 出器	可	③	
⑮ 原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	7	0~20vol%	-*9	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源	熱伝導式 水素検出器	-	⑮
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置*2	4	0~300℃	-*9	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器の作動時に想定される温度を監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源	熱電対	可	⑯
⑯ 原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0~30vol%(6号炉) 0~10vol%/0~ 30vol%(7号炉)	4.9vol%	重大事故等時において、格納容器内の水素燃焼の可能性(酸素濃度:5vol%)を把握する上で監視可能。	S	計器, サンプル ング装置:区分I, II計測用交流電源	熱磁気風式 酸素検出器	-	⑳
	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)*2	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)*2									
	格納容器内圧力(D/W)*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
格納容器内圧力(S/C)*2										

表 1.15.2 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)(9/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器	図 1.15.3 No.
⑰ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位 ・温度(SA広域)*1	1	T. M. S. L. 20180mm～ 31170mm(6号炉) T. M. S. L. 20180mm～ 31123mm(7号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) T. M. S. L. 31390mm (7号炉)	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	C(Ss)	区分 I 直流電源	熱電対	可	④②
			0～150℃	66℃	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。					
	使用済燃料貯蔵プール水位 ・温度(SA)*1	1	T. M. S. L. 23, 420mm～ 30, 420mm(6号炉) T. M. S. L. 23, 373mm～ 30, 373mm(7号炉)	- *9	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	C(Ss)	AM用 直流電源	熱電対	可	④③
			0～150℃		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。					
	使用済燃料貯蔵プール放射線 モニタ(高レンジ・低レンジ)*1	1	10 ¹ ～10 ⁶ mSv/h	- *9	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲にわたり監視可能。	C(Ss)	AM用 直流電源	電離箱	-	④④
1		10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h(6号炉) 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h(7号炉)								
使用済燃料貯蔵プール監視 カメラ*1	1	-	- *9	重大事故等において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	- (Ss)	カメラ：区分 I バイタル交流電源 空冷装置：区分 I 計測用交流電源	赤外線 カメラ	-	④⑤ ④⑥	

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

*3：局部出力領域モニタの検出器は208個であり，平均出力領域モニタの各チャンネルには，52個ずつの信号が入力される。

*4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

*5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1224cm）

*6：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉圧力容器零レベルより905cm）

*7：格納容器下部注水流量，*8：T. M. S. L. =東京湾平均海面

*9：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。

*10：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（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

表 1.15.3 代替パラメータによる主要パラメータの推定(1/10)

【推定ケース】

- ケース 1 : 同一物理量(温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束)から推定する。
- ケース 2 : 水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定する。
- ケース 3 : 流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定する。
- ケース 4 : 除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定する。
- ケース 5 : 原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定する。
- ケース 6 : 圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定する。
- ケース 7 : 注水量を注水先の圧力より注水特性の関係から推定する。
- ケース 8 : 格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉格納容器内の水位を推定する。
- ケース 9 : 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 10 : 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 11 : 装置の作動状況により水素濃度を推定する。
- ケース 12 : 使用済燃料プールの状態を同一物理量(温度及び水位)、あらかじめ評価した水位と放射線量の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮へいが確保されていることを推定する。

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

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位から原子炉圧力容器内 が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原 子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧 力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系熱交換器入口温度 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 ②原子炉水位(SA)	ケース 6	
		③残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース 1	
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力(SA)により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温 度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②原子炉圧力(SA)	ケース 6	
		③原子炉水位 ③原子炉水位(SA) ③原子炉圧力容器温度	ケース 6	
	原子炉圧力(SA)	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には、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。
		②原子炉水位	ケース 6	
		②原子炉水位(SA) ②原子炉圧力容器温度	ケース 6	

表 1. 15. 3 代替パラメータによる主要パラメータの推定(2/10)

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	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位(SA) ③高压代替注水系統流量 ③復水補給水系統流量(原子炉压力容器) ③原子炉隔離時冷却系統流量 ③高压炉心注水系統流量 ③残留熱除去系統流量	ケース 1 ケース 2	①原子炉水位の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原子炉水位の監視が不可能となった場合には、原子炉水位(SA)により推定する。 ③高压代替注水系統流量、復水補給水系統流量(原子炉压力容器)、原子炉隔離時冷却系統流量、高压炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉压力容器内の水位を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位(SA)	①原子炉水位 ②高压代替注水系統流量 ②復水補給水系統流量(原子炉压力容器) ②原子炉隔離時冷却系統流量 ②高压炉心注水系統流量 ②残留熱除去系統流量	ケース 1 ケース 2	①原子炉水位(SA)の監視が不可能となった場合には、原子炉水位により推定する。 ②高压代替注水系統流量、復水補給水系統流量(原子炉压力容器)、原子炉隔離時冷却系統流量、高压炉心注水系統流量、残留熱除去系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉压力容器内の水位を推定する。 推定は、原子炉压力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。
原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系統流量	①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA)	ケース 3	①高压代替注水系統流量の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵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高压代替注水系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい復水貯蔵槽水位(SA)を優先する。
	復水補給水系統流量(原子炉压力容器)	①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA)	ケース 3	①復水補給水系統流量(原子炉压力容器)の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵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復水補給水系統流量(原子炉压力容器)を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい復水貯蔵槽水位(SA)を優先する。
	原子炉隔離時冷却系統流量	①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA)	ケース 3	①原子炉隔離時冷却系統流量の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵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原子炉隔離時冷却系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい復水貯蔵槽水位(SA)を優先する。

表 1. 15. 3 代替パラメータによる主要パラメータの推定(3/10)

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	高圧炉心注水系系統流量	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	<p>①高圧炉心注水系系統流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合)</p> <p>②高圧炉心注水系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。</p> <p>③注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系系統流量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。</p>
		②復水貯蔵槽水位(SA) ③原子炉水位 ③原子炉水位(SA)	ケース 3	
原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	<p>①残留熱除去系系統流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合)</p> <p>②残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の変化により注水量を推定する。</p> <p>③注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。</p>
		②サブプレッション・チェンバ・プール水位 ③原子炉水位 ③原子炉水位(SA)	ケース 3	
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	①復水貯蔵槽水位(SA)	ケース 3	<p>①水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により復水補給水系流量(原子炉格納容器)を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。</p> <p>②復水補給水系流量(原子炉格納容器)の監視が不可能となった場合には、注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より格納容器への注水量を推定する。</p> <p>③注水先の格納容器内の水位の変化により復水補給水系流量(原子炉格納容器)を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい復水貯蔵槽水位(SA)を優先する。</p>
		②格納容器内圧力(D/W) ②格納容器内圧力(S/C)	ケース 7	
		②格納容器下部水位	ケース 3	

表 1. 15. 3 代替パラメータによる主要パラメータの推定(4/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法	
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合には、飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力(D/W)によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③格納容器内圧力(S/C)により、上記①と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
		②格納容器内圧力(D/W)	ケース 6		
		③格納容器内圧力(S/C)			
	サブプレッション・チェンバ気体温度	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度	ケース 1		①サブプレッション・チェンバ気体温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力(S/C)によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により、温度を推定する。 推定は、サブプレッション・チェンバ内にあるサブプレッション・チェンバ・プール水温度を優先する。
		②格納容器内圧力(S/C)	ケース 6		
		③[サブプレッション・チェンバ気体温度]*2	ケース 1		
サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ気体温度	ケース 1	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ気体温度によりサブプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力(S/C)によりサブプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。		
	③格納容器内圧力(S/C)	ケース 6			
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	①格納容器内圧力(S/C)	ケース 1	①格納容器内圧力(D/W)の圧力の監視が不可能となった場合には、格納容器内圧力(S/C)により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力(D/W)を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力(S/C)を優先する。	
		②ドライウエル雰囲気温度	ケース 6		
		③[格納容器内圧力(D/W)]*2	ケース 1		
	格納容器内圧力(S/C)	①格納容器内圧力(D/W)	ケース 1		①格納容器内圧力(S/C)の圧力の監視が不可能となった場合には、格納容器内圧力(D/W)により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により格納容器内圧力(S/C)を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力(D/W)を優先する。
		②サブプレッション・チェンバ気体温度 ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度	ケース 6		
		③[格納容器内圧力(S/C)]*2	ケース 1		

表 1. 15. 3 代替パラメータによる主要パラメータの推定(5/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量(原子炉格納容器) ②復水貯蔵槽水位(SA)	ケース 2	①サブプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合には、復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により、サブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ②水源である復水貯蔵槽水位の変化により、サブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 (上記①, ②の推定方法は、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッション・チェンバへ移行する状況を想定しており、サブプレッション・チェンバ・プール水位の計測目的(ウェットウェルベントの操作可否判断(ベントライン高さ-1m: 9.05m)を把握すること)から考えると保守的な評価となることから問題ない。) ③格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧によりサブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ④監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により、水位を推定する。 推定は、注水先に近い復水補給水系流量(原子炉格納容器)を優先する。
		③格納容器内圧力(D/W) ③格納容器内圧力(S/C)	ケース 8	
		④[サブプレッション・チェンバ・プール水位]*2	ケース 1	
格納容器下部水位	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合には、復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ③水源である復水貯蔵槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。なお、復水貯蔵槽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。
		②復水補給水系流量(原子炉格納容器) *格納容器下部注水流量 ③復水貯蔵槽水位(SA)	ケース 2	
			ケース 2	
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度(SA)	ケース 1	①格納容器内水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合には、格納容器内水素濃度(SA)により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内水素濃度(SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度	ケース 1	

表 1.15.3 代替パラメータによる主要パラメータの推定(6/10)

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	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) ③[エリア放射線モニタ] *2	ケース 1	①格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)により推定する。 ③エリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)の指示値を用いて、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。
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) ③[エリア放射線モニタ] *2	ケース 1	①格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)により推定する。 ③エリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)の指示値を用いて、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。
未臨界の維持又は確認	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域モニタ	ケース 1	①起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②起動領域モニタの監視が不可能となった場合には、平均出力領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③[制御棒操作監視系] *2	ケース 9	
	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ	ケース 1	①平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合には、起動領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③[制御棒操作監視系] *2	ケース 9	
[制御棒操作監視系]	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	ケース 9	①制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合には、起動領域モニタにより推定する。 ②平均出力領域モニタにより推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域モニタを優先する。	

表 1.15.3 代替パラメータによる主要パラメータの推定(7/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	<代替循環冷却系> サブプレッション・チェンバ・プール水温度 復水補給水系温度(代替循環冷却) 復水補給水系流量(原子炉压力容器) 復水補給水系流量(原子炉格納容器)	①主要パラメータ(サブプレッション・チェンバ・プール水温度)の他チャンネル	ケース 1	①主要パラメータのうち、サブプレッション・チェンバ・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 また、復水補給水系温度(代替循環冷却)の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ・プール水温度により推定する。 ②代替循環冷却系による冷却において、サブプレッション・チェンバ・プール水温度、復水補給水系温度(代替循環冷却)、復水補給水系流量(原子炉压力容器)、復水補給水系流量(原子炉格納容器)の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は、主要パラメータ(サブプレッション・チェンバ・プール水温度)の他チャンネルを優先する。
		②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ気体温度	ケース 4	
	<格納容器圧力逃がし装置> フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置金属フィルタ差圧 フィルタ装置スクラバ水 pH	①主要パラメータ(フィルタ装置水位、フィルタ装置出口放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度)の他チャンネル	ケース 1	
		②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ気体温度 ②格納容器内圧力(D/W) ②格納容器内圧力(S/C) ②格納容器内水素濃度(SA)	ケース 4	

表 1. 15. 3 代替パラメータによる主要パラメータの推定(8/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	<p><耐圧強化ベント系> 耐圧強化ベント系放射線モニタ フィルタ装置水素濃度</p>	①主要パラメータ(耐圧強化ベント系放射線モニタ)の他チャンネル	ケース 1	<p>①主要パラメータのうち、耐圧強化ベント系放射線モニタの 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②耐圧強化ベント系による冷却において、耐圧強化ベント系放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 なお、フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。</p>
		②ドライウエル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ気体温度 ②格納容器内圧力(D/W) ②格納容器内圧力(S/C) ②格納容器内水素濃度(SA)	ケース 4	
格納容器バイパスの監視	<p><残留熱除去系> 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</p>	①主要パラメータ(残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、原子炉補機冷却水系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量)の他チャンネル	ケース 4	<p>①主要パラメータのうち、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、原子炉補機冷却水系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②残留熱除去系による冷却において、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、原子炉補機冷却水系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の監視が不可能となった場合には、原子炉压力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、サプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は、主要パラメータ(残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、原子炉補機冷却水系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量)の他チャンネルを優先する。</p>
		②原子炉压力容器温度 ②ドライウエル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ気体温度 ②サプレッション・チェンバ・プール水温度	ケース 4	
格納容器バイパスの監視	<p>原子炉水位 原子炉水位(SA) 原子炉圧力 原子炉圧力(SA)</p>	①主要パラメータ(原子炉水位、原子炉圧力)の他チャンネル	ケース 1	<p>①主要パラメータのうち、原子炉水位、原子炉圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位、原子炉水位(SA)、原子炉圧力、原子炉圧力(SA)の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、格納容器内圧力(D/W)、エリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、主要パラメータ(原子炉水位、原子炉圧力)の他チャンネルを優先する。</p>
		②ドライウエル雰囲気温度 ②格納容器内圧力(D/W) ②[エリア放射線モニタ]*2	ケース 5	
格納容器バイパスの監視	<p>ドライウエル雰囲気温度 格納容器内圧力(D/W)</p>	①主要パラメータ(ドライウエル雰囲気温度)の他チャンネル	ケース 1	<p>①主要パラメータのうち、ドライウエル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのドライウエル雰囲気温度により推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度、格納容器内圧力(D/W)の監視が不可能となった場合には、原子炉水位、原子炉水位(SA)、原子炉圧力、原子炉圧力(SA)、エリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は、主要パラメータ(ドライウエル雰囲気温度)の他チャンネルを優先する。</p>
		②原子炉水位 ②原子炉水位(SA) ②原子炉圧力 ②原子炉圧力(SA) ②[エリア放射線モニタ]*2	ケース 5	

表 1. 15. 3 代替パラメータによる主要パラメータの推定(9/10)

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	[エリア放射線モニタ] *2	①原子炉水位 ①原子炉水位(SA) ①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA) ①ドライウエル雰囲気温度 ①格納容器内圧力(D/W)	ケース 5	①エリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合には、原子炉水位、原子炉水位(SA)、原子炉圧力、原子炉圧力(SA)、ドライウエル雰囲気温度、格納容器内圧力(D/W)により格納容器バイパスの発生を推定する。
	復水貯蔵槽水位(SA)	①高圧代替注水系系統流量 ①復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量(原子炉格納容器) ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[復水貯蔵槽水位] *2	ケース 2 ケース 1	①復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位(SA)を推定する。なお、復水貯蔵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の水位変化により復水貯蔵槽水位(SA)を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送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、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により、水位を推定する。 推定は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ①復水補給水系流量(原子炉格納容器) ①残留熱除去系系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ③[サブプレッション・チェンバ・プール水位] *2	ケース 2 ケース 1	①サブプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ・プールを水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの流量から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。 ②サブプレッション・チェンバ・プールを水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により、水位を推定する。 推定は、サブプレッション・チェンバ・プールを水源とするポンプの注水量を優先する
	原子炉建屋内の水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	ケース 1 ケース 11	①原子炉建屋水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合には、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置により推定する(静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度から水素濃度を推定)。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

表 1. 15. 3 代替パラメータによる主要パラメータの推定(10/10)

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酸素濃度	格納容器内酸素濃度	① 主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①格納容器内酸素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) ②格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) ②格納容器内圧力(D/W) ②格納容器内圧力(S/C)	ケース 10	②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)により格納容器内酸素濃度を推定する。 ③格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 12	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)の監視が不可能となった場合には、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)により、 水位・温度を把握する 。使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)にて使用済燃料貯蔵プールの状態を判断した後、 使用済燃料プールの水位を推定する 。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、同じ仕様である使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 12	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)の監視が不可能となった場合には、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)により、 水位・温度を把握する 。使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)にて使用済燃料貯蔵プールの状態を判断した後、 使用済燃料プールの水位を推定する 。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、同じ仕様である使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 12	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)の監視が不可能となった場合には、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)にて水位を計測した後、水位と放射線率の関係から放射線量を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	ケース 12	①使用済燃料貯蔵プール監視カメラの監視が不可能となった場合には、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)にて、使用済燃料プールの状態を推定する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

表 1.15.4 補助パラメータ (1/3)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
電源関係	500kV 新新潟幹線 1L, 2L 電圧	新新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ
	500kV 南新潟幹線 1L, 2L 電圧	南新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ
	No. 1 工所用変圧器入力電圧	工所用変圧器の受電状態を確認するパラメータ
	No. 2 工所用変圧器入力電圧	
	M/C C 電圧	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
	M/C D 電圧	
	M/C E 電圧	
	P/C C-1 電圧	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ
	P/C D-1 電圧	
	P/C E-1 電圧	
	直流 125V 主母線盤 A 電圧	直流電源の受電状態を確認するパラメータ
	直流 125V 充電器盤 A-2 電圧	
	直流 125V 主母線盤 B 電圧	
	直流 125V 主母線盤 C 電圧	
	AM 用直流 125V 充電器電圧	
	AM 用直流 125V 蓄電池電圧	
	非常用 D/G 発電機電力, 電圧, 周波数	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
	非常用 D/G 発電機電力, 電圧, 周波数 (他号炉)	
	第一 GTG 発電機電圧, 周波数, タービン回転数, 潤滑油入口圧力, 入口圧力	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ
	第二 GTG 発電機電圧, 周波数, タービン回転数, 潤滑油入口圧力, 入口圧力	
	電源車電圧, 周波数	
	直流給電車電圧	
	緊急用 M/C 電圧	
大湊側緊急用 M/C 電圧	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	
軽油タンク油面	燃料の確保状態を確認するパラメータ	
燃料ディタンク油面		
タンクローリ油タンクレベル		
各機器油タンクレベル		
補機関係	高压代替注水系ポンプ吸込圧力	高压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ (現場)
	高压代替注水系ポンプ吐出圧力	
	高压代替注水系タービン入口圧力	
	高压代替注水系タービン排気圧力	
	可搬式原子炉水位計	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ (現場)
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	
	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	
	原子炉隔離時冷却系タービン軸受給油圧力	
	原子炉隔離時冷却系タービンカップリング側 軸受戻り油温度	
	原子炉隔離時冷却系タービン反カップリング 側軸受戻り油温度	
	原子炉隔離時冷却系タービン回転速度	
	可搬型回転計	

表 1.15.4 補助パラメータ (2/3)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由	
補機関係	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	高圧炉心注水の運転状態を確認するパラメータ	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	残留熱除去系の運転状態を確認するパラメータ	
	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	
	復水移送ポンプ吐出圧力		
	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	
	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ	
	大容量送水車吐出圧力	大容量送水車の運転状態を確認するパラメータ	
	サブプレッションプール浄化系系統流量	サブプレッションプール浄化系の運転状態を確認するパラメータ	
その他	スクラム警報	スクラム機能の状態を確認するパラメータ	
	制御棒駆動系充てん水ライン圧力	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	
	制御棒駆動系系統流量		
	ほう酸水タンク液位	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	
	ほう酸水注入ポンプ出口圧力		
	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	主蒸気逃し安全弁の運転状態を確認するパラメータ	
	高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ出口圧力		
	SRV 緊急時強制操作作用窒素ガスポンベ出口圧力		
	SRV 緊急時強制操作作用窒素ガス圧力		
	ドライウェルサンプ水位	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ	
	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力		
	RHR ポンプ室雰囲気温度		
	RCIC 機器室雰囲気温度		
	RCIC 配管室雰囲気温度		
	RHR ポンプ室床漏えい		
	HPCF ポンプ室床漏えい		
	RCIC ポンプ室床漏えい		
	RCIC 蒸気管圧力低		
	RCIC 蒸気管流量大		
	CUW 差流量大		
	ドレン移送ライン圧力		フィルタバント系の運転状態を確認するパラメータ
	ドレンタンク水位		
	フィルタ装置ドレン移送流量		
	可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ	
	ブロワ吸込ガス流量		
	ブロワ吸込圧力		
	加熱管内ガス温度		
	加熱管出口ガス温度		
	加熱管表面温度		
	再結合器内ガス温度		
再結合器表面温度			

表 1.15.4 補助パラメータ (3/3)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由	
その他	復水器器内圧力	給・復水系の運転状態を確認するパラメータ	
	給水流量		
	RFP 吐出ヘッド圧力		
	RCW サージタンク水位	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	
	原子炉補機冷却系熱交換器出口冷却水温度		
	代替 RCW ポンプ吸込圧力		
	代替 RCW ポンプ吐出圧力		
	代替 RCW ユニット入口温度	原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認するパラメータ	
	原子炉補機冷却海水系ポンプ出口圧力		
	代替 RSW ポンプ出口圧力	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	
	使用済燃料プールエリア雰囲気温度		
	燃料プールエリア放射線モニタ		
	プロセス放射線モニタ		
	燃料取替エリア排気放射線モニタ		
	原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ		
	スキマサージタンク水位		
	FPC ポンプ吐出流量		
	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
	純粋移送ポンプ吐出圧力		
	ろ過水タンク水位		
淡水貯水池			
防火水槽			

表 1.15.5 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	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	
未臨界の維持又は確認	制御棒操作監視系	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	緊急時対策支援 システム伝送装置	
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	

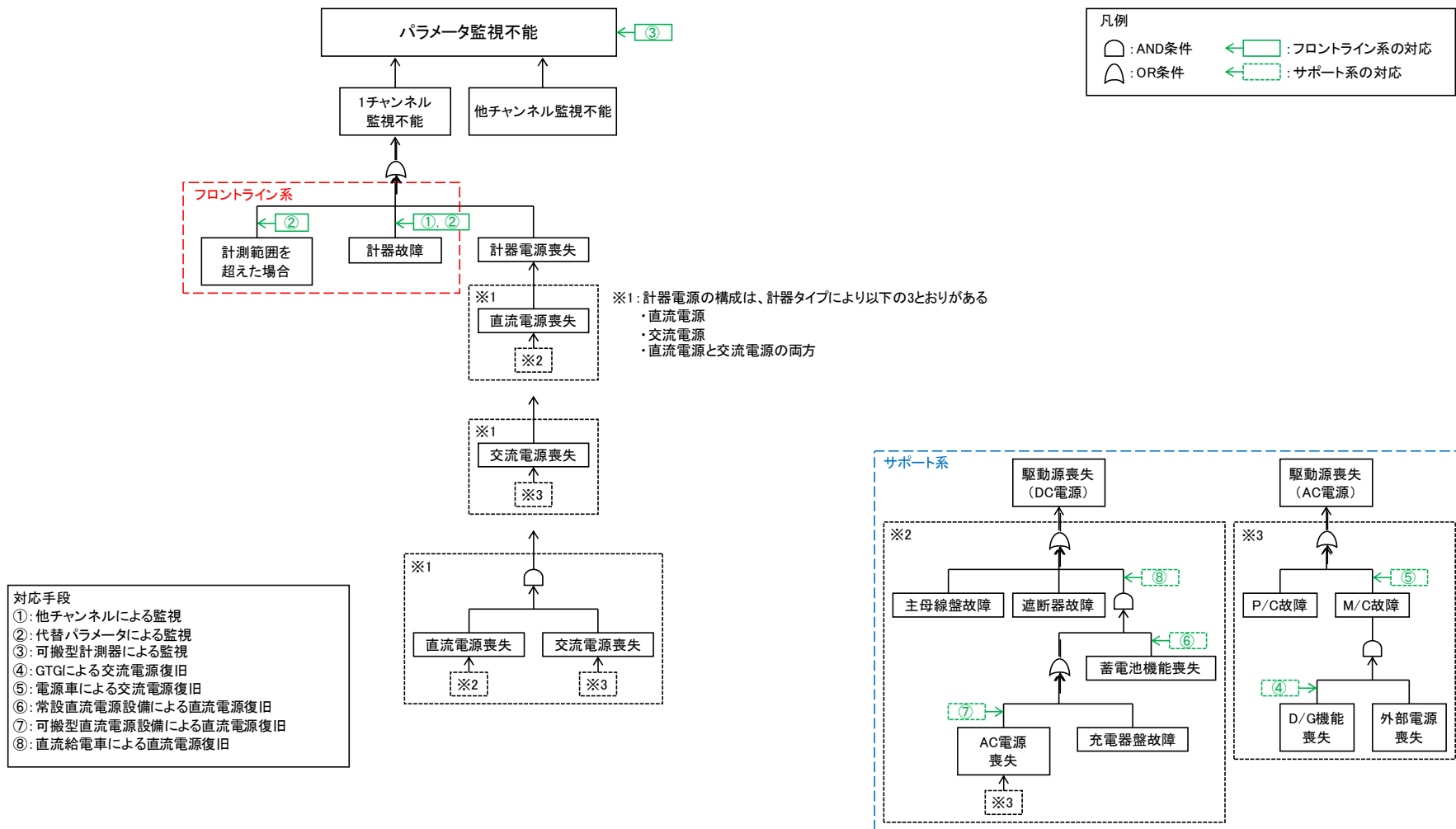


図 1.15.1 機能喪失原因対策分析

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	故障要因8
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						
		計器本体故障						
		計器電源喪失	交流電源喪失(以降、1.14と同様)					
		直流電源喪失(以降、1.14と同様)						

※ 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。

図 1.15.1 機能喪失原因対策分析（補足）

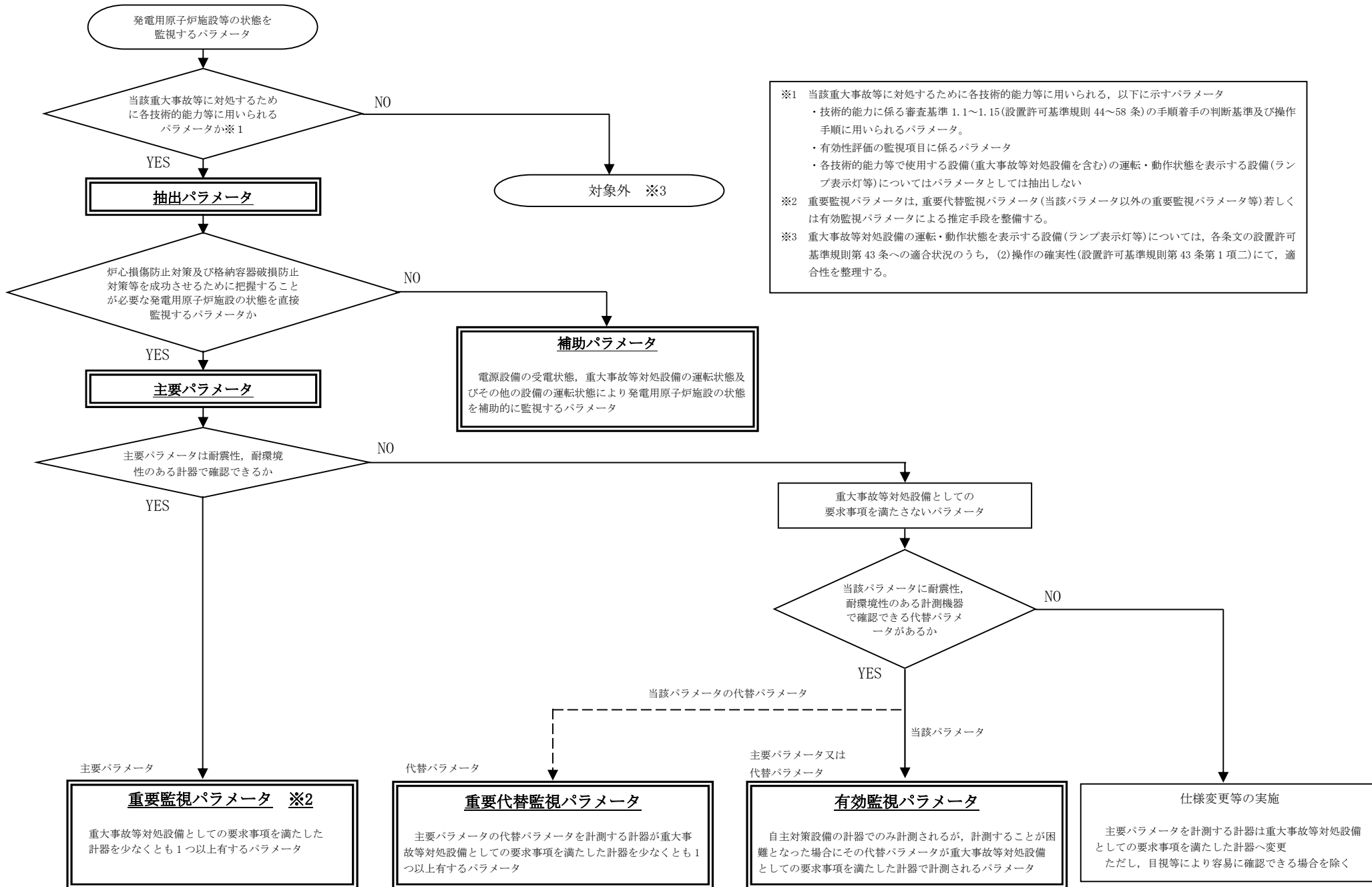


図 1.15.2 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー

- ③⑤ フィルタ装置水位
- ③⑥ フィルタ装置入口圧力
- ③⑦ フィルタ装置出口放射線モニタ
- ③⑧ フィルタ装置水素濃度
- ③⑨ フィルタ装置金属フィルタ差圧
- ④⑩ フィルタ装置スクラバpH
- ④⑪ 耐圧強化ベント系放射線モニタ

- ④② 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)
- ④③ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)
- ④④ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ
- ④⑤ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
- ④⑥ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置

- 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出口温度
- ③ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ④ 残留熱除去系系統流量
- ⑤ 原子炉補機冷却水系系統流量
- ⑥ 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
- ⑦ 復水貯蔵槽水位 (SA)
- ⑧ 高压炉心注水系系統流量
- ⑨ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑩ 高压代替注水系系統流量
- ⑪ 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)
- ⑫ 復水補給水系流量 (原子炉格納容器)
- ⑬ 復水移送ポンプ吐出圧力
- ⑭ 復水補給水系温度 (代替循環冷却)
- ⑮ 原子炉建屋水素濃度
- ⑯ 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置

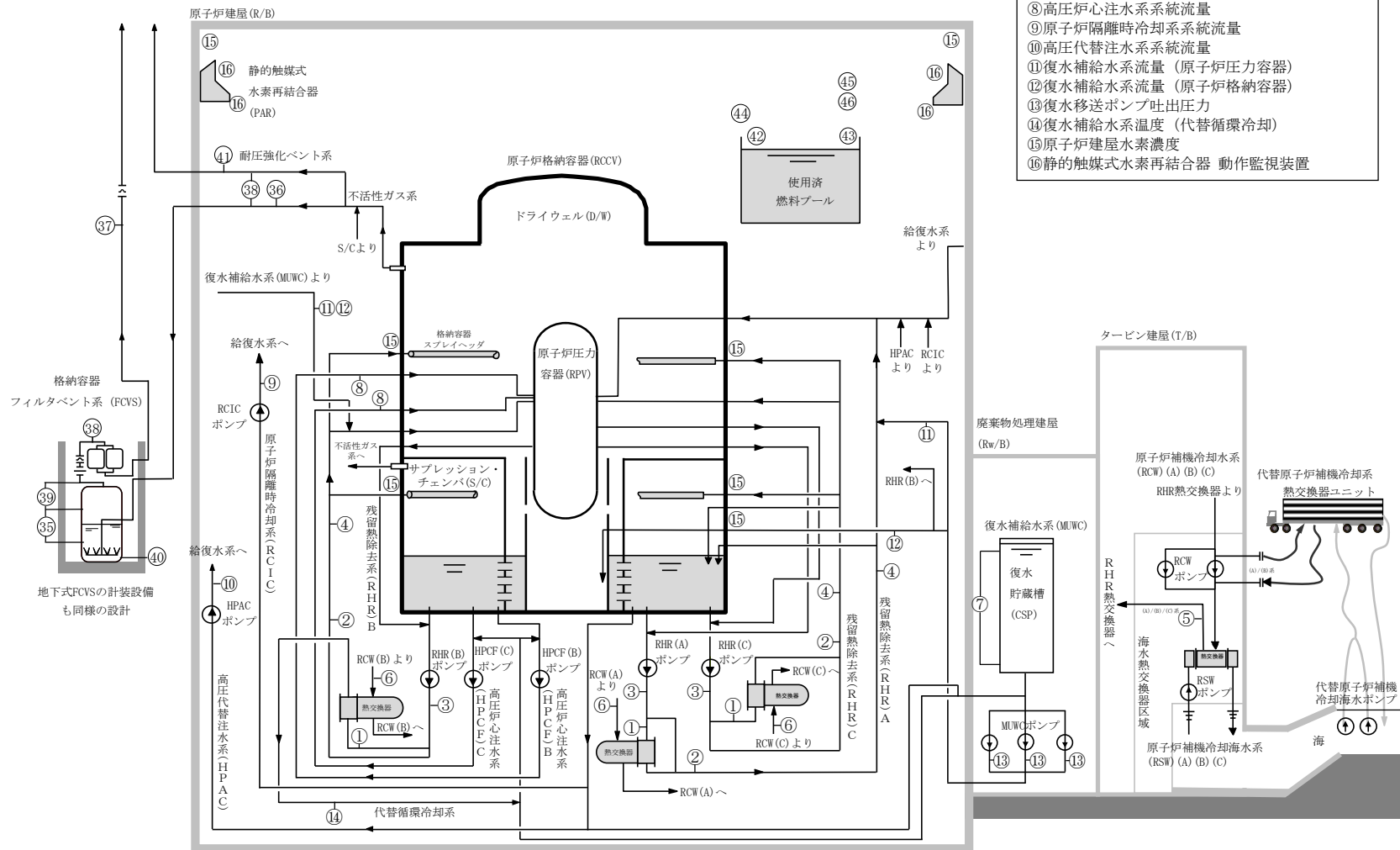
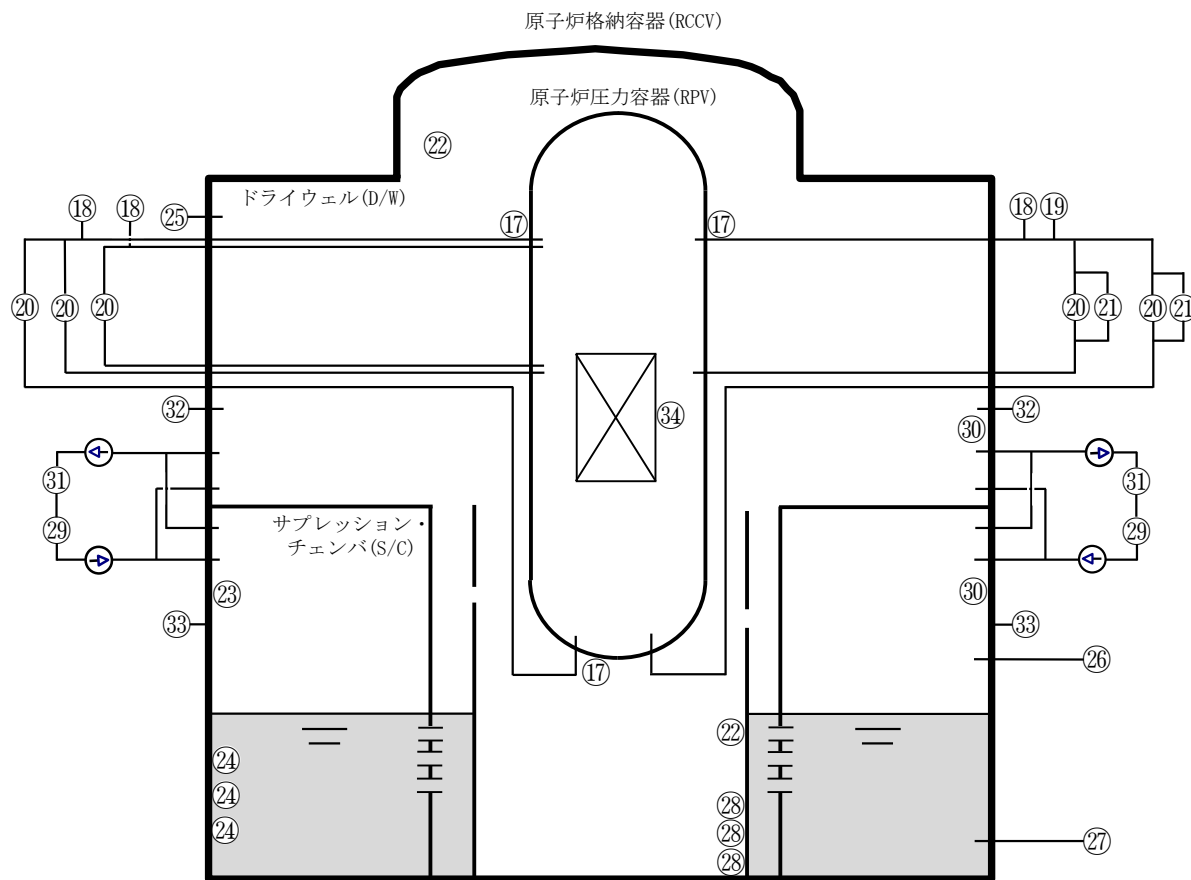
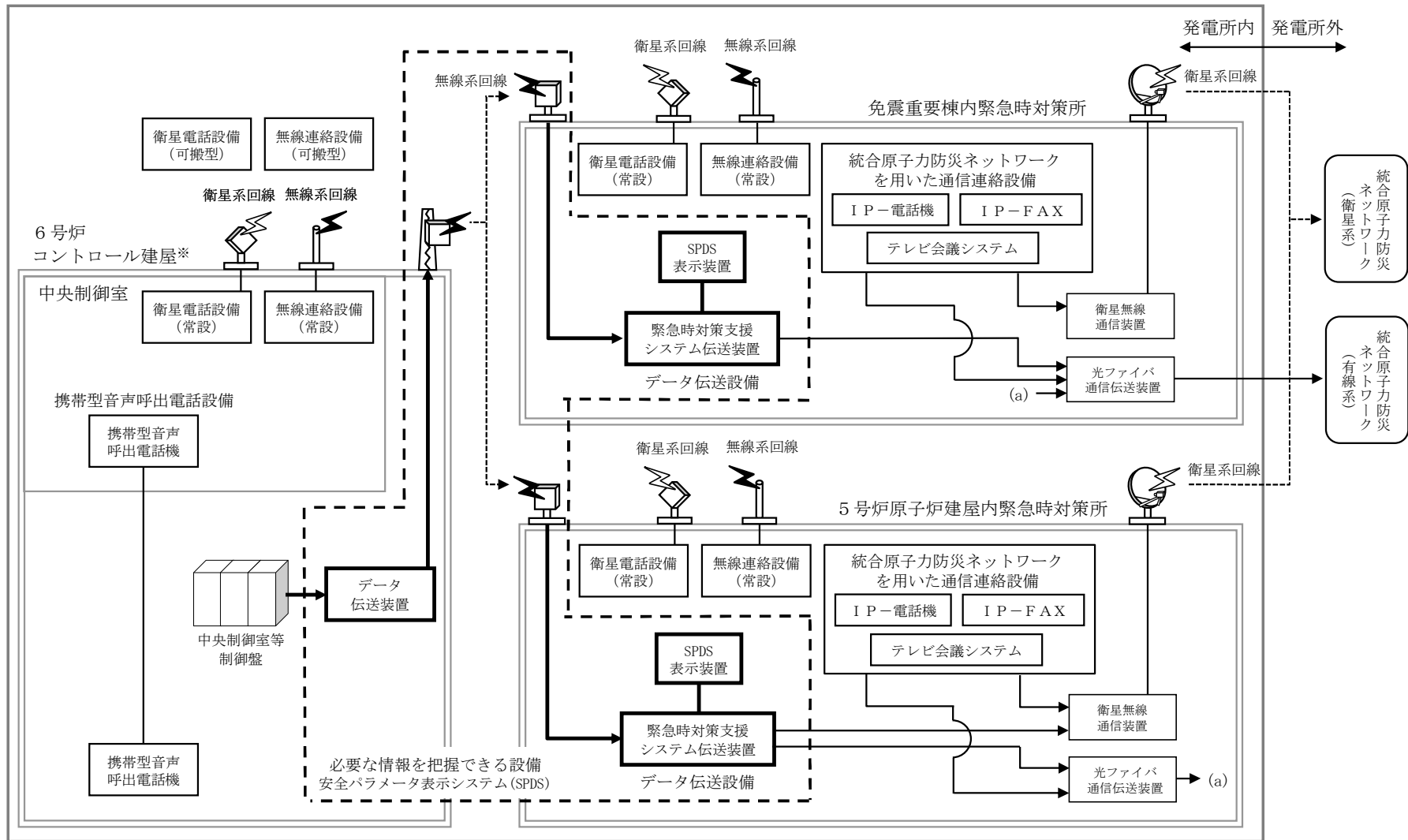


図 1.15.3 主要設備 概略系統図 (1/3)



- ①⑦ 原子炉圧力容器温度
- ①⑧ 原子炉圧力
- ①⑨ 原子炉圧力 (SA)
- ②⑩ 原子炉水位
- ②⑪ 原子炉水位 (SA)
- ②⑫ ドライウェル雰囲気温度
- ②⑬ サプレッション・チェンバ気体温度
- ②⑭ サプレッション・チェンバ・プール水温度
- ②⑮ 格納容器内圧力 (D/W)
- ②⑯ 格納容器内圧力 (S/C)
- ②⑰ サプレッション・チェンバ・プール水位
- ②⑱ 格納容器下部水位
- ②⑲ 格納容器内水素濃度
- ③⑰ 格納容器内水素濃度 (SA)
- ③⑱ 格納容器内酸素濃度
- ③⑲ 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)
- ③⑳ 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
- ③⑳ 起動領域モニタ
- ③㉑ 平均出力領域モニタ

図 1. 15. 3 主要設備 概略系統図 (2/3)



※: 7号炉も同様

図 1.15.3 主要設備 概略系統図 (3/3)

※本単線結線図は、今後の
検討結果により変更となる
可能性がある

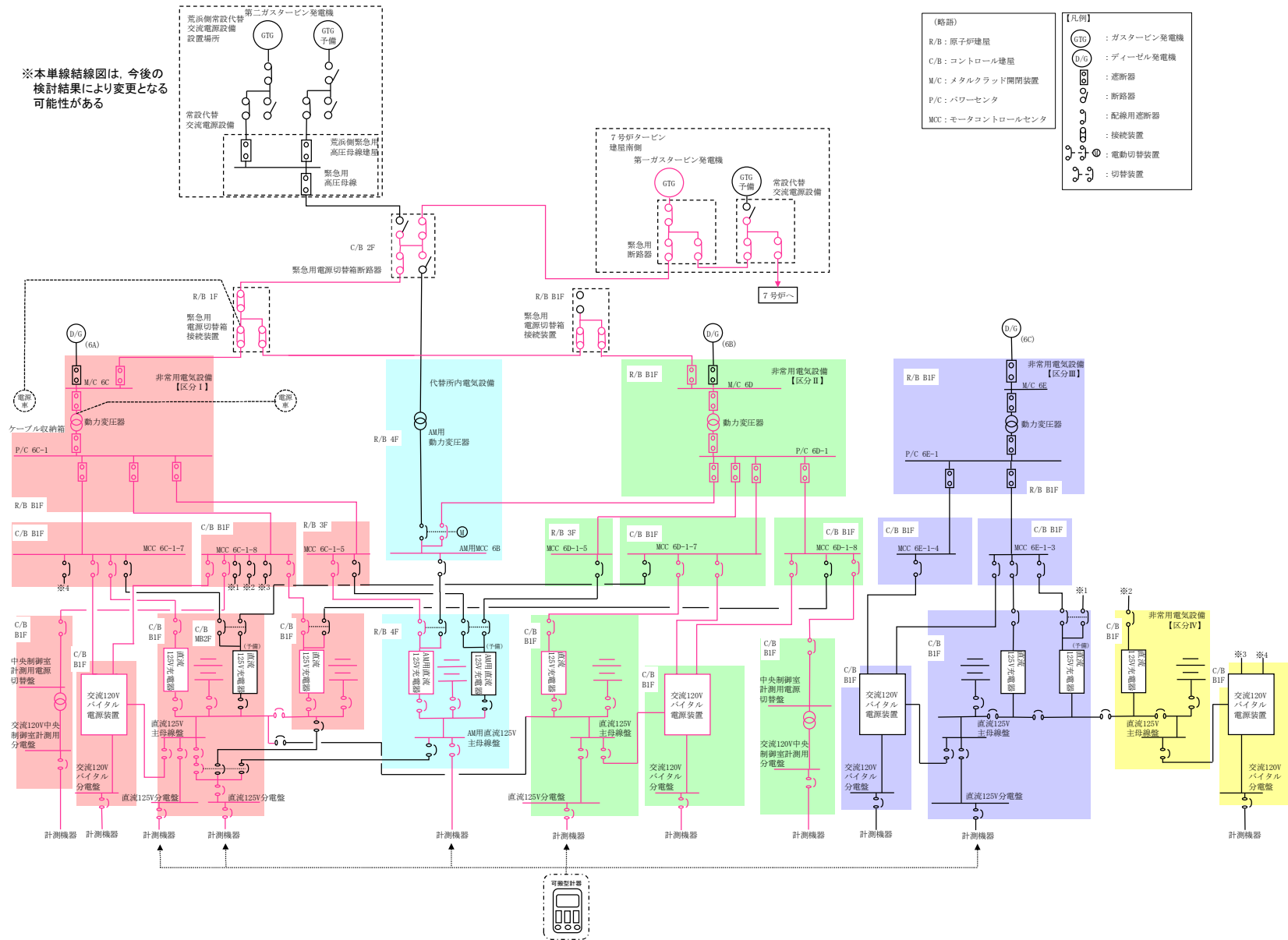


図 1.15.4 6号炉 計器の電源構成図

※本単線結線図は、今後の
検討結果により変更となる
可能性がある

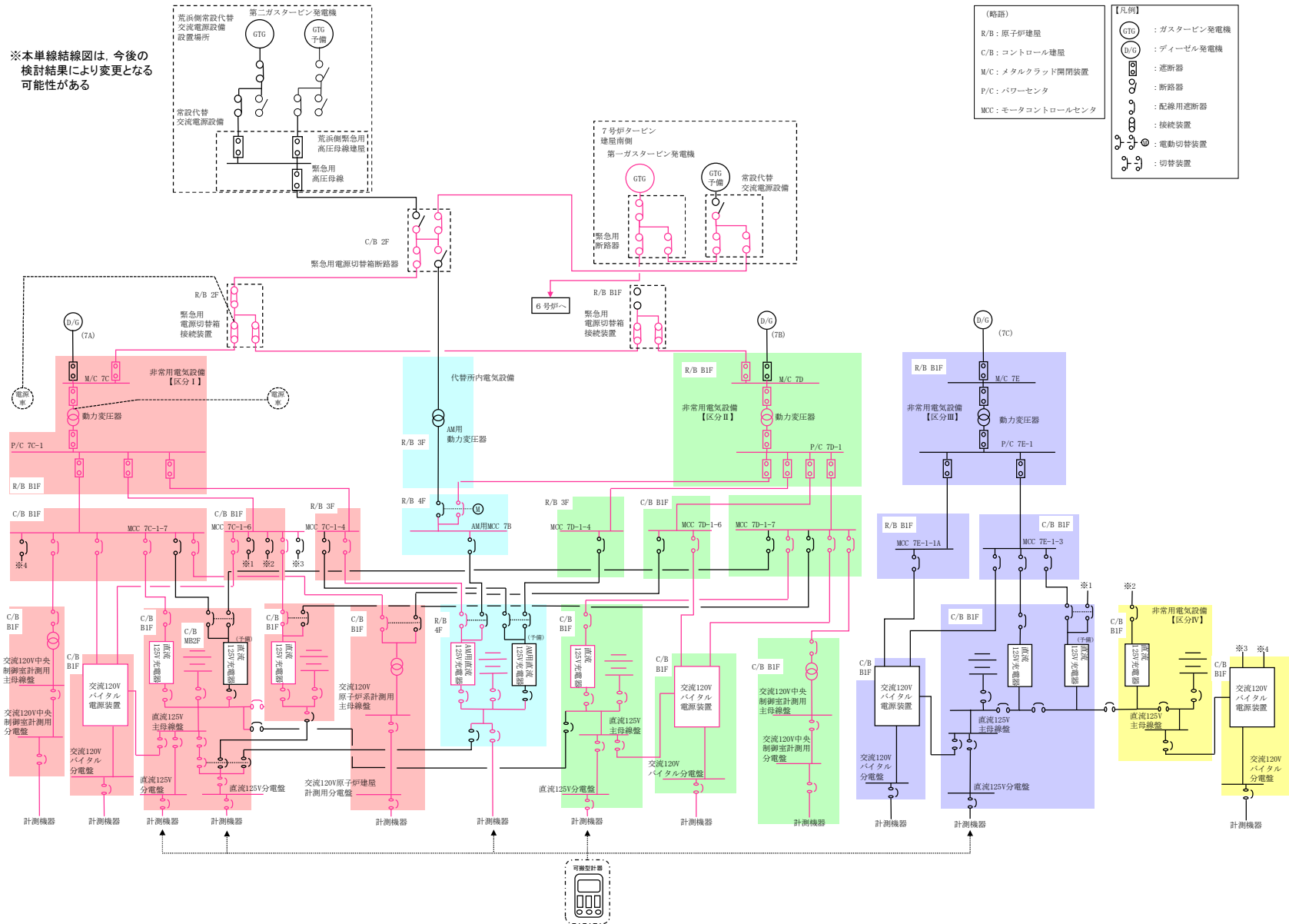


図 1.15.4 7号炉 計器の電源構成図

		経過時間(分)										備考	
		4	6	8	10	12	14	16	18				
手順の項目	要員(数)	接続開始 接続完了, 計測開始											
可搬計測器によるパラメータ確認 (中央制御室での接続)	中央制御室運転員A, B	2	1測定点あたり, 10分(接続, 測定のみ)										

中央制御室での可搬型計器接続

		経過時間(分)										備考	
		4	6	8	10	12	14	16	18				
手順の項目	要員(数)	接続開始 接続完了, 計測開始											
可搬計測器によるパラメータ確認 (現場での接続)	現場運転員C, D	2	1測定点あたり, 10分(接続, 測定のみ)										

現場での可搬型計器接続

図 1. 15. 5 可搬型計器による監視パラメータ計測タイムチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/2)

技術的能力審査基準 (1.15)	番号	設置許可基準規則 (58条)	技術基準規則 (73条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（設置許可基準規則第十六条第三項第二号に規定するパラメータをいう。以下同じ。）を計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>【解釈】 1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	—	<p>【解釈】 1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	<p>【解釈】 1 第73条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	—
<p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）</p>	②	<p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p>	<p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p>	⑧
<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。 i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。 ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p>	③	<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p>	<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p>	⑨
<p>iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p>	④	<p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p>	<p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p>	⑩
<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	⑤	<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	⑪
<p>d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</p>	⑥			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/2)

: 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	-	-	-	-	-	
	-	-			-				
蓄電池からの 給電	所内蓄電式直流電源設 備	新設	① ⑥ ⑦	代替電源（直 流）からの給電	直流給電車 可搬型代替交流電源設備	可搬	-	-	1. 14にて整理
	-	-			-				
代替電源（直 流）からの給電	可搬型直流電源設備	新設	① ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	
	-	-			-				
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	データ伝送装置，緊急 時対策支援システム伝 送装置，SPDS表示装置	既設 新設	① ⑤ ⑦ ⑩	パラメータ 記録	プロセス計算機	常設	-	-	
	-	-			-				

重大事故等の対処に必要なパラメータの選定

1. 選定の考え方

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは、技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15 のパラメータの判断基準、操作手順に係るパラメータ及び有効性評価の監視項目に係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、未臨界の維持又は確認、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保、原子炉建屋内の水素濃度、原子炉格納容器内の酸素濃度、使用済燃料プールの監視）は、以下の通り分類する（図1参照）。

なお、監視対象パラメータについては添付資料 1.15.4 参照。

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。

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

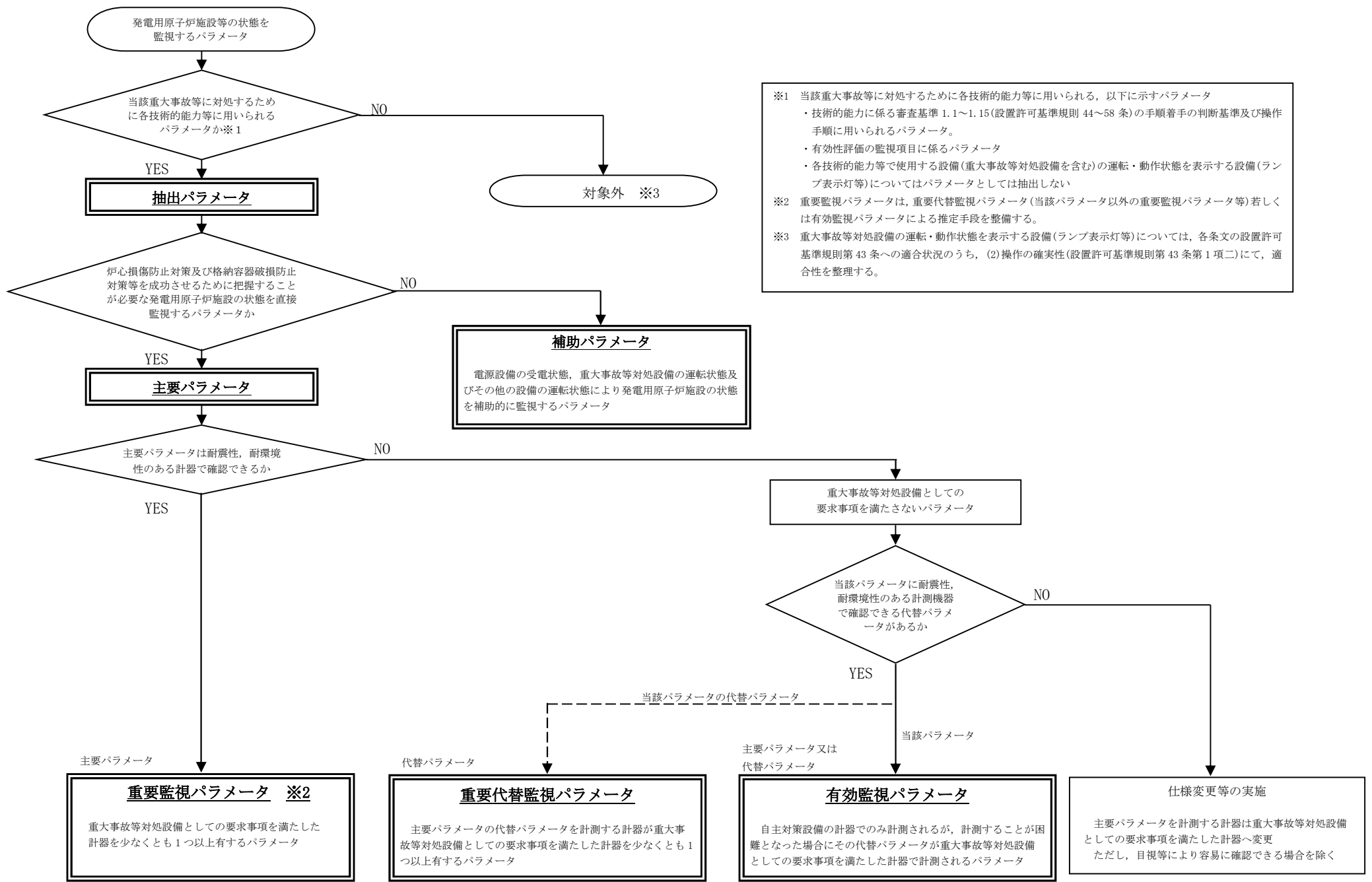
主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

補助パラメータ

抽出パラメータのうち、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（ランプ表示等）、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により、原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータをいう。

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



※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 44～58 条)の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ。
- ・ 有効性評価の監視項目に係るパラメータ
- ・ 各技術的能力等で使用する設備(重大事故等対処設備を含む)の運転・動作状態を表示する設備(ランプ表示灯等)についてはパラメータとしては抽出しない

※2 重要監視パラメータは、重要代替監視パラメータ(当該パラメータ以外の重要監視パラメータ等)若しくは有効監視パラメータによる推定手段を整備する。

※3 重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備(ランプ表示灯等)については、各条文の設置許可基準規則第 43 条への適合状況のうち、(2)操作の確実性(設置許可基準規則第 43 条第 1 項二)にて、適合性を整理する。

図 1 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 のパラメータの判断基準，操作手順に係るパラメータ及び有効性評価の監視項目に係るパラメータの中から，炉心損傷及び格納容器破損防止のために必要となる監視パラメータを直接監視するパラメータを選定した。

選定結果を表 1 に示す。

表 1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (1/6)

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	原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉水位 原子炉水位(SA) 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	原子炉圧力(SA) 原子炉水位 原子炉水位(SA) 原子炉圧力容器温度
	原子炉圧力(SA)	原子炉圧力 原子炉水位 原子炉水位(SA) 原子炉圧力容器温度
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	原子炉水位(SA) 高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量
	原子炉水位(SA)	原子炉水位 高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量

表1 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	高圧代替注水系系統流量	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 原子炉水位 (SA)
	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 原子炉水位 (SA)
	原子炉隔離時冷却系系統流量	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 原子炉水位 (SA)
	高圧炉心注水系系統流量	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 原子炉水位 (SA)
	残留熱除去系系統流量	サプレッション・チェンバ・プール水位 原子炉水位 原子炉水位 (SA)
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器下部水位
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)
	サプレッション・チェンバ気体温度	サプレッション・チェンバ・プール水温度 格納容器内圧力 (S/C)
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	サプレッション・チェンバ気体温度 格納容器内圧力 (S/C)

表1 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 圧力	格納容器内圧力(D/W)	格納容器内圧力(S/C) ドライウエル雰囲気温度
	格納容器内圧力(S/C)	格納容器内圧力(D/W) サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
原子炉格納容器内の 水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	復水補給水系流量(原子炉格納容器) 復水貯蔵槽水位(SA) 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
	格納容器下部水位	復水補給水系流量(原子炉格納容器) * 格納容器下部注水流量 復水貯蔵槽水位(SA)
原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度(SA)
	格納容器内水素濃度(SA)	格納容器内水素濃度
原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) [エリア放射線モニタ]
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) [エリア放射線モニタ]
未臨界の維持又は確認	起動領域モニタ	平均出力領域モニタ [制御棒操作監視系]
	平均出力領域モニタ	起動領域モニタ [制御棒操作監視系]
	[制御棒操作監視系]	起動領域モニタ 平均出力領域モニタ

表1 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
最終ヒートシンクの確保	<p><代替循環冷却系></p> <p>サプレッション・チェンバ・プール水温度</p> <p>復水補給水系温度 (代替循環冷却)</p> <p>復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)</p> <p>復水補給水系流量 (原子炉格納容器)</p>	<p>ドライウエル雰囲気温度</p> <p>サプレッション・チェンバ気体温度</p>
	<p><格納容器圧力逃がし装置></p> <p>フィルタ装置水位</p> <p>フィルタ装置入口圧力</p> <p>フィルタ装置出口放射線モニタ</p> <p>フィルタ装置水素濃度</p> <p>フィルタ装置金属フィルタ差圧</p> <p>フィルタ装置スクラバ水 pH</p>	<p>ドライウエル雰囲気温度</p> <p>サプレッション・チェンバ気体温度</p> <p>格納容器内圧力(D/W)</p> <p>格納容器内圧力(S/C)</p>
	<p><耐圧強化ベント系></p> <p>耐圧強化ベント系放射線モニタ</p> <p>フィルタ装置水素濃度</p>	<p>ドライウエル雰囲気温度</p> <p>サプレッション・チェンバ気体温度</p> <p>格納容器内圧力(D/W)</p> <p>格納容器内圧力(S/C)</p>
	<p><残留熱除去系></p> <p>残留熱除去系熱交換器入口温度</p> <p>残留熱除去系熱交換器出口温度</p> <p>残留熱除去系系統流量</p> <p>原子炉補機冷却水系系統流量</p> <p>残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</p>	<p>原子炉圧力容器温度</p> <p>ドライウエル雰囲気温度</p> <p>サプレッション・チェンバ気体温度</p> <p>サプレッション・チェンバ・プール水温度</p>

表1 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	原子炉水位 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	ドライウエル雰囲気温度 格納容器内圧力 (D/W) [エリア放射線モニタ]
	ドライウエル雰囲気温度 格納容器内圧力 (D/W)	原子炉水位 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) [エリア放射線モニタ]
	[エリア放射線モニタ]	原子炉水位 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) ドライウエル雰囲気温度 格納容器内圧力 (D/W)
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心注水系系統流量 復水補給水系流量 (原子炉格納容器)
	サプレッション・チェンバ・プール水位	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) 残留熱除去系系統流量 復水移送ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置

表1 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
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)

* []は有効監視パラメータを示す。

以上

重大事故等対処に係る監視事項

1. はじめに

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

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

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【判断及び確認】

以上

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に落下した熔融炉心の冷却
- 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
- 1.14 電源の確保に関する手順等

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 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)
 - 2.3.2 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗
 - 2.3.3 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失
 - 2.3.4 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗
- 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 LOCA 時注水機能喪失
- 2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

(2) 重大事故

- ・ 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
- ・ 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- ・ 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- ・ 3.4 水素燃焼
- ・ 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

(3) 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

- ・ 4.1 想定事故 1
- ・ 4.2 想定事故 2

(4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

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

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は区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ、Ⅳの蓄電池が健全であるため、CRT を含めて監視可能な計器数を示す。
- f 「SBO 影響（区分Ⅰ（区分Ⅱ）直流電源を延命した場合）」欄は、区分Ⅰ（区分Ⅱ）直流電源を延命した場合に監視可能な計器数を示す。
- g 「パラメータ分類」欄は、抽出パラメータの分類を示し、その結果を①～③にて示す。
 - ① 重要監視パラメータ
 - ② 有効監視パラメータ
 - ③ 補助パラメータ
- h 「補助パラメータ分類理由」欄は、補助パラメータの選定について、その理由を示す。
- i 「評価 計器故障等」欄は、抽出パラメータが計器故障等で監視できない場合に、判断基準の確認を抽出パラメータの代替パラメータで推定できることを評価し、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。
 - ・区分Ⅰまたは区分Ⅱ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	e 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	e SBO 影響			g パラメータ 分類	h 補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	e SBO 影響			i 計器故障等	j SBO	
				e 直後	f 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	f 区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					e 直後	f 区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	f 区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
1			1	1	1	①	—	高圧代替注水系統流量	1	1	1	1				
										復水補給水系統流量（原子炉圧力容器）	1	1	1			0
										高圧炉心注水系統流量	1	1	0			1
										原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1			0
										残留熱除去系統流量	3	3	1			1

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

※ []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

対応手段	項目	監視パラメータ														
		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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合		
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)EOP 原子炉制御「スクラム」(原子炉出力)																
原子炉手動スクラム	判断基準	スクラム発生の有無	スクラム警報	1	1	1	0	③	原子炉スクラム発生の有無を確認するパラメータ	-						
		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												-	
		プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	0	-	-	[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
			[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	②	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタ及び平均出力領域モニタにより、未臨界状態が推定可能	
		原子炉出力	平均出力領域モニタ	1	1	0	0	②	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
4	4			1	1	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能			
原子炉出力	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入(手動)	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	0	-	-	[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
			[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	②	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、未臨界状態が推定可能	
		原子炉出力	平均出力領域モニタ	1	1	0	0	②	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
				4	4	1	1	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	
		原子炉出力	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉出力	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	-	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、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	監視パラメータ													評価			
		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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2)EOP 原子炉制御「反応度制御」																		
原子炉冷却材再循環ポンプ手動停止による原子炉出力抑制(手動)	判断基準	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	0	—	—	[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認		
			起動領域モニタ								10	10	3	2	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、未臨界状態が推定可能			
			平均出力領域モニタ								4	4	1	1	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、未臨界状態が推定可能			
			[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	②	—						起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、未臨界維持の推定可能			
	操作	RIP-ASD受電遮断器開放状態	RIP-ASD 受電遮断器表示灯	4	4	1	1	—	—						—			
			原子炉冷却材再循環ポンプ表示灯	2	2	1	1	—	—							—		
		原子炉出力	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	—			起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			[制御棒操作監視系]	1	1	0	0		—			1	1	0	0	制御棒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		
			平均出力領域モニタ	4	4	1	1		—			4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能		
			[制御棒操作監視系]	1	1	0	0		—			1	1	0	0	制御棒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		
自動減圧系の起動阻止スイ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	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	0	—	—	制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認		
			起動領域モニタ								10	10	3	2	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、未臨界状態が推定可能			
			平均出力領域モニタ								4	4	1	1	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、未臨界状態が推定可能			
			[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	②	—			10	10	3	2		起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、未臨界維持の推定可能	
	操作	ADS及びSA-ADS起動阻止状態	ADS及びSA-ADS起動阻止状態表示灯	2	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	監視パラメータ														
		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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
ほう酸水注入	未臨界の維持又は確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	—	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		[制御棒操作監視系]	1	1	0	0			[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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		
		起動領域モニタ	10	10	3	2	①	—	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能		
		[制御棒操作監視系]	1	1	0	0			[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能		
		ほう酸水注入ポンプ出口圧力	1	0	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ						—		
		ほう酸水タンク液位	1	0	0	0	③								—	
		原子炉冷却材浄化系運転状態表示灯	2	2	1	1	—	—							—	
		原子炉格納容器内の水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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	
		サプレッション・チェンバ・ブル水位	1	1	1	1			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能		
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	3	3	3	3	①	—	[サプレッション・チェンバ・ブル水位]	2	2	1	1	監視可能であればサプレッション・チェンバ・ブル水位(常用計器)により代替監視可能	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・ブル水温度	3	3	3	3			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能		
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能。		
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	③	残留熱除去系の運転状態を確認するパラメータ							—	
		残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	原子炉格納容器内の温度傾向を監視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監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2			
		残留熱除去系熱交換器出口温度	3	3	1	1	①	—	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1			
		原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	①	—	サプレッション・チェンバ・ブル水温度	3	3	3	3			
		原子炉補機冷却水系熱交換器入口冷却水流量	3	3	1	1	①	—								
	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	3	3	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ							—		
	原子炉補機冷却海水系ポンプ吐出圧力	6	6	2	2	③	原子炉補機冷却海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

1.1 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	監視パラメータ															
		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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			計器故障等
代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入(手動)	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	0	—	—	[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
			起動領域モニタ	10	10	3	2	—	—	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、未臨界状態が推定可能							
			平均出力領域モニタ	4	4	1	1	—	—	平均出力領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、未臨界維持の推定可能							
		[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	②	—	[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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			
		原子炉出力	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	—	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能		
		起動領域モニタ	10	10	3	2	①	—	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能			
	制御棒手動挿入	操作	プラント停止状態	スクラム弁開閉表示	205	205	0	0	—	—	[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
				全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	0	—	—	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、未臨界状態が推定可能	
				[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	②	—	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、未臨界維持の推定可能	
			原子炉出力	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	—	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	
制御棒手動挿入	操作	原子炉出力	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	—	[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
			平均出力領域モニタ	4	4	1	1	—	—	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能		
			[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	—	—	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、未臨界維持の推定可能		
			[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	—	—	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能		

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	監視パラメータ														
		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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
原子炉水位低下による原子炉出力抑制	原子炉出力	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	—	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	—	—	[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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		
	原子炉出力	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	—	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	—	—	[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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		
	原子炉隔離状態の有無	主蒸気隔離弁開閉表示灯	8	8	4	4	—	—	—							
	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域)	原子炉水位(SA)	4	4	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(燃料域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1		
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	—	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1	—	—	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1		
			残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	—	—	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			高圧代替注水系統流量	1	1	1	1	—	—	高圧代替注水系統流量	1	1	1	1		
		原子炉水位(SA)	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
			高圧代替注水系統流量	1	1	1	1	—	—	高圧代替注水系統流量	1	1	1	1		
			復水補給水系統流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	—	—	復水補給水系統流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
	原子炉圧力容器への注水量	給水流量	2	2	0	2	③	給水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系統流量	1	1	1	0	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉水位(燃料域)	原子炉水位(燃料域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
		高圧炉心注水系統流量	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
原子炉水位(燃料域)			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
原子炉水位(SA)	1		1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
原子炉水位(SA)	1		1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	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	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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順																	
(1) 高圧代替注水系による原子炉の冷却																	
事故時運転操作手順書(徴候ベース)「水位確保」等「中央制御室からの高圧代替注水系起動」	判断基準	電源	AM用直流 125V 充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-							
			AM用直流 125V 蓄電池電圧	1	1	1	1	③		-							
		原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	原子炉水位(狭帯域)	4	4	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可能
				原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
				原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
			原子炉水位(SA)		1	1	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	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	
					1	1	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
											高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
											復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位]	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	-	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	復水貯蔵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可能	
					1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
											復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
										復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1					
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1					
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	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	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			計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「中央制御室からの 高圧代替注水系起動」	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(狭帯域)]	4	4	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(広帯域)	3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1				
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1				
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
	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		3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			原子炉水位(広帯域)	3	3	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(SA)	1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
				原子炉圧力容器温度	3	3	3	3			原子炉圧力容器温度	3	3	3	3			
		原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			原子炉水位(広帯域)	3	3	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(SA)	1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
		原子炉圧力容器温度	3	3	3	3			原子炉圧力容器温度	3	3	3	3					
原子炉圧力 容器への 注水量	原子炉圧力 容器への 注水量	高圧代替注水系系統流量		1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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)	3	3	1	1			原子炉水位(広帯域)	3	3	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(SA)	1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
水源の確保	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)		1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
										復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1				
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3				
																		注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能

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	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				計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「HPAC 現場起動」	判断基準	電源	AM 用直流 125V 充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ									
			AM 用直流 125V 蓄電池電圧	1	1	1	1	③										
		原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	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	
				3	3	1	1	①			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能							
				2	2	1	1	①			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
											高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1			
											残留熱除去系統流量	3	3	1	1			
											原子炉水位(広帯域)	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		
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	—	— —	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				1	1	1	1	①			高圧代替注水系統流量	1	1	1	1			
											復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系統流量	2		2	0	1					
								残留熱除去系統流量	3		3	1	1					
						高圧代替注水系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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							
						復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1								
						原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0								
						高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1								
						復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能							
						原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1								
						原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1								
						原子炉水位(SA)	1	1	1	1								
						復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能							
操作	補機監視機能	可搬式原子炉水位計	1	1	1	1	③	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ(現場)										
		原子炉隔離時冷却タービン入口圧力	1	1	1	1	③	高圧代替注水系の運転前に確認するパラメータ(現場)										
		高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	1	③											
		高圧代替注水系タービン入口圧力	1	1	1	1	③	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ(現場))										
		高圧代替注水系タービン排気圧力	1	1	1	1	③											
		高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	1	1	1	1	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	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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順																	
(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉の冷却																	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を 確認するパラメータ									
		直流 125V 充電器盤 A-2 電圧	1	1	1	1	③										
AM 設備別操作手順書 「RCIC 現場起動」	原子炉圧力 容器内の の水位	AM 用直流 125V 充電器盤電圧	1	1	1	1	③	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測する ことができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
		AM 用直流 125V 蓄電池電圧	1	1	1	1	③		[原子炉水位 (狭帯域)]	4	4	1	1	①		-	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
									原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	①	-		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-		
	判断基準	原子炉圧力 容器内の の水位	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	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	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
1				1	1	1	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
									原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	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				
	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	0	0	①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	復水貯蔵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水位の代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
1			1	1	1	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1					
									原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位 (SA) の代替監視可能			
									復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能			
	操作	原子炉圧力 容器内の の水位	可搬式原子炉水位計	1	1	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転 状態を確認するパラメータ (現場)								
可搬型回転計			1	1	1	1	③										
原子炉隔離時冷却タービン入口圧力			1	1	1	1	③										
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力	1	1	1	1	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	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			計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順																		
(1) 重大事故等の進展抑制																		
事故時運転転換手順書(微候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「SLC ポンプによる注水」	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ										
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③											
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ										
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③											
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ										
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③											
	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)		4	4	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		
				3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
				2	2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
											原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1			1	
											原子炉水位(広帯域)	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
											原子炉水位(燃料域)	2	2	1			1	
		原子炉水位(SA)		1	1	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量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
				1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
											原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1	1			
											原子炉水位(広帯域)	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	
											原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
			水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)		1	1	0	0	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1		1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能
						1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1		1	
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0					
									原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1	1					
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能				
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1					
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能				
									復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3					
								ろ過水タンク水位					「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			
								純水タンク水位					「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

1.2 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	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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「SLC ボンプによる注水」	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	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	
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1			
			2	2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
									高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1			
									残留熟除去系系統流量	3	3	1	1			
	原子炉水位(SA)		1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
1			1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
									高圧代替注水系統流量	1	1	1	1			
									復水補給水系統流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
									高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1			
									残留熟除去系系統流量	3	3	1	1			
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1			1
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
									原子炉圧力容器温度	3	3	3	3			
									原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
									原子炉圧力容器温度	3	3	3	3			
	補機監視機能	ほう酸水注入ポンプ出口圧力	1	0	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ					—			
		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ					—			
		復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	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	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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転転作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「CRDによる原子炉注水」	電源	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	-						-	-
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-							
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-							
	判断基準	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(狭帯域)]	4	4	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(広帯域)	3	3	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
				原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
											原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1	0		
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
											残留熱除去水系系統流量	3	3	1	1		
									原子炉水位(広帯域)	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	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				
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
									復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
									原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1	0				
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
							残留熱除去水系系統流量	3	3	1	1						
	補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	①	-	-								
水源の確保	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)		1	1	0	0	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
										原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1	0			
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
										復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵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

1.2 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	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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転転換手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「CRDによる原子炉注水」		原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	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(広帯域)	3	3	1	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(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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	0	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	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(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	直接的に原子炉圧力容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	0	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	直接的に原子炉圧力容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	0	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	直接的に原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	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			計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「CRDによる原子炉注水」	操作 (2/2)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	—	原子炉圧力	3	3	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(SA)	1	1	1	0											
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1											
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1											
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1											
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1											
		原子炉圧力容器内への注水流量	制御棒駆動系系統流量	1	1	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	—								
		補機監視機能	制御棒駆動系充てん水ライン圧力	1	1	1	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	—								
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	復水貯蔵槽水位	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	
				復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
												原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			0
												高圧炉心注水系系統流量	2	2	0			1
												復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1			1
												原子炉水位(広帯域)	3	3	1			1
												原子炉水位(燃料域)	2	2	1			1
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵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

1.2 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	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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」	電源		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	-							
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-							
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-							
	判断基準	原子炉圧力容器内の水位		[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	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(広帯域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
				原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	-	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0		
											原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1	1		
											原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
											原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
									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量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
								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)	1	1	1	1					
	水源の確保		[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	-	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0	復水貯蔵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		
復水貯蔵槽水位(SA)			1	1	1	1	①	-	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1	1				
									原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1	1				
									原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1	1				
									原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1	1				
									原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1	1				
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能					
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1						
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1						
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能					
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	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	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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」	操作 (2/2) 水源の確保	原子炉圧力容器内への注水流量	高圧炉心注水系系統流量 (B系のみ)	1	1	0	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より、高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
			原子炉水位	3	3	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能							
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	1	—							
		補機監視機能	高圧炉心注水ポンプ吐出圧力 (B系のみ)	1	1	0	1	③	高圧炉心注水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
		[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
			1	1	0	0	1	1	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
			1	1	1	1	1	1	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
			1	1	1	1	1	1	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位 (SA) の代替監視可能			
			1	1	1	1	1	1	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1				
			1	1	1	1	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能			
			1	1	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
			1	1	3	3	3	3	—	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			
			サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	1	1	1	1		サブプレッション・チェンバ・プール水位を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1	1	1	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	1	1	1	1			
1	1			1	1	1	1	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1					
1	1	3		3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3						
1	1	1		1	1	1	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1						
1	1	1		1	1	1	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	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	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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準仕様）による対応手順																
(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水																
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を 確認するパラメータ								
		直流 125V 充電器盤 A-2 電圧	1	1	1	1	③									
		AM 用直流 125V 充電器盤電圧	1	1	1	1	③									
		AM 用直流 125V 蓄電池電圧	1	1	1	1	③									
	原子炉圧力容器内の 水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)		4	4	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(狭帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			原子炉水位(燃料域)							高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1		
		原子炉水位(SA)		1	1	1	1	①	—	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
				1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	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	
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										高圧代替注水系統流量	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1		
	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)		1	1	0	0	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1	①	—	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										高圧代替注水系統流量	1	1	1	1		
		サブプレッション・チェンバ・プール水位		1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ・プール水位を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能		
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
									復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能		
									[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)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	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		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等	補機監視 機能	原子炉隔離時冷却タービン軸受給油圧力	1	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								
		原子炉隔離時冷却ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③									
		原子炉隔離時冷却タービン入口圧力	1	1	1	0	③									
		原子炉隔離時冷却タービン排気圧力	1	1	1	0	③									
		原子炉隔離時冷却タービン回転速度	1	1	1	0	③									
		原子炉隔離時冷却タービン反カップリング側軸受戻り油温度	1	1	1	0	③									
		原子炉隔離時冷却タービンカップリング側軸受戻り油温度	1	1	1	0	③									
	操作(2/2) 水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
										原子炉水位	1	1	1	1		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		
										復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵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・プール水位							復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ・プール水位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	
										復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プールを水源とする系統のポンプ吐出圧力により、サブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを監視可能			
								残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1				
								[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)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	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		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準仕様）による対応手順																	
(2) 高圧炉心注水系による原子炉注水																	
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等	電源	M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ									
		M/C E 電圧	1	1	1	1	③										
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ									
		P/C E-1 電圧	1	1	1	1	③										
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ									
		直流 125V 主母線盤 C 電圧	1	1	1	1	③										
	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)		4	4	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	
				3	3	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
				2	2	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
											原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1			0
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0			1
											残留熱除去水系系統流量	3	3	1			1
		原子炉水位(SA)		1	1	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	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	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
											高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
											復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
											原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1	0		
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)		1	1	0	0	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
											原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1			0
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0			1
											復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1			1
											原子炉水位(広帯域)	3	3	1			1
		サブプレッション・チェンバ・プール水位		1	1	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
										復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
										残留熱除去水系系統流量	3	3	1	1			
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プールを水源とする系統のポンプ吐出圧力により、サブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを監視可能				
								残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1					
								[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)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	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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等	操作 (2/2)	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	0	0	① ①	— —	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1			復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
										原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		
							復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位 (SA) の代替監視可能				
							復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	1	1	1	1					
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1					
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3					
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1					
							[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1					
							サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1		サブプレッション・チェンバ・プール水位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			
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1					
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3					
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1					
				残留熱除去系系統流量	3	3	1	1								
				[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	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書等

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	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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
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																		
事故時運転操作手順書(微候ベース) 「減圧冷却」	判断基準	補機監視機能	高压炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	③	高压炉心注水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ポンプ吐出圧力	1	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									
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	③	残留熱除去系の運転状態を確認するパラメータ									
			RFP 吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	給・復水系の運転状態を確認するパラメータ									
			復水器器内圧力	1	1	0	0	③										
操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力		3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	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、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
			原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	1			原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	1				
			原子炉圧力容器温度	3	3	3	3			原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				
		原子炉圧力 (SA)	1	1	1	0	①	-		原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	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、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能				
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1					
		原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	1			原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	1					
		原子炉圧力容器温度	3	3	3	3			原子炉圧力容器温度	3	3	3	3					
		[原子炉水位 (狭帯域)] 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 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		
		高压代替注水系系統流量	1	1	1	1			復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	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				
		復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	1	1	1	1			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0					
		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1			高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
		残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			残留熱除去系系統流量	3	3	1	1					
原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	- -		原子炉水位 (広帯域)	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	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			高压代替注水系系統流量	1	1	1	1							
高压代替注水系系統流量	1	1	1	1			復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	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						
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	1	1	1	1			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0							
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1			高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1							
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) の注水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				
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1			格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視可能						
格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1			格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により、代替監視可能						
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1			[サプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能						
サプレッション・チェンバ・プール水位	2	2	1	1			サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	サプレッション・チェンバ・プール水位の温度変化により代替監視可能						
原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サプレッション・チェンバ・プール水温度	1	1	1	1	サプレッション・チェンバ・プール水温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1			格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (S/C) により代替監視可能。						
補機監視機能	復水器器内圧力	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書等

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	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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「急速減圧」	判断基準	補機監視機能	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	③	高圧炉心注水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ポンプ吐出圧力	1	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							
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	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							
			RFP 吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	給・復水系の動作状態を確認するパラメータ							
			復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ							
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	③								
			ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ							
			復水器器内圧力	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書等

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	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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「急速減圧」	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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) 原子炉圧力(燃料域)	3	3	1	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		
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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) 原子炉圧力(燃料域)	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(広帯域) 原子炉圧力(燃料域)	2	2	1	1	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容器温度より代替監視可能		
	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	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	
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	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		
			2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1			
			1	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
		原子炉水位(SA)	1	1	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(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
	原子炉格納容器内の水位	1	1	1	1	①	—	—	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
									復水補給水系系統流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
	原子炉格納容器内の水位	1	1	1	1	①	—	—	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	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		
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
復水補給水系系統流量(原子炉格納容器)									1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により代替監視可能			
復水貯蔵槽水位(SA)									1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能			
原子炉格納容器内の温度	3	3	3	3	①	—	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)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		
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・ブル水位(常用計器)により代替監視可能			
								[サブプレッション・チェンバ・ブル水位]	2	2	1	1				
補機監視機能	復水器内圧力	1	1	0	0	③	給・復水系の動作状態を確認するパラメータ	—	サブプレッション・チェンバ気体温度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、格納容器内圧力(S/C)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書等

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	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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	③	残留熱除去系の運転状態を確認するパラメータ	-							
		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	-							
		復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	③		-							
		ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	-							
	原子炉圧力容器内の水位	判断基準	原子炉水位(燃料域)	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
										1	1	1	1			
										高压代替注水系系統流量	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
原子炉水位(SA)		1	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
									2	2	1	1				
									高压代替注水系系統流量	1	1	1	1			
									復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
原子炉水位(SA)	1	1	1	1	1	①	-	原子炉隔離時冷却系系統流量	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
								残留熱除去系系統流量	3	3	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書等

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	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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)「注水-1」	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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	0	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容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水位	【原子炉水位(狭帯域)】	4	4	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(広帯域)	3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1				
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
										原子炉水位(広帯域)	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	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				
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1				
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0					
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1					
									格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
									【エリア放射線モニタ】	2	2	0	0					
									格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
									【エリア放射線モニタ】	2	2	0	0					
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	—	原子炉圧力	3	3	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(SA)	1										1	1	0					
原子炉水位(広帯域)	3										3	1	1					
原子炉水位(燃料域)	2										2	1	1					
原子炉水位(SA)	1										1	1	1					
残留熱除去系熱交換器入口温度	3										3	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				

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書等

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	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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合							直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧																			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM 設備別操作手順書「AM 用切替装置による逃がし安全弁開放」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ										
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③											
			直流 125V 充電器盤 A-2 電圧	1	1	1	1	③											
		補機監視機能	高压窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ										
			高压窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	2	③											
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力(A, B 系のみ)	2	2	1	1	③	残留熱除去系の運転状態を確認するパラメータ										
			復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ										
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	③											
			ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ										
		操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
原子炉水位(広帯域)	3				3	1	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、飽和温度/圧力の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)	1				1	1	1			原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1					
原子炉水位 (SA)	1				1	1	1			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1					
原子炉圧力容器温度	3				3	3	3			原子炉圧力容器温度	3	3	3	3					
補機監視機能	原子炉圧力 (SA)		原子炉圧力	1	1	1	0	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	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、飽和温度/圧力の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)	1	1	1	1			原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1					
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1					
			原子炉圧力容器温度	3	3	3	3			原子炉圧力容器温度	3	3	3	3					
原子炉圧力(可搬計測器)	1	1	1	1	—	直流電源喪失時に原子炉圧力を確認するパラメータ(現場)													
原子炉圧力(現場計器)	1	1	1	1	—														
補機監視機能	高压窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	高压窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ											
		高压窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	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書等

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	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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「逃がし安全弁用可搬型蓄電池による SRV 開放(多重伝送盤)」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ							
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③								
			直流 125V 充電器盤 A-2 電圧	1	1	1	1	③								
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ							
			高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	2	③								
			残留熟除去系ポンプ吐出圧力(A, B 系のみ)	2	2	1	1	③	残留熟除去系の運転状態を確認するパラメータ							
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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(燃料域)							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
			原子炉圧力(燃料域)							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	1	1	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3		
原子炉圧力	3	3	1	1				直接的に原子炉圧力容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)	3	3	1	1				原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	1	1	原子炉水位(SA)		1	1	1	1				
原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	3	3										
原子炉圧力(可搬計測器)	1	1	1	1			—	直流電源喪失時に原子炉圧力を確認するパラメータ(現場)								
原子炉圧力(現場計器)	1	1	1	1			—									
補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ									
	高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	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書等

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	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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「代替 SRV 駆動装置 による SRV 開放」	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を 確認するパラメータ									
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③										
		直流 125V 充電器盤 A-2 電圧	1	1	1	1	③										
	補機監視 機能	SRV 緊急時強制操作室素ガ スボンベ出口圧力	2	2	2	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状 態を確認するパラメータ									
		SRV 緊急時強制操作室素ガ ス圧力	2	2	2	1	③										
		残留熱除去系ポンプ吐出圧 力(A,B系のみ)	2	2	2	1	③	残留熱除去系の運転状態を 確認するパラメータ									
		復水移送ポンプ吐出ヘッド 圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確 認するパラメータ									
		復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	③										
		ディーゼル駆動消火ポンプ 吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプ の運転状態を確認するパラ メータ									
		操作	原子炉圧 力容器内 の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測する ことができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
原子炉水位(広帯域)	3			3	1	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、飽和温度/圧力の関係から原 子炉圧力容器温度より代替監視可能			
原子炉水位(SA)	1			1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
原子炉水位(燃料域)	1			1	1	1			原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				
原子炉圧力	3			3	1	1			原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容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	0	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態 にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原 子炉圧力容器温度より代替監視可能				
原子炉水位(燃料域)	2		2	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
原子炉圧力容器温度	3		3	3	3			原子炉圧力容器温度	3	3	3	3					
原子炉圧力(可搬計測器)	1		1	1	1	—	直流電源喪失時に原子炉圧 力を確認するパラメータ (現場)										
原子炉圧力(現場計器)	1		1	1	1	—											
補機監視 機能	SRV 緊急時強制操作室素ガ スボンベ出口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状 態を確認するパラメータ										
	SRV 緊急時強制操作室素ガ ス圧力	2	2	1	1	③		主蒸気逃し安全弁の作動状 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書等

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	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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合
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窒素ガス喪失時の減圧															
事故時運転操作手順書(徴候ベース)	判断基準	補機監視機能	高压窒素ガス供給系 ドライウェル入口圧力低警報	1	1	1	1	—	—						
AM 設備別操作手順書「SRV 駆動源確保」		補機監視機能	高压窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ出口圧力低警報	2	2	2	2	—	—						
	操作	補機監視機能	高压窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ						
		補機監視機能	高压窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ出口圧力	2	2	2	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書等

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	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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順																		
事故時運転操作手順書(微候ベース) 「原子炉建屋制御」	判断基準	格納容器バイパスの監視	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度、格納容器内圧力(D/W)、エア放射線モニタにより格納容器バイパスの発生を推定する。	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0				
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	[エア放射線モニタ]	25	25	0	0	原子炉水位、原子炉水位(SA)、原子炉圧力、原子炉圧力(SA)、エア放射線モニタにより格納容器バイパスの発生を推定する。	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1				
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0				
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	③	当該系統からの漏えいを確認するパラメータ	[エア放射線モニタ]	25	25	0	0	原子炉水位、原子炉水位(SA)、原子炉圧力、原子炉圧力(SA)、ドライウェル雰囲気温度、格納容器内圧力(D/W)により格納容器バイパスの発生を推定する。	監視事項は代替パラメータにて確認		
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③		原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
			RHR ポンプ室雰囲気温度	12	12	3	3	③		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
			RCIC ポンプ室雰囲気温度	4	4	1	1	③		原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
			RCIC 機器室雰囲気温度	4	4	1	1	③		原子炉圧力	3	3	1	1				
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0				
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2				
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1				
			補機監視機能	ドライウェルサンブ水位	2	0	0	0	③	LOCAを確認するパラメータ							—	
			漏えい関連警報	RHR ポンプ室床漏えい	3	3	0	0	③	漏えいを確認するパラメータ							—	
				HPCF ポンプ室床漏えい	2	2	0	0	③						—			
				RCIC ポンプ室床漏えい	1	1	0	0	③						—			
				RCIC 蒸気管圧力低	4	4	2	2	③						—			
				RCIC 蒸気管流量大	4	4	2	2	③						—			
				CUW 差流量大	4	4	2	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書等

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	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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「原子炉建屋制御」	格納容器 バイパス の監視	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	0	原子炉水位, 原子炉水位(SA), 原子炉圧力, 原子炉圧力(SA), ドライウエル雰囲気温度, 格納容器内圧力(D/W)により格納容器バイパスの発生を推定する	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1			
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	25	25	0	0			
		原子炉圧力	3	3	1	1	①	—								
		原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	当該系統の漏えいを確認するパラメータ							
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	③	—								
		高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	③	—								
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③	—								
		RHR ポンプ室雰囲気温度	12	12	3	3	③	—								
		RCIC ポンプ室雰囲気温度	4	4	1	1	③	—								
		RCIC 機器室雰囲気温度	4	4	1	1	③	—								
		[エリア放射線モニタ]	25	25	0	0	②	—								原子炉水位(広帯域)
	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	1	1	1	1				
	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2				
	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	②	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1				
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プールの水位						水源であるサブプレッション・チェンバ・プールの水位の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—									
	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	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	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
高圧炉心注水系系統流量		復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	③	残留熱除去系の運転状態を確認するパラメータ	—								
	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	③	高圧炉心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

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

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	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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「原子炉建屋制御」	水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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	
									復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能		
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
		[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能									
		[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	-	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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		
									復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
									高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
									復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
	原子炉水位(広帯域)								3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能			
	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1											
	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	1	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵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										
	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	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・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能。		
	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	原子炉格納容器内の温度傾向を監視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監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									残留熱除去系熱交換器出口温度	3	3	1	1			
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
原子炉補機冷却水系系統流量									3	3	1	1				
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量									2	2	1	1				
原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度									3	3	1	1	③			原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ
補機監視機能	原子炉補機冷却海水系ポンプ吐出圧力	6	6	2	2	③	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3				
								復水器内圧力	1	1	0	0	③	給・復水系の動作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	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			計器故障等	SBO
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	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	
			3	3	1	1	①	—	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	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	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
操作 (1/2)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
操作 (1/2)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	0	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
			3	3	3	3	③	—	—	—	—	—	—	—	—	
水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	0	0	①	—	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	0	0	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	0	0	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	—	復水移送ポンプ吐出圧力	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	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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転転換手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	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(狭帯域)]	4	4	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(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1		
原子炉水位(燃料域)	2		2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1					
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1					
							復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1					
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0					
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1					
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ							
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ							
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ							
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ							
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ							
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ							
			[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
										復水移送ポンプ吐出圧力	1	1	1	1		
											3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	
			防火水槽					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	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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転転作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	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(狭帯域)]	4	4	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(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	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	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	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水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	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
			原子炉圧力	3	3	1	1	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、飽和温度/圧力の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	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内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	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
			原子炉圧力	3	3	1	1	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、飽和温度/圧力の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	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内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	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
			原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より、代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
			原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
			原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	1	①	—	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	
			原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	1	①	—	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	
			補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力			「緊急時対策本部」に確認			③	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ			—		
			水源の確保	防火水槽			「緊急時対策本部」に確認			③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ			—		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
事故時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる 原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	【原子炉水位(狭帯域)】	4	4	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(広帯域)	3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
				1	1	1	1	①	—	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
										残留熱除去水系系統流量	3	3	1	1				
	判断基準	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ									
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③										
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ									
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③										
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ									
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③										
	水源の確保	水源の確保	【復水貯蔵槽水位】	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
											原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1	0			
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
											復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
											原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能	
											原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
											原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
											原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
											復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	
			ろ過タンク水位					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	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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる 原子炉注水」	原子炉圧力容器内の 水位	原子炉圧力容器内の 水位	【原子炉水位(狭帯域)】	4	4	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(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1			
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1			
			原子炉圧力容器へ注水	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水	1	1	1	1			
			原子炉圧力容器へ注水	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水	1	1	1	1			
			原子炉圧力容器へ注水	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水	1	1	1	1			
			原子炉圧力容器へ注水	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水	1	1	1	1			
			原子炉圧力容器へ注水	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水	1	1	1	1			
			原子炉圧力容器へ注水	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水	1	1	1	1			
			原子炉圧力容器へ注水	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水	1	1	1	1			
	操作	原子炉圧力容器内の 圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
				原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
				原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
				原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3		
		原子炉圧力	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	1	1	1	1				
		原子炉圧力容器への 注水量	原子炉圧力(SA)	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	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	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
				原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
				原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3		
復水貯蔵槽水位(SA)	1			1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1				
補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ 吐出圧力	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動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	ろ過水タンク水位	「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	—				—	—		
				「緊急時対策本部」に確認				③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—				—	—		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
1.4.2.1 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																	
故時運転転換手順書 (復旧ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉注水」 「RHR(B)による原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	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(広帯域)	3	3	1	1	①	—	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
											高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
											残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
											原子炉水位(広帯域)	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
											原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
											高压代替注水系系統流量	1	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
											復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
									高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—					—			
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B系のみ)		2	2	1	1	①	—						—			
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ					—			
	M/C D 電圧		1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ					—				
	P/C C-1 電圧		1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ					—				
	P/C D-1 電圧		1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ					—				
	直流 125V 主母線盤 A 電圧		1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ					—				
直流 125V 主母線盤 B 電圧	1		1	1	1	③	直流電源設備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・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ・プール水位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水位の代替監視可能			
									復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1				
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	サブプレッション・チェンバ・プールを水源とする系統のポンプ吐出圧力により、サブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを監視可能			
									復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3				
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能			
									[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	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	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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
1.4.2.1 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																	
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書「MUC(RPV 破損後のRPV 代替注水)」	判断基準(1/2)	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	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(広帯域)	3	3	1	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	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
										原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1	1			
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	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	監視事項は主要パラメータにて確認
				原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
											原子炉圧力容器温度	3	3	1	1		
											原子炉圧力	3	3	1	1		
											原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	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		
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
									原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
									原子炉圧力容器温度	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	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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
事故時運転転換手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書 「MWC(RPV 破損後のRPV 代替注水)」	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
									ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能			
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能			
									サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能			
									サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能			
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ								
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③									
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ								
	P/C D-1 電圧		1	1	1	1	③										
	直流 125V 主母線盤 A 電圧		1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ									
	直流 125V 主母線盤 B 電圧		1	1	1	1	③										
	水源の確保	【復水貯蔵槽水位】 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	-	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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		
									復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0											
		高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1											
		復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1											
		原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1											
		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1											
原子炉水位(SA)		1	1	1	1												
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)「注水-4」 AM 設備別操作手順書「MUNC(RPV 破損後のRPV 代替注水)」	操作	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	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水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①			
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①			
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①			
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①			
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①			
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①			
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①			
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①			
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①			
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	-	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				①
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①		原子炉水位(SA)	1	1	1	1				①
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①		原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				③
			原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	③		原子炉圧力	3	3	1	1				①
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	-	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	①		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				①
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①		原子炉水位(SA)	1	1	1	1				①
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①		原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				③
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	-	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	-	-	-	
復水移送ポンプ吐出圧力	3		3	3	3	③	復水移送系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	[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	-	復水貯蔵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		
		復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①		復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				①	
		復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				①	
		復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①		高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				①	
		復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①		復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1				①	
		復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①		原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				①	
		復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				①	
		復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①		原子炉水位(SA)	1	1	1	1				①	
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	復水移送ポンプ吐出圧力	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	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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書 「FP (RPV 破損後の RPV 代替注水)」		原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	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(広帯域)	3	3	1	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	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	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	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	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	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	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	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	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
		原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0			
		原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
		原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3					
原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1					
原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1					
原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1					
原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉圧力容器温度	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	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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書 「FP (RPV 破損後の RPV 代替注水)」	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能		
		[格納容器内圧力 (D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
		格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能									
		サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能									
		サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3										
		[格納容器内圧力 (S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
		格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の上昇により代替監視可能									
		格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の上昇により代替監視可能
	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ								
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③									
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ								
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③									
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ								
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③									
	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	0	0	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	
									復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	復水貯蔵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		
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
復水補給水系流量(原子炉格納容器)									1	1	1	1				
原子炉水位(広帯域)									3	3	1	1				
原子炉水位(燃料域)									2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位 (SA) の代替監視可能			
原子炉水位 (SA)									1	1	1	1				
原子炉水位 (SA)									1	1	1	1				
復水移送ポンプ吐出圧力									3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能			
ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ										

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準 (1/2)	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	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(広帯域)	3	3	1	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(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	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	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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	0	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	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、飽和温度/圧力の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	3	3	3	3	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	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	3	3	3	3	直接的に原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	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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転転換手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準 (2/2)	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能		
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サプレッション・チェンバ気体温度及びサプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能		
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能		
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能		
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能		
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能		
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能		
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	—	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	復水貯蔵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	
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	—	
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	—	
											復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	—	
											原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	—	
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1	—			
									復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能			
									—	—	—	—	—	—	—		
防火水槽			「緊急時対策本部」に確認			③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—			

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	操作	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	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 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水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(広帯域)	3	3	1	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	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1		
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1		
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1		
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1		
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1		
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1		
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1		
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1		
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1		
原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より、代替監視可能 崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1					
原子炉水位(広帯域)	3	3	1	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	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3					
原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3					
原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3					
原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3					
原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3					
原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3					
補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力					③	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ						—			
水源の確保	防火水槽					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	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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.4.2.2 原子炉停止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																
事故時運転操作手順書(復旧ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉除熱」 「RHR(B)による原子炉除熱」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	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
				3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	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	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	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
				1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	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、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
										原子炉圧力容器温度	3	3	3	3		
										原子炉圧力	3	3	1	1		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	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、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
								原子炉圧力	3	3	1	1				
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	0				
	補機監視機能	残留熱除去系熱交換器入口温度(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉補機冷却水系系統流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
		残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
								残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1				
								原子炉圧力	3	3	1	1				
電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ									
	M/C D 電圧	1	1	1	1	③										
	P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ									
	P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③										
	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ									
直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	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	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			計器故障等	SBO					
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合							
事故時運転転作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉除熱」 「RHR(B)による原子炉除熱」	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	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						
			3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量	1	1	1	1	1		1	1	1	1	0	1
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量	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	監視事項は主要パラメータにて確認						
			1	1	1	1	①	—	原子炉圧力(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	1	1	1	1	1		1	1	1	0	3	3
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	—	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	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			1	1	1	0	①	—	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	3	3	1	1	1		1	1	1	1	1	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(A, B系のみ) 残留熱除去系熱交換器出口温度(A, B系のみ) 残留熱除去系系統流量(A, B系のみ) 原子炉補機冷却水系系統流量(A, B系のみ) 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B系のみ) 原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	2	2	1	1	①	—	原子炉圧力 原子炉水位(SA) 原子炉水位 原子炉水位(SA) 残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	0	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より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			2	2	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度 ドライウェル雰囲気温度	3	3	3	2	原子炉格納容器内の温度傾向を監視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監視可能							
			2	2	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1								
			2	2	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3								
			2	2	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	—												
			2	2	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	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		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	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		
			3	3	1	1		高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1					
			3	3	1	1		復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1					
			2	2	1	1		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0					
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1					
						原子炉水位(広帯域)	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	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							
						高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1							
						復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1							
					原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0								
					高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1								
					残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)			1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(広帯域)	3			3	1	1			
								原子炉水位(燃料域)	2			2	1	1			
								原子炉水位(SA)	1			1	1	1			
								原子炉圧力容器温度	3			3	3	3			
								原子炉圧力	3	3	1	1					
	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	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(SA)		1	1	1	1						
						原子炉圧力容器温度		3	3	3	3						
						サブプレッション・チェンバ・プール水位		1	1	1	1						
						原子炉水位(広帯域)		3	3	1	1						
補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	③	残留熱除去系の運転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・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ・プール水位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			
							復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1						
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1						
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3						
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1						
							[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	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	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			計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「減圧冷却」等	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	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			
			3	3	1	1			高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1					
			2	2	1	1			復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1					
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0					
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1					
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1	① ①	-	原子炉水位(広帯域)	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	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(燃料域)	2	2	1	1					
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1					
									復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1					
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0					
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力		3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
										原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				
		原子炉圧力(SA)		1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
										原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度		3	3	3	3	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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	0					
									原子炉水位	3	3	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					
	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出口温度 残留熱除去系系統流量 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度		3	3	1	1	① ① ① ① ① ③	-	原子炉圧力容器温度	3	3	3			3	原子炉格納容器内の温度傾向を監視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監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1			1		
										原子炉圧力(SA)	1	1	1			0		
										原子炉水位	3	3	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														
残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1														
原子炉圧力容器温度	3	3	3	3														
ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2														
サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1														
サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3														
原子炉補機冷却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

1.5 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	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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順																	
(1) 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. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																	
b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																	
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「FCVS (S/P 側): フィルタベント設備使用」 「FCVS (D/W 側): フィルタベント設備使用」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	2	1	1	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	2	0	0	「エリア放射線モニタ」の上昇より代替監視可能		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
				「格納容器内圧力 (D/W)」	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により代替監視可能								
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能
				サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により代替監視可能
				「格納容器内圧力 (S/C)」	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により代替監視可能								
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) 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	
				格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1		サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能
				サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	3	3	3	3		格納容器内圧力 (S/C) により代替監視可能
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	「サブプレッション・チェンバ気体温度」	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度 (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1		サブプレッション・チェンバ気体温度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	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (S/C) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2		直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度	2	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	監視事項は抽出パラメータにて確認	
				格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	2	1	1	0		格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) または格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能
				格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1		格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無し、水素爆発の可能性を把握可能
				格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1		
電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	②	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
AM 用直流 125V 充電器盤電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(敬候ベース) 「PCV 圧力制御」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	2	0	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能		
AM 設備別操作手順書「FCVS(S/P 側):フィルタベント設備使用」 「FCVS(D/W 側):フィルタベント設備使用」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	-	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	-	格納容器内水素濃度	2	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		
操作	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)または格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0			
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無し、水素爆発の可能性を把握可能		
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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	
									復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能		
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
格納容器内圧力(D/W)									2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能			
格納容器内圧力(S/C)		1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能			
								サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3				
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)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		
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				
	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度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		
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能			
								サブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能			
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能			
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2				
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力過剰装置による冷却の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1				
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1				
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
多様なハザード対応 手順 「フィルタ装置ドレ ン移送ポンプ水張り」	基準 判断	—	—							—						
	操作	—	—							—						
多様なハザード対応 手順 「フィルタベント水 位調整(水張り)」	基準 判断	補機監視 機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—						
	操作	補機監視 機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—						
多様なハザード対応 手順 「フィルタベント水 位調整(水抜き)」	判断 基準	補機監視 機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—						
			フィルタ装置金属フィルタ 差圧	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	フィルタ装置入口圧力を格納容器圧力との開 係から代替監視可能	監視事項は抽出パ ラメータにて確認
	操作	補機監視 機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—						
			フィルタ装置ドレン移送流 量	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状 態を確認するパラメータ	—						
多様なハザード対応 手順 「フィルタベント停 止後のN ₂ バージ手順」	基準 判断	—	—							—						
	操作	補機監視 機能	フィルタ装置水素濃度	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	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、代替 監視可能	監視事項は抽出パ ラメータにて確認
	操作	補機監視 機能	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	フィルタ装置金属フィルタ差圧を格納容器圧 力との関係から代替監視可能	監視事項は抽出パ ラメータにて確認
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	
多様なハザード対応 手順 「フィルタ装置スク ラバ水 pH 調整」	基準 判断	—	—							—						
	操作	補機監視 機能	フィルタ装置スクラバ水 pH	1	1	1	1	①	—	フィルタ装置水位	2	2	2	2		監視事項は抽出パ ラメータにて確認
	操作	補機監視 機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—						
多様なハザード対応 手順 「ドレン移送ライン N ₂ バージ手順」	基準 判断	—	—							—						
	操作	補機監視 機能	ドレン移送ライン圧力	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状 態を確認するパラメータ	—						
多様なハザード対応 手順 「ドレンタンク水抜 き」	基準 判断	補機監視 機能	ドレンタンク水位	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状 態を確認するパラメータ	—						
	操作	補機監視 機能	ドレンタンク水位	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状 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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)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. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																
事故時運転操作手順書(徴候ベース)「PCV 圧力制御」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書「耐圧強化ライン使用(S/C側)」	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気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	
AM 設備別操作手順書「耐圧強化ライン使用(D/W側)」	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	2	2	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水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	
AM 設備別操作手順書「耐圧強化ライン使用(D/W側)」	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書「耐圧強化ライン使用(D/W側)」	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書「耐圧強化ライン使用(D/W側)」	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書「耐圧強化ライン使用(D/W側)」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書「耐圧強化ライン使用(D/W側)」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	-	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	-	格納容器内水素濃度	2	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	
AM 設備別操作手順書「耐圧強化ライン使用(D/W側)」	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)または格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書「耐圧強化ライン使用(D/W側)」	原子炉格納容器内の水位	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無し、水素爆発の可能性を把握可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無し、水素爆発の可能性を把握可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書「耐圧強化ライン使用(D/W側)」	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)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・プール水位	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書「耐圧強化ライン使用(D/W側)」	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	格納容器内水素濃度	2	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	
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	格納容器内水素濃度	2	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	
AM 設備別操作手順書「耐圧強化ライン使用(D/W側)」	電源	P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	格納容器内水素濃度	2	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	
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	格納容器内水素濃度	2	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	
AM 設備別操作手順書「耐圧強化ライン使用(D/W側)」	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	格納容器内水素濃度	2	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	
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	格納容器内水素濃度	2	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	
AM 設備別操作手順書「耐圧強化ライン使用(D/W側)」	電源	AM 用直流 125V 充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	格納容器内水素濃度	2	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	
		AM 用直流 125V 充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	格納容器内水素濃度	2	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	

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	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			計器故障等	SBO	
					直後	区分I直流電源を延命した場合					区分II直流電源を延命した場合	直後	区分I直流電源を延命した場合			区分II直流電源を延命した場合
事故時運転転作手順書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」	原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉格納容器内	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	【エリア放射線モニタ】	2	2	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	
AM設備別操作手順書「耐圧強化ライン使用(S/C側)」 「耐圧強化ライン使用(D/W側)」	原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉格納容器内	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	-	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	-	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
操作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	
	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
										【格納容器内圧力(D/W)】	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能	
	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
										サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能	
【格納容器内圧力(S/C)】										2	2	1	1			
原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)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	
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
									サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇より代替監視可能		
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		
原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	【サブプレッション・チェンバ気体温度】	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能		
最終ヒートシンクの確保	原子炉格納容器内	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2			
									サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により耐圧強化メントによる冷却の代替監視可能		
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1			
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

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	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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2)最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(全交流動力電源喪失時の場合) a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作) b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)																
事故時運転操作手順書(微候ベース) 「PCV圧力制御」 AM設備別操作手順書 「FCVS(S/P側):フィルタベント設備使用」 「FCVS(D/W側):フィルタベント設備使用」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベル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	格納容器内圧力(D/W)	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
			格納容器内圧力(D/W)	2	2	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内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・チェンバ気体温度	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水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・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ気体温度	3	0	0	0	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能	
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	-	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	-	格納容器内水素濃度	2	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		
	電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	
		M/C D電圧	1	1	1	1	③	-	-	-	-	-	-	-	-	
		P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	
P/C D-1電圧		1	1	1	1	③	-	-	-	-	-	-	-	-		
直流125V 主母線盤A電圧		1	1	1	1	③	-	-	-	-	-	-	-	-		
直流125V 主母線盤B電圧		1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-		
AM用直流125V充電器電圧		1	1	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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「FCVS (S/P 側): フィルタベント設備使用」 「FCVS (D/W 側): フィルタベント設備使用」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	2	1	1	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内放射線モニタ	2	2	0	0	—	—	格納容器内放射線モニタ	2	2	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	2	2	0	0	—	—	格納容器内放射線モニタ	2	2	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	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水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	1	1	1	1	—	—	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) の注水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
			復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	—	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視可能	
			格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により、代替監視可能	
			格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (S/C) と格納容器内圧力 (D/W) の差圧により、代替監視可能	
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (S/C)	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水位	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
			格納容器内圧力 (D/W)	2	2	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により代替監視可能	
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ気体温度	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
			格納容器内圧力 (S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により代替監視可能	
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	
格納容器内圧力 (S/C)			1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (S/C) により代替監視可能		
サブプレッション・チェンバ気体温度			3	0	0	0	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度 (常用計器) により代替監視可能		
最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (S/C) により代替監視可能		
		ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) により格納容器圧力逃がし装置による冷却の代替監視可能		
		サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (S/C) 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

対応手段	項目	監視パラメータ																
		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				計器故障等	SBO
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合		
多様なハザード対応 手順 「フィルタ装置ドレン 移送ポンプ水張り」	判断基準	-	-							-								
	操作	-	-							-								
多様なハザード対応 手順 「フィルタベント水位 調整(水張り)」	判断基準	補機監視 機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	-								
	操作	補機監視 機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	-								
多様なハザード対応 手順 「フィルタベント水位 調整(水抜き)」	判断基準	補機監視 機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	-								
			フィルタ装置金属フィルタ 差圧	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	フィルタ装置入口圧力を格納容器圧力との関係から代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
	操作	補機監視 機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	-								
			フィルタ装置ドレン移送流量	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	-								
多様なハザード対応 手順 「フィルタベント停止 後のNo.バージ手順」	判断基準	-	-							-								
	操作	補機監視 機能	フィルタ装置水素濃度	1	1	1	1	①	-	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	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、代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	フィルタ装置金属フィルタ差圧を格納容器圧力との関係から代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
多様なハザード対応 手順 「フィルタ装置スク ラバ水 pH 調整」	判断基準	-	-							-								
	操作	補機監視 機能	フィルタ装置スクラバ水 pH	1	1	1	1	①	-	フィルタ装置水位	2	2	2	2	フィルタ装置水位によりフィルタ装置の水位変化を把握することで、代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
多様なハザード対応 手順 「ドレン移送ライン No.バージ手順」	判断基準	-	-							-								
	操作	補機監視 機能	ドレン移送ライン圧力	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	-								
多様なハザード対応 手順 「ドレンタンク水抜き」	判断基準	補機監視 機能	ドレンタンク水位	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	-								
	操作	補機監視 機能	ドレンタンク水位	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2)最終ヒートシンク(大気)への代替熱輸送(全交流動力電源喪失時の場合) c. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)																
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「耐圧強化ライン使用(S/C 側)」 「耐圧強化ライン使用(D/W 側)」	原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	【エリア放射線モニタ】	2	2	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能		
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	【格納容器内圧力(D/W)】	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能		
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内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	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水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・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能		
		サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	【格納容器内圧力(S/C)】	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能		
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能		
	原子炉格納容器内の水素濃度	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	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・プール水温度	3	3	3	3	①	—	【サブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)】	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能		
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		
	電源	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能		
		原子炉格納容器内の水位	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	【サブプレッション・チェンバ・プール水位】	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	
電源		M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ						—		
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③							—		
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ						—		
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③							—		
	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③							—			
	直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ						—			
AM 用直流 125V 充電器電圧	1	1	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

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		パラメータ分類	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	区分I直流電源を延命した場合					区分II直流電源を延命した場合	直後	区分I直流電源を延命した場合			区分II直流電源を延命した場合
事故時運転転作手順書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	【エリア放射線モニタ】 格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) 【エリア放射線モニタ】	2 2	2 2	0 0	0 0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 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	
AM設備別操作手順書「耐圧強化ライン使用(S/C側)」 「耐圧強化ライン使用(D/W側)」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	-	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	-	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
操作	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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	
									復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能		
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)と格納容器内圧力(D/W)の差圧により、代替監視可能		
									【サブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能】	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能		
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									【格納容器内圧力(D/W)】	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能		
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能		
サブプレッション・チェンバ・プール水温度									3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能			
【格納容器内圧力(S/C)】									2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能			
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)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		
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)と格納容器内圧力(D/W)の上昇により代替監視可能			
	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度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		
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能			
サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	-	【サブプレッション・チェンバ気体温度】	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能			
最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント放射線モニタ	2	2	2	2	①	-	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により耐圧強化ベントによる冷却の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により耐圧強化ベントによる冷却の代替監視可能			
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能			
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)と格納容器内圧力(D/W)の差圧により、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

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		パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
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（海洋）への代替熱輸送 a. 代替原子炉補機冷却水系による補機冷却水確保 b. 大容量送水車(熱交換器ユニット)又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保																	
事故時運転転作手順書(後継ベース) 「S/P 温度制御他」 AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水(A 系)確保」 「代替 Hx による補機冷却水(B 系)確保」 多様なハザード対応手順 「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保(A 系)」 「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保(B 系)」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		
			【サブプレッション・チェンバ気体温度】	3	0	0	0	—	—	【サブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)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・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能。		
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	—	ドライウェル雰囲気気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気気温度により代替監視可能		
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	【格納容器内圧力(D/W)】	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		
		水源の確保	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	—		
		最終ヒートシンクの確保	RCW サージタンク水位(A, B 系のみ)	2	2	1	1	③	原子炉補機冷却水系の状態を確認するパラメータ	—	【格納容器内圧力(S/C)】	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能	
			原子炉補機冷却水系系統流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—	—	
		補機監視機能	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—	—	
			代替 RCW ユニット入口温度	「緊急時対策本部」に確認					③	—	—	—	—	—	—	—	
代替 RCW ポンプ吸込圧力	「緊急時対策本部」に確認					③	代替原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—				
代替 RCW ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認					③	—	—	—	—	—	—	—				
代替 RSW ポンプ出口圧力	「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

1.5 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	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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転転作手順書(徴候ベース) 「S/P 温度制御他」 AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水(A系)確保」 「代替 Hx による補機冷却水(B系)確保」 多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプ又は、大容量送水車による補機冷却水確保」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	【サブプレッション・チェンバ気体温度】	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	ドライウェル雰囲気気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気気温度により代替監視可能	
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	【格納容器内圧力(D/W)】	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能	
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	【格納容器内圧力(S/C)】	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能	
	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	
	操作	最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系系統流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	-	-	-	-	-	-	-	
		残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	-	-	-	-	-	-	-		
		補機監視機能	大容量送水車吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	大容量送水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

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		パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
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補機冷却水確保																			
事故時運転転換手順書(後継ベース) 「S/P 温度制御他」	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力	3	3	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 (SA)	1	1	1	0												
			原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1												
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1												
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1												
			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	-										
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能				
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (S/C) により代替監視可能				
			サブプレッション・チェンバ気体温度	3	0	0	0								監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度 (常用計器) により代替監視可能				
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
			格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (S/C) により代替監視可能		
				ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2									直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		
		電源	水源地の確保	RCW サーージタンク水位	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
					サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1								飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能		
					サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3								監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により代替監視可能		
					格納容器内圧力 (S/C)	2	2	1	1								監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により代替監視可能		
					M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ								
					M/C D 電圧	1	1	1	1	③									
					M/C E 電圧	1	1	1	1	③									
P/C C-1 電圧	1				1	1	1	③											
P/C D-1 電圧	1				1	1	1	③											
P/C E-1 電圧	1				1	1	1	③											
直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③														
直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ													
直流 125V 主母線盤 C 電圧	1	1	1	1	③														
原子炉補機冷却水系の動作状態を確認するパラメータ	3	3	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

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			パラメータ分類	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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「S/P温度制御他」	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・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	—	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	原子炉格納容器内の温度傾向を監視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監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			残留熱除去系熱交換器出口温度	3	3	1	1	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2		
			残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1		
			原子炉補機冷却水系統流量	3	3	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	3	1	1	①	—	—	—	—	—	—		
			原子炉補機冷却系熱交換器出口冷却水温度	3	3	1	1	③	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
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ー																
事故時運転操作手順書(微候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による PCV スプレー」	判断基準 (1/2)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力	3	3	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(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
		残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能									
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
										[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内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	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水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・プール水温度	3	3	3	3		
										[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能	
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C) の上昇により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度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
格納容器内圧力(S/C)	1									1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能			
[サブプレッション・チェンバ 気体温度]	3									0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器) により代替監視可能			
格納容器内圧力(D/W)	1									1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(微候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「MOWC による PCV ス ブレイ」	判断基準 (2/2)	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・ブール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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	
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)		
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)		
			[サプレッション・チェンバ・ブール水位]	2	2	1	1	①	—	監視可能であればサプレッション・チェンバ・ブール水位(常用計器)により代替監視可能	2	2	1	1	監視可能であればサプレッション・チェンバ・ブール水位(常用計器)により代替監視可能		
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		—
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		—
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		—
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		—
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		—
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—		
		水源の確保		[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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
				復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
											復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能	
											原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
											原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
											原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
											原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
									復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転転換手順書(微候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「MUCW による PCV ス プレイ」	原子炉格 納容器内 の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内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 ェンバ気 体温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気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・プールの水温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プールの水温度	3	3	3	3	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能		
原子炉格 納容器内 の水位	サブプレッ ション・チ ェンバ・ プールの 水位	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能		
原子炉格 納容器内 の注水量	復水補給水 系流量(原 子炉格納 容器) (B 系のみ)	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位(SA) の変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W) と格納容器内圧力(S/C) の差圧により、代替監視可能		
補機監視 機能	復水移送 ポンプ吐 出ヘッド 圧力	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	格納容器下部水位	3	3	3	3	注水先の格納容器下部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	
		復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	③	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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水位の代替監視可能		
水源の確 保	[復水貯蔵 槽水位] 復水貯蔵 槽水位(SA)	復水補給水系流量(原子炉格納容器) (B系のみ)	1	1	1	1	①	-	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	復水貯蔵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	
		格納容器下部水位	3	3	3	3	③	-	原子炉心注水系系統流量	2	2	0	1	監視可能		
原子炉格 納容器内 の注水量	復水補給水 系流量(原 子炉格納 容器) (B 系のみ)	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	監視可能		
補機監視 機能	復水移送 ポンプ吐 出ヘッド 圧力	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水移送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	1	復水貯蔵槽水位(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	
		復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	③	-	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能		
原子炉格 納容器内 の注水量	復水補給水 系流量(原 子炉格納 容器) (B 系のみ)	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	
		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	監視可能		
補機監視 機能	復水移送 ポンプ吐 出ヘッド 圧力	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水移送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	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	③	-	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる PCV スプレー」	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力	3	3	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(SA)	1	1	1	0			
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
									残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	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
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能
									ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2			飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能
									[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1			監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能		
									サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			
									[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能		
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能		
									サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器) により代替監視可能		
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能		
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサブプレッション・チェンバ・プール水位		
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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		
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能			
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能			
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサブプレッション・チェンバ・プール水位			
								[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器) により代替監視可能			
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	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			計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					
事故時運転転換手順書(微候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる PCV スプレィ」	判断基準 (2/2)	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ										
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	認するパラメータ										
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ										
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	認するパラメータ										
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ										
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	認するパラメータ										
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)		1	1	0	0	①	—	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
					1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
												原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		復水貯蔵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	
												高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
												復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
												原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
												原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能	
												原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
												復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	
	ろ過水タンク水位						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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(微候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる PCV スプレー」	操作	原子炉格納容器内の 圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内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	ドライウエル雰囲気気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ プール水温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の 水位	サブプレッション・チェンバ・ プール水位	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	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 気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能		
										復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により代替監視可能		
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
		原子炉格納容器への 注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器)(B系のみ)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)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	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能		
										格納容器下部水位	3	3	3	3	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より、代替監視可能		
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認						③	ディーゼル駆動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	ろ過水タンク水位	「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

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転転換操作手順書(微候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による PCV スプレイ」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準 (1/2)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	—	原子炉圧力	3	3	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(SA)	1	1	1	0			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1		
			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	直接的に格納容器内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、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能 監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1		
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1		
			[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C) の上昇により代替監視可能 サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能 監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			[サブプレッション・チェンバ氣體温度]	3	0	0	0		
			[サブプレッション・チェンバ氣體温度]	3	0	0	0			復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1		
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器) の注水量により代替監視可能 水源である復水貯蔵槽水位(SA) の変化により代替監視可能 格納容器内圧力(D/W) と格納容器内圧力(S/C) の差圧により、代替監視可能 監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1			[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1		
			[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合							
事故時運転転換手順書(微候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による PCV スプレー」 多様なハザード対応 手順 「消防車による送水 (淡水/海水)」	操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
											ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能				
											「格納容器内圧力(D/W)」	2	2	1	1		監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能				
											格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1		直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能				
															サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
																サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能
																「格納容器内圧力(S/C)」	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能
																格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能
																格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
																サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能
																格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認
																「サブプレッション・チェンバ気体温度」	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器) により代替監視可能
															復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により代替監視可能	
															1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
															復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認	
															格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能	
															格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器) により代替監視可能	
															「サブプレッション・チェンバ・プール水位」	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器) により代替監視可能	
															復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より、代替監視可能	
															格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能	
														格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
														格納容器下部水位	3	3	3	3	注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能		
														可搬型代替注水ポンプ吐出 圧力					「緊急時対策本部」に確認 ③ 可搬型代替注水ポンプの運転 状態を確認するパラメータ		
														防火水槽					「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		
														淡水貯水池					「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

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧																	
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書「RHR(B)によるPCV スプレイ」	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力	3	3	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(SA)	1	1	1	0			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力(S/C)	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2			飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	2	2	2	2		監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能
				格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	1	1	1	1		
				サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1			飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	1	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	1	1	1	1		監視事項は主要パラメータにて確認
				[サブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器) により代替監視可能]	3	0	0	0			監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器) により代替監視可能	3	0	0	0		
				復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により代替監視可能	1	1	1	1		
				復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	1	1	1	1		
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量(B系のみ)	1	1	0	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)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	
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(B系のみ)	1	1	0	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ								
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③									
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ								
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③									
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ								
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転転作手順書(微候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(B)による PCV スプレー」	操作	原子炉格納 容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
			[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1			[格納容器内圧力(D/W)] (常用計器)により代替監視可能	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器)により代替監視可能	
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能		
		サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器)により代替監視可能		
		[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1			[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器)により代替監視可能		
		原子炉格納 容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
		原子炉格納 容器への注 水量	残留熱除去系系統流量(B系のみ)	1	1	0	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉格納 容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		
	原子炉格納 容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能		
	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力(B系のみ)	1	1	0	1	③	残留熱除去系の運転状態を確認するパラメータ	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プー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	
	原子炉格納 容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	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		
	原子炉格納 容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	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	
	原子炉格納 容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
	原子炉格納 容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により代替監視可能		
	原子炉格納 容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
	原子炉格納 容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)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	
	原子炉格納 容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能		
原子炉格納 容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転転作手順書(微候ベース) 「S/P 温度制御」等	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)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	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能
AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による S/P 除熱」 「RHR(B)による S/P 除熱」	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0			サブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能	3	0	0	0		監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能
		サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能。		
	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を						-		
M/C D 電圧		1	1	1	1	③	確認するパラメータ							-		
P/C C-1 電圧		1	1	1	1	④	非常用 P/C の受電状態を							-		
P/C D-1 電圧		1	1	1	1	④	確認するパラメータ							-		
直流 125V 主母線盤 A 電圧		1	1	1	1	④	直流電源設備の受電状態							-		
直流 125V 主母線盤 B 電圧		1	1	1	1	④	を確認するパラメータ							-		
最終ヒートシンクの確保	原子炉格納容器内の温度	残留熱除去系熱交換器入口温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	原子炉格納容器内の温度傾向を監視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監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		残留熱除去系熱交換器出口温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	-	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2			
		残留熱除去系系統流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1			
		原子炉補機冷却水系系統流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			
		残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	-								
		原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ								-
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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	
		復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能		
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)と格納容器内圧力(D/W)の差圧により、代替監視可能		
		[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1			[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「S/P 温度制御」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による S/P 除熱」 「RHR(B)による S/P 除熱」	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・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能。									
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力(A, B系のみ)	2	2	1	1	③	残留熱除去系の運転状態を確認するパラメータ	-							
			残留熱除去系熱交換器入口温度(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	原子炉格納容器内の温度傾向を監視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監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		残留熱除去系熱交換器出口温度(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	-	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2				
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1			
			原子炉補機冷却水系系統流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	-	-							
			原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度(A, B系のみ)	2	2	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	-							
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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	
				復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能								
				格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能								
格納容器内圧力(S/C)	1			1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能										
[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2			2	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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
1.6.2.2 原子炉格納容器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																		
事故時運転転換手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 AM 設備別操作手順書 「MUWC(代替 D/W スプレイ)」 「MUWC(代替 S/C スプレイ)」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能				
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定し、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	0			原子炉水位(広帯域)	3	3	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(SA)	1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	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	
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2			飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(S/C)	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能			
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3				
			格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1			格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能			
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ氣體温度	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能			
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能			
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	3	0	0	0			サブプレッション・チェンバ氣體温度	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器)により代替監視可能			
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能			
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能			
格納容器内圧力(S/C)			1	1	1	1			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能				
サブプレッション・チェンバ・プール水位			2	2	1	1			サブプレッション・チェンバ・プール水位	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能				
格納容器内圧力(S/C)			1	1	1	1			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能				

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	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			計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					
事故時運転転換操作手順書(シビアアクシデント)「除熱-1」「除熱-2」 AM 設備別操作手順書「MUWC(代替 D/W スプレイ)」「MUWC(代替 S/C スプレイ)」	判断基準(2/2)	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ										
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ										
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ										
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ										
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	②	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ										
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ										
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1				
											復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
											復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1				
											原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
											原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
											原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3								

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 AM 設備別操作手順書「FP(代替D/W スプレイ)」 「FP(代替S/C スプレイ)」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	「エリア放射線モニタ」	2	2	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能			
	原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度の温度	原子炉圧力	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	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)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	-	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	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
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能
			ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2			飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(S/C)	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	「格納容器内圧力(D/W)」	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	「格納容器内圧力(S/C)」	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能		
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内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・チェンバ気体温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	「サブプレッション・チェンバ気体温度」	3	0	0	0	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能 監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能		
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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	
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能		
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	「サブプレッション・チェンバ・プール水位」	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能		
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	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			計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 AM 設備別操作手順書 「FP(代替 D/W スプレイ)」 「FP(代替 S/C スプレイ)」	判断基準 (2/2)	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ										
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③											
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ										
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③											
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ										
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③											
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)		1	1	0	0	①	-	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
					1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
												原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		復水貯蔵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	
												高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
												復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
												原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
												原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能	
												原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能				
	ろ過水タンク水位						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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 AM 設備別操作手順書 「FP(代替 D/W スプレイ)」「FP(代替 S/C スプレイ)」	操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内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	ドライウエル雰囲気気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能	
										復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	
		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器)(B系のみ)	1	1	0	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)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
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	
										格納容器下部水位	3	3	3	3	注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能	
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動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	ろ過水タンク水位	「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

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	エリア放射線モニタ	2	2	0	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能		
AM 設備別操作手順書 「消防車によるPCVスプレー」	原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	原子炉圧力から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定し、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		3	3	3	3	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能			
多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	原子炉水位より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	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		
判断基準 (1/2)	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	-	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能		
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能	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・プール水位	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内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・プール水温度	3	3	3	3	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①		-
									復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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	
									復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①		-
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)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	
									格納容器内圧力(S/C)	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

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			パラメータ 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	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 AM 設備別操作手順書 「消防車による PCV スプレイ」 多様なハザード対応 手順 「消防車による送水 (淡水/海水)」	操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能		
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能			
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ気体温度	3	0	0	0	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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
				復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	
	格納容器内圧力(D/W)			1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能		
	格納容器内圧力(S/C)			1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能		
	原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器)(B系のみ)	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能		
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能		
			格納容器下部水位	3	3	3	3	①	-	格納容器下部水位	3	3	3	3	注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能		
	補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力					③	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ						-			
	水源の確保	防火水槽					③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ							-		
		淡水貯水池					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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.6.2.2 原子炉格納容器破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 格納容器除熱																
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 AM 設備別操作手順書 「DW クーラ代替除熱(RCW-A系)」 「DW クーラ代替除熱(RCW-B系)」 判断基準	原子炉格納容器内の放射線	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	[エア放射線モニタ]	2	2	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	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	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(SA)	3	3	1	1	0	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1			
			原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	1	原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	1	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	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
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-			-
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-			-
	電源	P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-			
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-			
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-			
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-			
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1		監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	-	[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能
			[サブプレッション・チェンバ氣體温度]	3	0	0	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器)により代替監視可能						
補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量(A, B系のみ)	2	2	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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
事故時運転転換手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 AM 設備別操作手順書 「DW クーラ代替除熱 (RCW-A 系)」 「DW クーラ代替除熱 (RCW-B 系)」	操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
											ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
											[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1		監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	
				原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
											サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能		
											サブプレッション・チェン バ・プール水温度	3	3	3	3	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能		
				原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
											サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		
				補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	[サブプレッション・チェンバ 気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器) により代替監視可能	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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
1.6.2.2 原子炉格納容器破損を防止するための対応手順																	
(2) サポート系故障時の対応手順																	
a. 復旧																	
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)「除熱-1」「除熱-2」 AM 設備別操作手順書「RHR(B)によるPCVスプレー」	判断基準 (1/2)	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 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	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、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	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力	3	3	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(SA)	1	1	1	0									
				原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1									
				原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1									
				原子炉水位(SA)	1	1	1	1									
		残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1			残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能								
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2			飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能						
				[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1			監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能						
				格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1			飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能										
サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能										
										[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
事故時運転転換手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 AM 設備別操作手順書 「RHR(B)によるPCV スプレー」	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			サブプレッション・チェンバ・プールの温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プールの温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プールの温度の上昇により代替監視可能			
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プールの水位	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	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・プールの温度]	3	0	0	0	—	—	[サブプレッション・チェンバ・プールの温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プールの温度(常用計器)により代替監視可能		
				復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により代替監視可能		
				復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
	補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量(B系のみ) 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(B系のみ)	原子炉補機冷却水系系統流量(B系のみ)	1	1	0	1	①	—	—	—	—	—	—	—	—		
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(B系のみ)	1	1	0	1	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	電源	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 AM 設備別操作手順書 「RHR(B)によるPCV スプレー」	操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内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	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ 気体温度	サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・ チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェン バ・プール水温度により代替監視可能
				サブプレッション・チェンバ プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ プール水温度	3	3	3	3		監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)（常用 計器）により代替監視可能
				サブプレッション・チェンバ [サブプレッション・チェンバ 気体温度]	3	0	0	0	①	-	サブプレッション・チェンバ プール水温度	3	3	3	3		監視可能であればサブプレッション・チェンバ 気体温度(常用計器)により代替監視可能
		原子炉格納容器への注水量	残留熟除去系系統流量(B系のみ)	残留熟除去系系統流量(B系のみ)	1	1	0	1	①	-	サブプレッション・チェン バ・プール水位	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (S/C)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	サブプレッション・チェンバ・プール水位 水源であるサブプレッション・チェンバ・プール 水位の水位変化より代替監視可能	
				原子炉水位	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	崩壊熟除去に必要な水量と原子炉水位の変化 より代替監視可能	
				原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	残留熟除去系の運転状態を 確認するパラメータ	-	-	-	-	-	
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・ プール水位	復水補給水系流量(原子炉 格納容器)	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉 格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量 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
				復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により 代替監視可能	
				格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C) の差圧により、代替監視可能	
				格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・ プール水位(常用計器)により代替監視可能	
				[サブプレッション・チェン バ・プール水位]	2	2	1	1	①	-	[サブプレッション・チェン バ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・ プール水位(常用計器)により代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	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			計器故障等	SBO
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合		
事故時運転転作手順書(シビアアクシデント)	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ・プールの温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プールの温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プールの温度の上昇により代替監視可能		
AM 設備別操作手順書「RHR(A)による S/P 除熱」「RHR(B)による S/P 除熱」	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ気体温度	3	0	0	0	—	—	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能	3	0	0	0	—		
判断基準	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	
	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(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	原子炉格納容器内の温度傾向を監視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監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		残留熱除去系熱交換器出口温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	—	—	—	—	—			
		残留熱除去系系統流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2			
		原子炉補機冷却水系系統流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1			
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B 系のみ)		2	2	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プールの温度	3	3	3	3				
原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度(A, B 系のみ)		2	2	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—			
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プールの水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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		
	—	—	—	—	—	—	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能			
	—	—	—	—	—	—	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能			
	—	—	—	—	—	—	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	—			
	—	—	—	—	—	—	—	サブプレッション・チェンバ・プールの水位	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プールの水位(常用計器)により代替監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	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			計器故障等	SBO
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバール気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバール気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能。		
AM 設備別操作手順書「RHR(A)による S/P 除熱」「RHR(B)による S/P 除熱」	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力(A, B 系のみ)	2	2	1	1	-	-	-						監視事項は抽出パラメータにて確認	
		残留熱除去系熱交換器入口温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	原子炉格納容器内の温度傾向を監視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監視可能		
	残留熱除去系熱交換器出口温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	-	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2				
	残留熱除去系系統流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバール気体温度	1	1	1	1				
	原子炉補機冷却水系系統流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバール水温度	3	3	3	3				
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	-	-								
	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	-								
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により代替監視可能		
									復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能		
格納容器内圧力(S/C)									1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)			
[サブプレッション・チェンバール水位]									2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバール水位(常用計器)により代替監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順																	
(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器除熱																	
事故時運転操作手順書(徴候ベース)「PCV 圧力制御」等	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
			格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	[サブプレッション・チェンバ氣體温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により代替監視可能		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能		
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—								
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—								
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ								
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③									
			M/C E 電圧	1	1	1	1	③									
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③									
P/C D-1 電圧	1		1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ										
P/C E-1 電圧	1		1	1	1	③											
直流 125V 主母線盤 A 電圧	1		1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ										
直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③												
直流 125V 主母線盤 C 電圧	1	1	1	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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合						
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等	原子炉格納容器内の 圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			1	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能						
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能						
			1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能						
			1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェン バ・プール水温度	3	3	3	3	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能						
		原子炉格納容器内の 温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
				1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能					
		原子炉格納容器への 注水量	サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ・プール水温度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	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能					
	残留熱除去系系統流量(A,B 系のみ)		2	2	1	1	①	—	[サブプレッション・チェンバ 気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			2	2	1	1	①	—	サブプレッション・チェン バ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能						
	原子炉格納容器内の 水位	残留熱除去系ポンプ吐出圧 力(A,B系のみ)	2	2	1	1	③	残留熱除去系の運転状態を 確認するパラメータ	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			2	2	1	1	③	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
	原子炉格納容器内の 水位	サブプレッション・チェンバ・ プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉 格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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					
									復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能						
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能						
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能						
									[サブプレッション・チェン バ・プール水位]	2	2	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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (2) 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によるサブプレッション・チェンバ・プール水除熱																	
事故時運転操作手順書(後継ベース) 「S/P 温度制御」等	判断基準	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	—	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		
			[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	—	—	[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能		
		サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	—	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能。			
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			M/C E 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			P/C E-1 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	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	3	3	1	1	①	—	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	原子炉格納容器内の温度傾向を監視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監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		残留熱除去系熱交換器出口温度	3	3	1	1	①	—	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3			
		残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2			
		原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	①	—	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1			
		残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	3	1	1	①	—	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			
		原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	3	3	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—			—
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	—	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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	—	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能			
			1	1	1	1	—	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能			
			1	1	1	1	—	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能			
			2	2	1	1	—	—	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(微候ベース)「S/P 温度制御」等	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・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	—	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能。		
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	③	残留熱除去系の運転状態を確認するパラメータ	—							
			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	原子炉格納容器内の温度傾向を監視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監視可能		
		残留熱除去系熱交換器出口温度	3	3	1	1	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2				
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認	
			原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	3	1	1	①	—	—							
		原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	3	3	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	—							
			原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1		復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により代替監視可能
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	—	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	
				格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	—	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能	
				格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	—	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	
				サブプレッション・チェンバ・プール水位	2	2	1	1	—	—	サブプレッション・チェンバ・プール水位	2	2	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合						
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. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																				
b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																				
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)「放出」 AM 設備別操作手順書 FCVS (S/P 側) FCVS (D/W 側) FCVS (遠隔操作可能弁開閉操作)	判断基準 (1/2)	原子炉格納容器内の線量当量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベル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	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	0	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(SA)	1	1	1	0							
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1							
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1							
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1							
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1							
		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	格納容器内圧力(S/C)	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	
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
									ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能						
		原子炉格納容器内の圧力	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	2	2	1	1	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能						
									サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能						
									格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能						
		原子炉格納容器内の温度	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能						
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能						
									サブプレッション・チェンバ氣體温度	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器)により代替監視可能						
		原子炉格納容器内の温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ氣體温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
格納容器内圧力(S/C)	1								1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転転換手順書 (シビアアクシデント) 「放出」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	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	
AM 設備別操作手順書 FCYS (S/P 側) FCYS (D/W 側) FCYS (遠隔操作可能弁 開閉操作)	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) または格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	③	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無し、水素爆発の可能性を把握可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉建屋内の水素濃度	7	7	7	7	①	—	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	4	4	4	4	③	静的触媒式水素再結合器の動作を監視するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
AM 用直流 125V 充電器盤電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—		
原子炉格納容器内の線量当量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	2	1	1	0	①	—	「エリア放射線モニタ」	2	2	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	2	0	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	—	「エリア放射線モニタ」	2	2	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酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無し、水素爆発の可能性を把握可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	③	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無し、水素爆発の可能性を把握可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉建屋内の水素濃度	7	7	7	7	①	—	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	4	③	静的触媒式水素再結合器の動作を監視するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧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						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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合						
事故時運転転作手順書(シビアアクシデント)「放出」 AM 設備別操作手順書 FCVS (S/P 側) FCVS (D/W 側) FCVS (遠隔操作可能弁開閉操作)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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					
									復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能						
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能						
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1							
									[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能						
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能						
									ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能						
									[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能						
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能						
									サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能						
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	より格納容器内圧力(S/C)及びサブプレッション・チェンバ・プール水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					
									[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能						
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能						
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能						
									サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能						
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能						
									[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能						
									サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能						
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能。						
									ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却の代替監視可能						
補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認						
	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1								
								フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(S/C)	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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
多様なハザード対応 手順 「フィルタ装置ドレ ン移送ポンプ水張り」	基準 判断	—	—						—								
	操作	—	—						—								
多様なハザード対応 手順 「フィルタベント水 位調整(水張り)」	判断 基準	補機監視 機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—							
	操作	補機監視 機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—							
多様なハザード対応 手順 「フィルタベント水 位調整(水抜き)」	判断 基準	補機監視 機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—							
		補機監視 機能	フィルタ装置金属フィルタ 差圧	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	フィルタ装置入口圧力を格納容器圧力との関 係から代替監視可能	監視事項は抽出パ ラメータにて確認	
	操作	補機監視 機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—							
		補機監視 機能	フィルタ装置ドレン移送流 量	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状 態を確認するパラメータ	—							
多様なハザード対応 手順 「フィルタベント停 止後のN ₂ バージ手 順」	基準 判断	—	—						—								
	操作	補機監視 機能	フィルタ装置水素濃度	1	1	1	1	①	—	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	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、代替 監視可能	監視事項は抽出パ ラメータにて確認	
		補機監視 機能	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	フィルタ装置金属フィルタ差圧を格納容器圧 力との関係から代替監視可能	監視事項は抽出パ ラメータにて確認	
多様なハザード対応 手順 フィルタ装置スクラ バ水 pH 調整	基準 判断	—	—						—								
	操作	補機監視 機能	フィルタ装置スクラバ水 pH	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	—	—	
多様なハザード対応 手順 「ドレン移送ライン N ₂ バージ手順」	基準 判断	—	—						—								
	操作	補機監視 機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	フィルタ装置水位	2	2	2	2	フィルタ装置水位によりフィルタ装置の水位 変化を把握することで、代替監視可能	監視事項は抽出パ ラメータにて確認	
多様なハザード対応 手順 「ドレン移送ライン N ₂ バージ手順」	基準 判断	—	—						—								
	操作	補機監視 機能	ドレン移送ライン圧力	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状 態を確認するパラメータ	—							
多様なハザード対応 手順 「ドレンタンク水抜 き」	基準 判断	補機監視 機能	ドレンタンク水位	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状 態を確認するパラメータ	—							
	操作	補機監視 機能	ドレンタンク水位	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状 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

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			パラメータ分類	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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 AM設備別操作手順書 「復水補給水系を用いた代替循環冷却」	原子炉格納容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	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		
			3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	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	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
		1	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0					
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	—	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	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	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
			1	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1				
			1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
		1	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0					
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	3	3	3	3	①	—	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により、代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	格納容器内圧力(D/W)		1	1	1	1	①	—	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	水源である復水貯蔵槽水位の変化により、代替監視可能			
	格納容器内圧力(S/C)		1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1			飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
		サブプレッション・チェンバール水温度	3	3	3	3	①	—	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能			
		サブプレッション・チェンバール水温度	3	3	3	3	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1				
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバール水温度	3	3	3	3	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		サブプレッション・チェンバール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバール水温度	1	1	1	1			飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバール水温度及びサブプレッション・チェンバール水温度により代替監視可能	
		サブプレッション・チェンバール水温度	3	3	3	3	①	—	[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1				監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能
	最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・チェンバール水温度	3	3	3	3	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)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		
		復水補給水系温度(代替循環冷却)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				
		復水補給水系流量(原子炉圧力容器)(A系のみ)	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバール水温度	3	3	3	3				
復水補給水系流量(原子炉格納容器)		2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1					
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(B系のみ)		1	1	1	1	①	—	[サブプレッション・チェンバール水温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバール水温度(常用計器)により代替監視可能				
原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度(B系のみ)		1	1	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—						
補機監視機能		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—					
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	③	—	—	—	—	—	—						

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
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 d. 格納容器内 pH 制御																
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「放出」	判断基準	原子炉格納容器内の線量当量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	2	1	1	0	①	-	[エア放射線モニタ]	2	2	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	
AM 設備別操作手順書 「格納容器 pH 制御」	操作	原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定し、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	0								
				原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1								
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1								
				原子炉水位 (SA)	1	1	1	1								
				残留熱除去系熱交換器入口温度	1	1	1	1								
				3	3	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能								
				1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より、代替監視可能								
				1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より代替監視可能								
				3	3	3	3	注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能								
				1	1	1	1	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) の注水量により代替監視可能								
				1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視可能								
				1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により、代替監視可能								
				2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能								
1	1	1	1	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) の注水量により、代替監視可能												
1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位の変化により、代替監視可能												
補機監視機能	薬液タンク水位	「緊急時対策本部」に確認						-								
	サブプレッションプール水 pH	「緊急時対策本部」に確認						-								

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧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						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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
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																		
(2) 交流動力電源喪失時の対応手順																		
a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）																		
b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）																		
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「放出」 AM 設備別操作手順書「FCVS(S/P 側）」 「FCVS(D/W 側）」 「FCVS(遠隔操作可能弁開閉操作)」	判断基準 (1/2)	原子炉格納容器内の線量当量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベル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	原子炉圧力								原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器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(SA)								原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
				原子炉水位(広帯域)								原子炉水位(燃料域)	3	3	1	1		
				原子炉水位(燃料域)								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
				原子炉水位(SA)								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
				残留熱除去系熱交換器入口温度								残留熱除去系熱交換器入口温度	1	1	1	1		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				ドライウェル雰囲気温度							ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
				[格納容器内圧力(D/W)]							[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)（常用計器）により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(S/C)	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				サブプレッション・チェンバ気体温度							サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能		
				サブプレッション・チェンバ・プール水温度							サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			
				[格納容器内圧力(S/C)]							[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)（常用計器）により代替監視可能		
				格納容器内圧力(D/W)							格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能		
				格納容器内圧力(S/C)							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ気体温度	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度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	
格納容器内圧力(S/C)									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能				
サブプレッション・チェンバ・プール水温度	[サブプレッション・チェンバ気体温度]								[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能				
	サブプレッション・チェンバ気体温度								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度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・プール水温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
	格納容器内圧力(S/C)							格納容器内圧力(S/C)	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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転転換手順書(シビアアクシデント) 「放出」 「FCVS(S/P 側)」 「FCVS(D/W 側)」 AM 設備別操作手順書 「FCVS(遠隔操作可能 弁開閉操作)」	判断基準 (2/2)	電源	原子炉格納容器内の水素濃度	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	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	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉建屋内の水素濃度	7	7	7	7	①	—	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			AM 用直流 125V 充電器盤電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—
			—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
原子炉格納容器内の線量当量率	操作 (1/2)	原子炉格納容器内の水位	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	「エリア放射線モニタ」	2	2	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
			格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	—	—	—	—	—	—
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	「エリア放射線モニタ」	2	2	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	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉格納容器内の水素濃度	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	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
			原子炉建屋内の水素濃度	7	7	7	7	①	—	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉格納容器内の水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により代替監視可能	—
			原子炉格納容器内の水位	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉格納容器内の水位	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)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
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(S/C)	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	—
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内圧力(D/W)	2	2	2	2	①	—	「格納容器内圧力(D/W)」	2	2	1	1	監視可能であれば「格納容器内圧力(D/W) (常用計器)」により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	—
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プールの水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・プールの水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ・プールの水温度	3	3	3	3	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プールの水温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
格納容器内圧力(S/C)	2	2	2	2	①	—	「格納容器内圧力(S/C)」	2	2	1	1	監視可能であれば「格納容器内圧力(S/C) (常用計器)」により代替監視可能	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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転転換手順書(シビアアクシデント)「放出」 AM 設備別操作手順書「FCVS(S/P側)」 「FCVS(D/W側)」 「FCVS(遠隔操作可能弁開閉操作)」	操作 (2/2)	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)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	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能							
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度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	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能。		
		補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1			
			フィルタ装置出口放射線モニタ	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1		
				格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
多様なハザード対応 手順 「フィルタ装置ドレ ン移送ポンプ水張り」	判断 基準	—	—						—					—		
	操作	—	—						—					—		
多様なハザード対応 手順 「フィルタベント水 位調整(水張り)」	判断 基準	補機監視 機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—					—	
	操作	補機監視 機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—					—	
多様なハザード対応 手順 「フィルタベント水 位調整(水抜き)」	判断 基準	補機監視 機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—					—	
			フィルタ装置金属フィルタ 差圧	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	フィルタ装置入口圧力を格納容器圧力との関 係から代替監視可能	監視事項は抽出パ ラメータにて確認
	操作	補機監視 機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—					—	
			フィルタ装置ドレン移送流 量	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状 態を確認するパラメータ	—					—	
多様なハザード対応 手順 「フィルタベント停 止後のN ₂ バージ手 順」	判断 基準	—	—						—					—		
	操作	補機監視 機能	フィルタ装置水素濃度	1	1	1	1	①	—	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	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、代替 監視可能	監視事項は抽出パ ラメータにて確認
			フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	フィルタ装置金属フィルタ差圧を格納容器圧 力との関係から代替監視可能	監視事項は抽出パ ラメータにて確認
多様なハザード対応 手順 「フィルタ装置スク ラバ水 pH 調整」	判断 基準	—	—						—					—		
	操作	補機監視 機能	フィルタ装置スクラバ水 pH	1	1	1	1	①	—	—					—	
			フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	フィルタ装置水位	2	2	2	2	フィルタ装置水位によりフィルタ装置の水位 変化を把握することで、代替監視可能	監視事項は抽出パ ラメータにて確認
多様なハザード対応 手順 「ドレン移送ライン N ₂ バージ手順」	判断 基準	—	—						—					—		
	操作	補機監視 機能	ドレン移送ライン圧力	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状 態を確認するパラメータ	—					—	
多様なハザード対応 手順 「ドレンタンク水抜 き」	判断 基準	補機監視 機能	ドレンタンク水位	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状 態を確認するパラメータ	—					—	
	操作	補機監視 機能	ドレンタンク水位	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状 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に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合																		
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順																																
(1) 格納容器下部注水																																
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-3a」、「注水-3b」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認																	
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	「エリア放射線モニタ」	2	2	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能																		
AM 設備別操作手順書「MUWC (下部 D/W 注水) (必要注水量到達後注入停止)」 「MUWC (下部 D/W 注水) (注水継続)」	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力	3	3	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	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉水位 (広帯域)		3	3	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3
判断基準 ①/②	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位 (狭帯域)]	4	4	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 (広帯域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能																		
判断基準 ①/②	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	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	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	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能																		
判断基準 ①/②	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	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																	
		原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能																		
判断基準 ①/②	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	0	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	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	0	①	-	原子炉圧力容器温度	3	3	3	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能																		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-3a」,「注水-3b」 AM 設備別操作手順書 「MUWC (下部 D/W 注水) (必要注水量到達後注入停止)」 「MUWC (下部 D/W 注水) (注水継続)」	判断基準 (2/2)	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内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	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	-	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	-	格納容器内水素濃度	2	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		
		制御棒の位置	制御棒操作監視系	1	1	0	0	-	制御棒の位置不明より、炉心損傷を確認	-	-	-	-	-	-	-	-
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-
			直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	1 1	1 1	1 1	1 1	③ ③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	- -	- -	- -	- -	- -	- -	- -	- -
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
				1	1	1	1	①	-	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
				1	1	0	1	①	-	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
				1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
				1	1	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
				1	1	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
1	1			1	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
1	1			1	1	①	-	原子炉水位	1	1	1	1					
3	3			3	3	①	-	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵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に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転転作手順書(シビアアクシデント) 「注水-3a」, 「注水-3b」 AM 設備別操作手順書 「MUWC (下部 D/W 注水) (必要注水量到達後注入停止)」 「MUWC (下部 D/W 注水) (注水継続)」	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		
										[サブプレッション・チェンバ氣體温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器)により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ氣體温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器下部注水流量	3	3	3	3	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		
		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器) * 格納容器下部注水流量	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器) * 格納容器下部注水流量	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により、代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位の変化により、代替監視可能		
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ								
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	③									
	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)		1	1	0	0	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	
				1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能		
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能		
										格納容器下部水位	3	3	3	3	注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能		
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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		
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	復水貯蔵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		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
										復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1						
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能					
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵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に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転転作手順書(シビアアクシデント) 「注水-3a」, 「注水-3b」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認 監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	1	1	0	①	-	「エリア放射線モニタ」	2	2	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能		
AM 設備別操作手順書 「消防車(下部 D/W 注水)(必要注水量到達後注入停止)」 「消防車(下部 D/W 注水)(注水継続)」	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力	3	3	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	
			3	3	3	3	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0			
多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	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	
			3	3	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			3	3	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度	3	3	3	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し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	0	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転転換手順書(シビアアクシデント) 「注水-3a」, 「注水-3b」 AM 設備別操作手順書 「消防車(下部 D/W 注水)(必要注水量到達後注入停止)」 「消防車(下部 D/W 注水)(注水継続)」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準 (2/2)	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能		
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		
			[サブプレッション・チェンバ氣體温度]	3	0	0	0	①	-	[サブプレッション・チェンバ氣體温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器)により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ氣體温度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	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	-	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	-	格納容器内水素濃度	2	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		
		制御棒の位置	制御棒操作監視系	1	1	0	0	-	制御棒の位置不明より、炉心損傷を確認	-	-	-	-	-	-	-	-
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	-	-
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	復水貯蔵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水位の代替監視可能		
										原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1	0	復水貯蔵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水位の代替監視可能		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	復水貯蔵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水位の代替監視可能				
								復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水貯蔵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水位の代替監視可能				
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能				
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能				
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能				
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能				
								防火水槽					「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に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-3a」, 「注水-3b」 AM 設備別操作手順書 「消防車(下部 D/W 注水)(必要注水量到達後注入停止)」 「消防車(下部 D/W 注水)(注水継続)」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	[サブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能。	
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	3	3	3	3	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器) *格納容器下部注水流量	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により、代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位の変化により、代替監視可能		
		原子炉格納容器への注水量 *格納容器下部注水流量	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	
		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能		
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能		
		格納容器下部水位	3	3	3	3	①	-	格納容器下部水位	3	3	3	3	注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能		
補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力					③	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ						-			
水源の確保	防火水槽					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に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-3a」, 「注水-3b」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認 監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	2	0	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能		
AM 設備別操作手順書 「FP(下部 D/W 注水(必要注水量到達後注入停止))」 「FP(下部 D/W 注水(注水継続))」	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力	3	3	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	
			3	3	3	3	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0			
AM 設備別操作手順書 「FP(下部 D/W 注水(注水継続))」	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	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	
			3	3	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	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		
AM 設備別操作手順書 「FP(下部 D/W 注水(注水継続))」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
AM 設備別操作手順書 「FP(下部 D/W 注水(注水継続))」	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			3	3	1	1	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、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
AM 設備別操作手順書 「FP(下部 D/W 注水(注水継続))」	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	0	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
AM 設備別操作手順書 「FP(下部 D/W 注水(注水継続))」	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	0	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転転換手順書(シビアアクシデン ト) 「注水-3a」, 「注水 -3b」 AM 設備別操作手順書 「FP(下部 D/W 注水) (必要注水量到達後注 入停止)」 「FP(下部 D/W 注水) (注水継続)」	判断基準 (2/2)	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内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	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ気体温度	3	0	0	0	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		
		電源	制御棒の位置	制御棒操作監視系	1	1	0	0	③	制御棒の位置不明より、炉心損傷を確認	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	格納容器内水素濃度	2	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		
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—			
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—			
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—			
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—			
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—			
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	監視事項は代替パラメータにて確認
				復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
				原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
				高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	—	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
				復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1		
				原子炉水位	3	3	1	1	①	—	原子炉水位	3	3	1	1		
				原子炉水位(SA)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	2	2	1	1		
				復水移送ポンプ吐出圧力	1	1	1	1	①	—	復水移送ポンプ吐出圧力	1	1	1	1		
ろ過水タンク水位					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に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-3a」, 「注水-3b」 AM 設備別操作手順書 「FP(下部 D/W 注水) (必要注水量到達後注入停止)」 「FP(下部 D/W 注水) (注水継続)」	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	—	[サブプレッション・チェンバ氣體温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器)により代替監視可能	
			原子炉格納容器内の水位	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ氣體温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器下部水位	3	3	3	3	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能。	
		原子炉格納容器への注水量 *格納容器下部注水量	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉格納容器) *格納容器下部注水量	1	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により、代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位の変化により、代替監視可能	
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動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	ろ過水タンク水位	「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に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水																
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」、「注水-2」 AM 設備別操作手順書 「MUWC (RPV 破損が無い場合の RPV 代替注水)」 「MUWC (RPV 破損後の RPV 代替注水)」	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	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	
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	0	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		
AM 設備別操作手順書 「MUWC (RPV 破損が無い場合の RPV 代替注水)」 「MUWC (RPV 破損後の RPV 代替注水)」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
判断基準	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ					—			
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ					—			
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ					—			
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ					—			
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ					—			
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ					—			
水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)		1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵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に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)「注水-1」、「注水-2」 AM 設備別操作手順書「MUC (RPV 破損が無い場合の RPV 代替注水)」「MUC (RPV 破損後の RPV 代替注水)」	操作	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	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(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高压代替注水系系統流量	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉水位(広帯域)	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	
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										高压代替注水系系統流量	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
									高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
									原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧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)	3	3	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
									原子炉圧力容器温度	3	3	3	3			
									原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧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)	3	3	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
							原子炉圧力容器温度	3	3	3	3					
							復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化により、代替監視可能				
							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認				
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1					
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
							原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	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				
							復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③ —				
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		③ —			
							[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	① ①				
							復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1		—			
							高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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				
							復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	復水貯蔵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				
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0					
							高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
							復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1					
							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能				
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1					
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵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に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転転換手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」 AM 設備別操作手順書 「消防車 (RPV 破損が無い場合の RPV 代替注水)」 「消防車 (RPV 破損後の RPV 代替注水)」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	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水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	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
			2	2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	0			
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	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		
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	1			
			—	—	—	—	—	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	1			
			—	—	—	—	—	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	1			
			—	—	—	—	—	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	0			
			—	—	—	—	—	—	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	1			
			—	—	—	—	—	—	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	1			
	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C 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		
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—			
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—			
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—			
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—			
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—			
	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能		
			1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	1			
			—	—	—	—	—	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	0			
			—	—	—	—	—	—	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	1			
—			—	—	—	—	—	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	1				
—			—	—	—	—	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	1				
—			—	—	—	—	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	1				
—			—	—	—	—	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	1				
—			—	—	—	—	—	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	3				
—			—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
防火水槽	「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に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転転換手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」、「注水-2」 AM 設備別操作手順書 「消防車 (RPV 破損が無い場合) の RPV 代替注水」 「消防車 (RPV 破損後の RPV 代替注水)」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	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	
			3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	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	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1	0			
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
									残留熱除去水系系統流量	3	3	1	1			
								原子炉水位(広帯域)	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	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				
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1				
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
								原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1	0				
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
							残留熱除去水系系統流量	3	3	1	1					
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力(SA)	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認			
								原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				
								原子炉圧力	3	3	1	1				
	原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
1				1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
						原子炉圧力容器温度	3	3	3	3						
						復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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)	3	3	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(燃料域)	2	2	1	1						
						原子炉水位(SA)	1	1	1	1						
補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力						③	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ								
水源の確保	防火水槽						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に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転転機作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」、「注水-2」 AM 設備別操作手順書 「FP (RPV 破損が無い場合の RPV 代替注水)」 「FP (RPV 破損後の RPV 代替注水)」	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(狭帯域)]	4	4	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(広帯域)	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能					
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			①						
			原子炉水位(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				
			原子炉水位(広帯域)	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			①						
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			①						
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			①						
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			①						
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			①						
	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①										
	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①										
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	-	原子炉圧力(SA)	1	1			1	0	直接的に原子炉圧力容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)	3	3	1	1	①			原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能							
	原子炉圧力(燃料域)	2	2	1	1	①										
	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①										
	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①										
	原子炉圧力	3	3	1	1	①				直接的に原子炉圧力容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)	3	3	1	1	①					原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能					
	原子炉圧力(燃料域)	2	2	1	1	①										
原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①											
原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①											
原子炉圧力	3	3	1	1	①	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より、代替監視可能										
原子炉圧力(広帯域)	3	3	1	1	①		監視事項は主要パラメータにて確認									
原子炉圧力(燃料域)	2	2	1	1	①											
原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①											
原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①											
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①			-	-							
原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①											
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①											
原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①											
原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①											
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①											
原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①											
原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①											
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①											
原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①											
補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認					③	ディーゼル駆動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	ろ過水タンク水位	「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に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」、「注水-2」	操作 (1/2)	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	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(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0					
										原子炉心注水系統流量	2	2	0	1					
										残留熱除去系統流量	3	3	1	1					
										原子炉水位(広帯域)	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	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(SA)	1	1	1	1					
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1					
										原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0					
										原子炉心注水系統流量	2	2	0	1					
										残留熱除去系統流量	3	3	1	1					
									原子炉圧力	3	3	1	1						
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	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(SA)	1	1	1	1						
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1						
									原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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	3	3	1	1						
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1						
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1						
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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	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に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」	操作 (2/2)	原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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)	3	3	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(燃料域)	2	2	1	1									
		補機監視機能	高压代替注水系ポンプ吐出圧力 高压代替注水系タービン入口圧力 高压代替注水系タービン排気圧力 高压代替注水系ポンプ吸込圧力	1	1	1	1	③	高压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ(現場)	-	-	-	-	-	-	-	-
				1	1	1	1	③		-							
				1	1	1	1	③		-							
				1	1	1	1	③		-							
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	-	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				1	1	1	1	①		復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
				1	1	0	1	原子炉隔離時冷却系系統流量		1	1	1	0				
				1	1	1	1	高压炉心注水系系統流量		2	2	0	1				
				1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)		1	1	1	1				
				1	1	1	1	原子炉水位(広帯域)		3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能			
				1	1	1	1	原子炉水位(燃料域)		2	2	1	1				
				1	1	1	1	原子炉水位(SA)		1	1	1	1	1	1		1
1	1	1	1	復水移送ポンプ吐出圧力	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に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
事故時運転転作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」、「注水-2」 AM 設備別操作手順書 「SLC ポンプによる ほう酸水注入」	原子炉圧力容器内の水位	判断基準	【原子炉水位(狭帯域)】	4	4	1	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 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		
				3	3	1	1			原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1				
				2	2	1	1			原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1				
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	① ①	— —	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
				1	1	1	1			高压代替注水系系統流量	1	1	1	1				
				1	1	1	1			復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
				1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
				2	2	0	1			高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
				3	3	1	1			残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—				
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—				
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③		非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—				
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—				
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③		直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—				
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—				
		ほう酸水タンク液位	1	0	0	0	③		ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—				

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」、「注水-2」 AM 設備別操作手順書 「SLC ポンプによる ほう酸水注入」	原子炉圧力容器内の水位	操作	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	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(広帯域)	3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	0				
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
								原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				
								原子炉圧力	3	3	1	1				
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1					
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
							原子炉圧力容器温度	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に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転転換手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」 AM 設備別操作手順書 「CRD による原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	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		
			3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1				
			2	2	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
									原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0				
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
				原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	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	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0				
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
	電源	判断基準	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ					—			
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③						—			
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ					—			
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③						—			
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ					—			
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③						—			
	補機監視機能		原子炉補機冷却水系系統流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—					—			
水源の確保	判断基準	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			1	1	0	0	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
			1	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0				
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
									復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1				
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
									1	1	1	1					
									復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵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に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」 AM 設備別操作手順書 「CRD による原子炉注水」	操作 (1/2)	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	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(広帯域)	3	3	1	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	①	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0			
										高压炉心注水系統流量	2	2	0	1			
										残留熱除去系統流量	3	3	1	1			
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
										高压代替注水系統流量	1	1	1	1			
										復水補給水系統流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	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	監視事項は主要パラメータにて確認
					1	1	1	1	①	—	高压炉心注水系統流量	2	2	0	1		
											残留熱除去系統流量	3	3	1	1		
											原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
											原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
											原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
											原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
											原子炉圧力容器温度	3	3	3	3		
											原子炉圧力	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力(SA)	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
				原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
				原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3		
				原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	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に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」 AM 設備別操作手順書 「CRD による原子炉注水」	操作 (2/2)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	—	原子炉圧力	3	3	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 (SA)	1	1	1	0											
			原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1											
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1											
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1											
			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	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				
			原子炉圧力容器内への注水量	制御棒駆動系系統流量	1	1	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	—							
			補機監視機能	制御棒駆動系充てん水ライン圧力	1	1	1	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	—							
			水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	① ①	— —	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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
					復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	1	1	1	1									
					原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0									
					高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1									
復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	1	1			1	1												
原子炉水位 (広帯域)	3	3			1	1												
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1							注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位 (SA) の代替監視可能							
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1														
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3								復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵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に落下した溶融炉心の冷却

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」、「注水-2」 AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	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	
			3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) 原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) 原子炉隔離時冷却系系統流量	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	—	高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量	2	2	0	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	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	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	0	①	—	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	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
補機監視機能	原子炉圧力容器内の注水流量	高圧炉心注水系系統流量(B系のみ)	1	1	0	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	0	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能		
水源の確保	復水貯蔵槽水位	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) 原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	—	高圧炉心注水系系統流量 復水補給水系流量(原子炉格納容器) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA) 復水移送ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能		

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					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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					
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. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス・酸素ガスの排出																			
b. 代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス・酸素ガスの排出																			
c. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス・酸素ガスの排出																			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 「放出」	判断基準 (1/2)	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	2	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	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	1	1	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	1			
				原子炉水位(SA)	1	1	1	1	1	1	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	1			
				残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	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	3	3	1	1	1			
				格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	1		直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
				サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1	1		監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器)により代替監視可能	
				格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	1		直接的に格納容器内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・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	3		サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	
				格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	
				サブプレッション・チェンバ氣體温度	3	0	0	0	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	3	0	0	0	0		監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器)により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ氣體温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	-	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	-	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	0		直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	
格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2			1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)または格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能				
格納容器内圧力(D/W)	1			1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無し、水素爆発の可能性を把握可能				
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1						

重大事故等対処に係る監視事項

1.9 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						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	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)「除熱-1」「除熱-2」「放出」	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・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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	
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能		
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)と格納容器内圧力(D/W)の差圧により、代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ・プール水位	2	2	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能		
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-		-
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	-	-	-	-	-	-	-		-
		電源	P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	-	-	-	-	-	-	-	-	
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	-	-	-	-	-	-	-	-	
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	
			AM 用直流 125V 充電器盤電圧	1	1	1	1	③	-	-	-	-	-	-	-	-	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内の放射線量率	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベル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	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
格納容器内の放射線量率	2	1		1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベル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	格納容器内放射線量率	2	0	0	0	①	-	格納容器内放射線量率	2	2	2	2	直接的に格納容器内放射線量率を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
	格納容器内の放射線量率	2	2	2	2	①	-	格納容器内放射線量率	2	0	0	0	直接的に格納容器内放射線量率を計測することができ、監視可能				
操作 (1/2)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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		
		復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能			
		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能			
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)と格納容器内圧力(D/W)の差圧により、代替監視可能			
		サブプレッション・チェンバ・プール水位	2	2	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能			
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認	
		ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能			
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		格納容器内の圧力	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能			
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ・プール水温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能			
		格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)「除熱-1」「除熱-2」「放出」	原子炉格納容器内の温度	操作 (2/2)	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)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	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
		最終ヒートシンクの確保	耐圧強化バント放射線モニタ	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能	
				サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	
		フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1				
		フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1				
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2				
	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1					
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			格納容器内水素濃度(SA)	2	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	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
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 d. 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																	
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 「放出」 AM 設備別操作手順書 「可燃性ガス濃度制御系(A)による格納容器内水素濃度制御」 「可燃性ガス濃度制御系(B)による格納容器内水素濃度制御」	判断基準 (1/2)	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	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	格納容器内酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)または格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無し、水素爆発の可能性を把握可能	
				格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
				格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(S/C)	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
				サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能	
				格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベル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	格納容器内雰囲気放射線レベル	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	「エリア放射線モニタ」	2	2	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	原子炉圧力	3	3	3	3	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定し、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	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
原子炉水位(燃料域)	2			2	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
原子炉水位(SA)	1			1	1	1	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	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	3			3	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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転転作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 「放出」 AM 設備別操作手順書 「可燃性ガス濃度制御系(A)による格納容器内水素濃度制御」 「可燃性ガス濃度制御系(B)による格納容器内水素濃度制御」	判断基準 (2/2)	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバプール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	—	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能。	
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	原子炉格納容器内の温度傾向を監視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監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			残留熱除去系熱交換器出口温度(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	—	—	—	—	—		
			残留熱除去系系統流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2		
			原子炉補機冷却水系系統流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1		
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	サブプレッション・チェン バ・プール水温度	3	3	3	3		
			原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度(A, B系のみ)	2	2	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—		
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—		
			直流125V 主母線盤A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
		直流125V 主母線盤B 電圧	1	1	1	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

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転転換手順書(シビアアクシデント)「除熱-1」「除熱-2」「放出」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	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	
AM 設備別操作手順書「可燃性ガス濃度制御系(A)による格納容器内水素濃度制御」「可燃性ガス濃度制御系(B)による格納容器内水素濃度制御」	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)または格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無し、水素爆発の可能性を把握可能		
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能		
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		
		サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能		
		サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
補機監視機能	可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量	2	2	1	1	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	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能			
	ブロワ吸込ガス流量	2	2	1	1	③		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	ブロワ吸込圧力	2	2	1	1	③		[サブプレッション・チェンバ氣體温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器)により代替監視可能			
	加熱管内ガス温度	2	2	1	1	③		サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ氣體温度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		
	加熱管出口ガス温度	2	2	1	1	③		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能。			
	加熱管表面温度	2	2	1	1	③										
	再結合器内ガス温度	2	2	1	1	③										
	再結合器表面温度	2	2	1	1	③										

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	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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順 (1)原子炉ウエル注水																
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) AM 設備別操作手順書「消防車による原子炉ウエル注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			[エリア放射線モニタ]	2	2	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	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			[エリア放射線モニタ]	2	2	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	3	3	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(SA)	1	1	1	0	-	-							
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	-	-							
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	-	-							
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1	-	-								
		残留熟除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	-	-	残留熟除去系が運転状態であれば、残留熟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	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)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		
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	-	-										
水源の確保	防火水槽	「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	-						
淡水貯水池	「緊急時対策本部」に確認						④		-							
操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)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	
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	-	-								
	水源の確保	防火水槽	「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	-					
淡水貯水池	「緊急時対策本部」に確認						④		-							

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	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			計器故障等	SBO
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1(損傷炉心への注水)」 「注水-4(長期のRPV破損後の注水)」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	「エリア放射線モニタ」	2	2	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能		
AM 設備別操作手順書「原子炉ウェルへの注水(SPCU系の起動)」	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力	3	3	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	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0			
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)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	
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	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
電源	M/C C 電圧	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ								
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ								
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ								
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ								
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ								
直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ										
水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	
		復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
		高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
		復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
		原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			原子炉水位(広帯域)	3	3	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(SA)	1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵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

1.10 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	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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1(損傷炉心への注水)」 「注水-4(長期のRPV破損後の注水)」 AM 設備別操作手順書 原子炉ウエルへの注水(SPCU系の起動)	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)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	
		補機監視機能	サブプレッションプール浄化系系統流量	1	1	1	0	③	圧力抑制室プール浄化系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—			
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	—	—	—	—	—	—	復水貯蔵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水位の代替監視可能 復水貯蔵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水位の代替監視可能 注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能 復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				1	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—			—
				1	1	0	0	①	—	—	—	—	—	—			—
				1	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—			—
				1	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—			—
				1	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—			—
				1	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—			—
				1	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—			—

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	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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (1)原子炉建屋トップベント																
多様なハザード対応 手順 「水素対策(トップベ ント)」	判 断 基 準	原子炉建 屋内の水 素濃度	原子炉建屋水素濃度	7	7	7	7	①	—	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により 原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パ ラメータにて確認
			静的触媒式水素再結合器 動 作監視装置	4	4	4	4	③	静的触媒式水素再結合器の 動作を監視すパラメータ	—						
	操 作	原子炉建 屋内の水 素濃度	原子炉建屋水素濃度	7	7	7	7	①	—	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により 原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パ 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

対応手段	項目	監視パラメータ																
		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				計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後					区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済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																		
事故時運転転作手順書(徴候ベース) 「SFP水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「消防車によるSFP注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	2	2	1	1	—	—	—				—	—			
			燃料プール温度高 警報	2	2	1	1	—	—	—								
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1			1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1			1		
		使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能				
		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能				
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—				—				
			M/C D電圧	1	1	1	1	③	—	—				—				
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—				—				
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③	—	—				—				
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	—	—				—				
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—				—				
			直流125V充電器盤A-2電圧	1	1	1	1	③	—	—				—				
			AM用直流125V充電器盤電圧	1	1	1	1	③	—	—				—				
水源の確保	防火水槽	「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	—				—						
	淡水貯水池	「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

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		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			計器故障等	SBO	
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP 注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	2	2	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			燃料プール温度高 警報	2	2	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	—	—	—
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—	—	—
			スキマサージタンク水位	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	—	—	—
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	—	—	—
			使用済燃料プールエリア雰囲気温度	4	4	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	4	4	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
			プロセス放射線モニタ	4	4	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	
			燃料取替エリア排気放射能モニタ	4	4	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	—	—	—			
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—	—	—			
水源の確保	防火水槽	「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	—	—	—	—	—	—	—		
淡水貯水池	「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

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		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			計器故障等	SBO
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(敬候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP 注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	2	2	1	1	—	—	—						監視事項は抽出パラメータにて確認
			燃料プール温度高 警報	2	2	1	1	—	—	—						
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—						
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—						
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—						
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—						
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—						
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—						
			直流 125V 充電器盤 A-2 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—						
AM 用直流 125V 充電器盤電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—									
水源の確保	ろ過水タンク水位	「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

対応手段	項目	監視パラメータ															
		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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SFP水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車によるSFP注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水(淡水/海水)」	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	2	2	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			燃料プール温度高 警報	2	2	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	—	—	—
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—	—	—
			スキマサージタンク水位	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	—	—	—
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	—	—	—
			使用済燃料プールエリア雰囲気温度	4	4	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	4	4	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			プロセス放射線モニタ	4	4	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			燃料取替エリア排気放射線モニタ	4	4	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	—	—	—
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—	—	—			
使用済燃料プールへの注水量	1	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認					③	ディーゼル駆動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	ろ過水タンク水位	「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

対応手段	項目	監視パラメータ														
		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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合		
1.11.2.2 使用済燃料プールの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プールのスプレイ																
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP 注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	2	2	1	1	—	—	—						
			燃料プール温度高 警報	2	2	1	1	—	—	—						
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1					使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1		
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1					使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1		
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1					使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	1	1					使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	1	1	1	1		
		使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1			
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—						
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③		—						
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—						
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③		—						
直流 125V 主母線盤 A 電圧	1		1	1	1	③		—								
直流 125V 主母線盤 B 電圧	1		1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—								
直流 125V 充電器盤 A-2 電圧	1		1	1	1	③		—								
AM 用直流 125V 充電器盤電圧	1	1	1	1	③		—									
水源の確保	防火水槽	「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	—								
	淡水貯水池	「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

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
事故時運転操作手順書(微候ベース) 「SFP水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車によるSFP注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水(淡水/海水)」	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	2	2	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			燃料プール温度高 警報	2	2	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—	—	—
			スキマサージタンク水位	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	—	—	—
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	—	—	—
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—	—	—
			使用済燃料プールエリア雰囲気温度	4	4	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	4	4	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			プロセス放射線モニタ	4	4	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			燃料取替エリア排気放射線モニタ	4	4	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	—	—	—		
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—	—	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—	—	—		
水源の確保	防火水槽			「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	—	—	—	—	—	—	—		
	淡水貯水池			「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

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
1.11.2.4 重大事故等発生時における使用済燃料プールの除熱のための対応手順 (1) 復旧																	
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SFP水位・温度制御」 AM設備別操作手順書 「PPCによるSFP除熱」	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	2	2	1	1	—	—	—						使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		燃料プール温度高 警報	2	2	1	1	—	—	—								
		使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能			監視事項は抽出パラメータにて確認
		使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1				
		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1				
		スキマサージタンク水位	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—								—
	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—						—		
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—						—		
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—						—		
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—						—		
		直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—						—		
		直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		—						—		
	直流125V充電器盤A-2電圧	1	1	1	1	③	—						—				
	AM用直流125V充電器盤電圧	1	1	1	1	③	—						—				
	最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系統流量(A,B系のみ)	2	2	1	1	①	—	—						—		

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

対応手段	項目	監視パラメータ																
		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			計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合				
事故時運転操作手順書(微候ベース) 「SFP水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「FPCによるSFP除熱」	操作 使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	2	2	1	1	—	—	—									
		燃料プール温度高 警報	2	2	1	1	—	—	—									
		使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
									使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1					
									使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1					
				使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1				
										使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1				
				スキマサージタンク水位	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—							
				FPCポンプ吐出流量	2	2	1	1	③		—							
		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1						
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1						
		使用済燃料プールエリア雰囲気温度	4	4	1	1	③	使用済燃料プールの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

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ																					
		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			計器故障等	SBO							
					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合									
多様なハザード対応 手順 「大容量送水車(原子 炉建屋放水設備用)及 び放水砲による大気 への放射性物質の拡 散抑制」	判断基準 (1/3)	原子炉格 納容器内 の線量当 量率	格納容器内雰囲気放射線 レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) [エリア放射線モニタ]	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計 測することができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認							
			格納容器内雰囲気放射線 レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) [エリア放射線モニタ]	2	2	0	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計 測することができ、監視可能								
		原子炉圧 力容器内 の温度	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	-	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)	3	3	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により 原子炉圧力容器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							
				原子炉水位(SA)	1	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除 去系熱交換器入口温度により代替監視可能												
				残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	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												
				原子炉水位(SA)	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測する ことができ、監視可能												
				原子炉水位(SA)	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測する ことができ、監視可能												
				原子炉水位(SA)	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測する ことができ、監視可能												
		原子炉圧 力容器内 の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	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							
				3	3	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	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								
				2	2	1	1	①	-	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系系統流量								
			原子炉水位(SA)	1	1	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(燃料域)	2	2	1	1	①		-	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1	①		-	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1	①		-	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1	①		-	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1	①		-	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1	①		-	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1	①		-	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1	①		-	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0
原子炉隔離時冷却系系統流量	1										1	1	1	①	-	原子炉隔離時冷却系系統流量		1	1	1	0		
原子炉隔離時冷却系系統流量	1										1	1	1	①	-	原子炉隔離時冷却系系統流量		1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ																				
		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			計器故障等	SBO						
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合								
多様なハザード対応 手順 「大容量送水車(原子 炉建屋放水設備用)及 び放水砲による大気 への放射性物質の拡 散抑制」	原子炉圧 力容器へ の注水量	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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)	3	3	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(燃料域)	2	2	1	1									
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1																
		復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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)	3	3	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(燃料域)	2	2	1	1								
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1																
		原子炉圧力容器へ の注水量	1	1	1	0	0	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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)	3	3	1	1								
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1								
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1																
判断基準 (2/3)	原子炉格納容器内の 圧力	制御棒駆動系系統流量	1	1	0	0	③	制御棒駆動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							
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①		-	サブプレッション・チェンバール水位	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
																	原子炉水位(広帯域)	3	3	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(燃料域)	2	2	1	1																
		高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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)	3	3	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(燃料域)	2								2	1	1											
原子炉水位(SA)	1	1	1	1																		
原子炉格納容器内の 圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能									
								[格納容器内圧力(D/W)]	3	0	0	0	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能									
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能																
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバール気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバール気体温度及びサブプレッション・チェンバール水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・チェンバール水温度	3	3	3	3											
							[格納容器内圧力(S/C)]	2	0	0	0	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能										

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
多様なハザード対応手順 「大容量送水車(原子炉建屋放水設備)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	判断基準 (3/3)	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	2	2	1	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			原子炉建屋内の水素濃度	7	7	7	7	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			屋外の放射線								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出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

対応手段	項目	監視パラメータ																
		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				計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合	直後					区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合				
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (3) 淡水貯水池を水源とした対応手順 a. 可搬型代替注水ポンプによる送水																		
多様なハザード対応手順 「貯水池から消防車への送水」 「消防車による送水」	判断基準	水源の確保 [復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	① ①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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			
									復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1					
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0					
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
									復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1					
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1					
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1					
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
									復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能		
操作	水源の確保	淡水貯水池	「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となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (4)防火水槽を水源とした対応手順 a.可搬型代替注水ポンプによる送水(淡水/海水)																
多様なハザード対応 手順 「消防車による送 水」	判断 基準	水源の確 保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	① ①	— —	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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水位の代替監 視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
				1	1	1	1			復水補給水系流量(原子炉 圧力容器)	1	1	1	1		
				1	1	1	0			原子炉隔離時冷却系系統流 量	1	1	1	0		
				2	2	0	1			高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
				1	1	1	1			復水補給水系流量(原子炉 格納容器)	1	1	1	1		
				3	3	1	1			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
				2	2	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
				1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
				1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
				3	3	3	3			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		
操作	水源の確 保	防火水槽	「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となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (6)海を水源とした対応手順 a. 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプによる送水																
多様なハザード対応 手順 「大容量送水車による 消防車への送水」 「消防車による送水」	判断 基準	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
				1	1	0	1	—	—	原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1	0		
				2	2	0	1	—	—	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
				1	1	1	1	—	—	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1		
				3	3	1	1	—	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
				2	2	1	1	—	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
				1	1	1	1	—	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
				1	1	1	1	—	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
				3	3	3	3	—	—	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		
操作	水源の確保	海を利用	「緊急時対策本部」に確認				③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—							

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となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		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			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (1)復水貯蔵槽へ水を補給するための対応手順																	
事故時運転操作手順書(敬候ベース) AM 設備別操作手順書 「消防車による CSP への補給(淡水/海水)」	判断基準	水源の確保	[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			0
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0			1
											復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1			1
											原子炉水位(広帯域)	3	3	1			1
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
									復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能			
				淡水貯水池 「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							—	
				防火水槽 「緊急時対策本部」に確認				③								—	
	操作	水源の確保	[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	
復水貯蔵槽水位(SA)			1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
										復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
									復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能			
				淡水貯水池 「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							—	
				防火水槽 「緊急時対策本部」に確認				③								—	

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ																					
		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			計器故障等	SBO							
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合									
事故時運転転換手順書(徴候ベース) AM設備別操作手順書 「MUWPポンプによるCSPへの補給」 多様なハザード対応手順 「大湊側純水移送ポンプ電源確保」	判断基準	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量 1 1 1 1 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) 1 1 1 1 原子炉隔離時冷却水系系統流量 1 1 1 0 高圧炉心注水系系統流量 2 2 0 1 復水補給水系流量(原子炉格納容器) 1 1 1 1 原子炉水位(広帯域) 3 3 1 1 原子炉水位(燃料域) 2 2 1 1 原子炉水位(SA) 1 1 1 1 復水移送ポンプ吐出圧力 3 3 3 3	復水貯蔵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復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能 復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認											
				1	1	1	1	①	—	—	—		—	—	—								
				純水タンク水位			「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		—				—						
				電源		仮設発電機電圧			「緊急時対策本部」に確認				—	—				—					
				操作	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①		—	高圧代替注水系系統流量 1 1 1 1 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) 1 1 1 1 原子炉隔離時冷却水系系統流量 1 1 1 0 高圧炉心注水系系統流量 2 2 0 1 復水補給水系流量(原子炉格納容器) 1 1 1 1 原子炉水位(広帯域) 3 3 1 1 原子炉水位(燃料域) 2 2 1 1 原子炉水位(SA) 1 1 1 1 復水移送ポンプ吐出圧力 3 3 3 3	復水貯蔵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復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能 復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							
							1	1	1	1	①		—	—	—		—	—					
							純水タンク水位			「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	—				—				
							補機監視機能		純水移送ポンプ吐出圧力				「緊急時対策本部」に確認				③	純水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—				—

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合		
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (2)防火水槽へ水を補給するための対応手順															
多様なハザード対応 手順 「貯水池から大湊側 防火水槽への補給」	基準 判断	水源の確 保	淡水貯水池		「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								
			防火水槽		「緊急時対策本部」に確認	③									
多様なハザード対応 手順 「大湊側淡水タンク から防火水槽への補 給」	操作	水源の確 保	淡水貯水池		「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								
			防火水槽		「緊急時対策本部」に確認	③									
多様なハザード対応 手順 「大湊側淡水タンク から防火水槽への補 給」	基準 判断	水源の確 保	ろ過水タンク水位		「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								
			純水タンク水位		「緊急時対策本部」に確認	③									
			防火水槽		「緊急時対策本部」に確認	③									
	操作	水源の確 保	ろ過水タンク水位		「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								
			防火水槽		「緊急時対策本部」に確認	③									
			純水タンク水位		「緊急時対策本部」に確認	③									
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (2)防火水槽へ水を補給するための対応手順															
多様なハザード対応 手順 「大容量送水車によ る防火水槽への海水 補給」	基準 判断	水源の確 保	防火水槽		「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	防火水槽		「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						
多様なハザード対応 手順 「海水ポンプによる 防火水槽への海水補 給」	基準 判断	水源の確 保	防火水槽		「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	防火水槽		「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						
多様なハザード対応 手順 「消防車による防火 水槽への海水補給」	基準 判断	水源の確 保	防火水槽		「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	防火水槽		「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認 するパラメータ						
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (3)淡水タンクへ水を補給するための対応手順															
多様なハザード対応 手順 「貯水池から大湊側 淡水タンクへの補給」	基準 判断	水源の確 保	ろ過水タンク水位		「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								
			純水タンク水位		「緊急時対策本部」に確認	③									
			淡水貯水池		「緊急時対策本部」に確認	③									
	操作	水源の確 保	ろ過水タンク水位		「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								
			純水タンク水位		「緊急時対策本部」に確認	③									
			淡水貯水池		「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

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ																	
		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			計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					
1.14.2.1 交流電源喪失時の対応手順 (1)代替交流電源設備による給電																			
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 AM設備別操作手順書 第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車によるM/C C系及びM/C D系受電 「第一ガスタービン発電機起動」 「M/C7C・7D受電」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L, 2L 電圧	「緊急時対策本部」に確認				③	新新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ										
			500kV 南新潟幹線 1L, 2L 電圧						南新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ										
			No. 1 工用変圧器入力電圧						工用変圧器の受電状態を確認するパラメータ										
			No. 2 工用変圧器入力電圧						工用変圧器の受電状態を確認するパラメータ										
			M/C C 電圧						1						1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
			M/C D 電圧						1						1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
	操作	第一 GTG 運転監視	第一 GTG 発電機電圧	「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										
			第一 GTG 発電機周波数																
			第一 GTG タービン回転数																
			第一 GTG 潤滑油入口温度																
			第一 GTG 潤滑油入口圧力																
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ										
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ										
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ										
P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ													
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 AM設備別操作手順書 第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車によるM/C C系及びM/C D系受電 「緊急用 M/C から M/C7C・7D への電路構成」 「M/C7C・7D 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L, 2L 電圧	「緊急時対策本部」に確認				③	新新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ										
			500kV 南新潟幹線 1L, 2L 電圧						南新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ										
			No. 1 工用変圧器入力電圧						工用変圧器の受電状態を確認するパラメータ										
			No. 2 工用変圧器入力電圧						工用変圧器の受電状態を確認するパラメータ										
			M/C C 電圧						1						1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
			M/C D 電圧						1						1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
	操作	第二 GTG 運転監視	第二 GTG 発電機電圧	「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										
			第二 GTG 発電機周波数																
			第二 GTG タービン回転数																
			第二 GTG 潤滑油入口温度																
			第二 GTG 潤滑油入口圧力																
		電源	緊急用 M/C 電圧	「緊急時対策本部」に確認				③	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ										
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 AM設備別操作手順書 第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車によるM/C C系及びM/C D系受電 「大湊側緊急用 M/C から M/C7C・7D への電路構成」 「M/C7C・7D 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L, 2L 電圧	「緊急時対策本部」に確認				③	新新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ										
			500kV 南新潟幹線 1L, 2L 電圧						南新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ										
			No. 1 工用変圧器入力電圧						工用変圧器の受電状態を確認するパラメータ										
			No. 2 工用変圧器入力電圧						工用変圧器の受電状態を確認するパラメータ										
			M/C C 電圧						1						1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
			M/C D 電圧						1						1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
	操作	第二 GTG 運転監視	第二 GTG 発電機電圧	「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										
			第二 GTG 発電機周波数																
			第二 GTG タービン回転数																
			第二 GTG 潤滑油入口温度																
			第二 GTG 潤滑油入口圧力																
		電源	大湊側緊急用 M/C 電圧	「緊急時対策本部」に確認				③	緊急用 M/C 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

対応手段	項目	監視パラメータ														
		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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 AM設備別操作手順書 第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機又は電源車によるM/C C系及びM/C D系受電 「緊急用M/CからM/C7C・7Dへの電路構成」 「M/C7C・7D受電」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L, 2L 電圧	「緊急時対策本部」に確認			③	新新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ	-							
			500kV 南新潟幹線 1L, 2L 電圧	「緊急時対策本部」に確認				南新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ								
			No.1 工事用変圧器入力電圧	「緊急時対策本部」に確認				工事用変圧器の受電状態を確認するパラメータ								
			No.2 工事用変圧器入力電圧	「緊急時対策本部」に確認			工事用変圧器の受電状態を確認するパラメータ									
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③		非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ						
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③		非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ						
			第一 GTG 発電機電圧	「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								
			第一 GTG 発電機周波数	「緊急時対策本部」に確認												
			第二 GTG 発電機電圧	「緊急時対策本部」に確認												
			第二 GTG 発電機周波数	「緊急時対策本部」に確認												
			緊急用 M/C 電圧	「緊急時対策本部」に確認			③	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ								
			多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」	操作	電源	電源車連転監視	「緊急時対策本部」に確認			④	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ					
						電源車周波数	「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					
						M/C C 電圧	1	1		1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ			
M/C D 電圧	1	1				1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ							
P/C C-1 電圧	1	1				1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ							
P/C D-1 電圧	1	1				1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ							
緊急用 M/C 電圧	「緊急時対策本部」に確認					③	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ									
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 AM設備別操作手順書 電源車によるP/C C系及びP/C D系受電 「電源車によるP/C 7C-1・7D-1への電路構成」 「電源車(緊急用電源切替箱7A経由)によるM/C7C・7Dへの電路構成」 「M/C 7C・7D受電」 「P/C7C-1・7D-1受電(P/C動力変圧器～M/C7C・7D経由)」	判断基準	電源				500kV 新新潟幹線 1L, 2L 電圧	「緊急時対策本部」に確認			③	新新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ	-				
			500kV 南新潟幹線 1L, 2L 電圧	「緊急時対策本部」に確認			南新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ									
			No.1 工事用変圧器入力電圧	「緊急時対策本部」に確認			工事用変圧器の受電状態を確認するパラメータ									
			No.2 工事用変圧器入力電圧	「緊急時対策本部」に確認			工事用変圧器の受電状態を確認するパラメータ									
			第一 GTG 発電機電圧	「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								
			第二 GTG 発電機電圧	「緊急時対策本部」に確認												
			電源車電圧(緊急用 M/C 経由)	「緊急時対策本部」に確認												
			電源車周波数	「緊急時対策本部」に確認												
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ							
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ							
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ							
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ							
			多様なハザード対応手順 「電源車によるP/C 7C-1・P/C 7D-1受電」	操作	電源	電源車連転監視	「緊急時対策本部」に確認			④	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ					
						電源車周波数	「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					
P/C C-1 電圧	1	1				1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ							
P/C D-1 電圧	1	1				1	1	③	非常用 P/C 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

対応手段	項目	監視パラメータ																
		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			計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
1.14.2.1 交流電源喪失時の対応手順 (2) 電力融通による給電																		
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 AM 設備別操作手順書 号炉間電力融通ケーブルによる電力融通 「K6D/G による M/C TC・TD への回路構成(号炉間電力融通ケーブル使用)」 「DG (A) (B) による他号炉への電力融通」 多様なハザード対応手順 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」	判断基準	電源	非常用 D/G(A) 発電機電圧	1	1	1	1	③	非常用 D/G の発電状態を確認するパラメータ									
			非常用 D/G(B) 発電機電圧	1	1	1	1	③										
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ									
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③										
		D/G 運転監視(6号炉)	非常用 D/G(A) 発電機電圧(6号炉)	「6号炉中央操作室」に確認						③	他号炉の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							
			非常用 D/G(B) 発電機電圧(6号炉)															
			非常用 D/G(A) 発電機電力(6号炉)															
			非常用 D/G(D) 発電機電力(6号炉)															
	操作	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ									
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③										
		D/G 運転監視(6号炉)	非常用 D/G(A) 発電機電圧(6号炉)	「6号炉中央操作室」に確認						③	他号炉の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							
			非常用 D/G(B) 発電機電圧(6号炉)															
			非常用 D/G(A) 発電機電力(6号炉)															
			非常用 D/G(B) 発電機電力(6号炉)															
非常用 D/G(A) 発電機周波数(6号炉)																		
非常用 D/G(D) 発電機周波数(6号炉)																		

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ																				
		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			計器故障等	SBO						
					直後	区分I 直流電源 を延命した場合	区分II 直流電源 を延命した場合					直後	区分I 直流電源 を延命した場合	区分II 直流電源 を延命した場合								
1.14.2.2 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順																						
(1) 代替直流電源設備による給電																						
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 AM設備別操作手順書 所内蓄電式直流電源設備による給電	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L, 2L 電圧	1	1	1	1	③	新新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-								
			500kV 南新潟幹線 1L, 2L 電圧												「緊急時対策本部」に確認	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	-				
			No.1 工事用変圧器入力電圧																③	-		
			No.2 工事用変圧器入力電圧																		③	-
			M/C C 電圧																③	-		
			M/C D 電圧												③	-						
操作	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-									
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-										
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 AM設備別操作手順書 所内蓄電式直流電源設備による給電 「直流 125V 蓄電池切替 (7A, 7A-2, AM 用)」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L, 2L 電圧	1	1	1	1	③	新新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-								
			500kV 南新潟幹線 1L, 2L 電圧												「緊急時対策本部」に確認	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	-				
			No.1 工事用変圧器入力電圧																③	-		
			No.2 工事用変圧器入力電圧																		③	-
			蓄電池解放継続時間																直流 125V 蓄電池 A の放電時間が 8 時間以上となるおそれ	-		
			操作												電源	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 AM設備別操作手順書 所内蓄電式直流電源設備による給電 「直流 125V 蓄電池切替 (7A, 7A-2, AM 用)」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L, 2L 電圧	1	1	1	1	③	新新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-								
			500kV 南新潟幹線 1L, 2L 電圧												「緊急時対策本部」に確認	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	-				
			No.1 工事用変圧器入力電圧																③	-		
			No.2 工事用変圧器入力電圧																		③	-
			蓄電池解放継続時間																直流 125V 蓄電池 A-2 の放電時間が 19 時間以上となるおそれ	-		
			操作												電源	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 AM設備別操作手順書 所内蓄電式直流電源設備による給電 「直流 125V 充電器盤 7A 受電」	判断基準	電源	P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-								
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③														
			直流 125V 充電器盤 A 充電器電圧	1	1	1	1	③														
			操作	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1							1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	
					基準判断	電源	P/C C-1 電圧	1							1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-
			P/C D-1 電圧	1			1	1							1	③						
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 AM設備別操作手順書 所内蓄電式直流電源設備による給電 「直流 125V 充電器盤 7B 受電」	判断基準	電源	直流 125V 充電器盤 B 充電器電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-								
			操作	電源	直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1							1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	
					基準判断	電源	P/C C-1 電圧	1							1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-
			P/C D-1 電圧	1			1	1							1	③						
			操作	電源	電源	直流 125V 充電器盤 A-2 充電器電圧	1	1							1	1	③	直流電源設備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

対応手段	項目	監視パラメータ														
		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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 AM 設備別操作手順書 所内蓄電式直流電源設備による給電 「AM 直流 125V 充電器受電」	判断基準 操作	電源	P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ							
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③								
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 AM 設備別操作手順書 所内蓄電式直流電源設備による給電 「中操監視計器復旧(C系)」 「中操監視計器復旧(D系)」	判断基準	電源	P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ							
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③								
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 AM 設備別操作手順書 可搬型直流電源設備による給電 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「電源車 (AM 用動力変圧器) による AM 用 MCC への電路構成」 「電源車 (緊急用電源箱 7A 経由) による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による AM 用 MCC 受電」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ							
			直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	1	1	1	1	③								
			AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③								
	操作	電源車運転監視	電源車電圧	「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							
			電源車周波数													
			AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ							
多様なハザード対応手順 直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電 「直流給電車による直流 125V 主母線盤 7A 給電」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ							
			直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	1	1	1	1	③								
			AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③								
			電源車電圧	「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	
	操作	直流給電車運転監視	電源	直流給電車電圧	「緊急時対策本部」に確認				③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ						
操作	電源	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備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

対応手段	項目	監視パラメータ													評価	
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.14.2.2 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順 (2) 常設代替直流電源設備による遮断器用制御電源復旧																
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 AM設備別操作手順書 「AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤7A受電」	判断基準	電源	500kV新新潟幹線1L,2L電圧	1	1	1	1	③	新新潟幹線1L,2Lの受電状態を確認するパラメータ	-						
			500kV南新潟幹線1L,2L電圧												「緊急時対策本部」に確認	-
			No.1工事用変圧器入力電圧													
			No.2工事用変圧器入力電圧													
			AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-						
	操作	電源	直流125V充電器盤A充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-						
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③		-						
AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧			1	1	1	1	③	-								
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 AM設備別操作手順書 「緊急M/CからM/C7C-7Dへの電路構成」 「大湊緊急用M/CからM/C7C-7Dへの電路構成」 「電源車によるP/C7C-1・7D-1への電路構成」 「電源車(緊急用電源切替箱7A経由)によるM/C7C-7Dへの電路構成」 「第一ガスタービン発電機起動」 「M/C7C-7D受電」 多様なハザード対応手順 「第二GTGによる荒浜側緊急用M/C受電」 「第二GTGによる大湊側緊急用M/C受電」 「電源車によるP/C7C-1・P/C7D-1受電」 「非常用D/G軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	電源	M/C D電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	-						
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		-						
			直流125V充電器盤B充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-						
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		-						
	操作	電源	直流125V充電器盤B充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-						
			直流125V主母線盤B電圧	1	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

対応手段	項目	監視パラメータ														
		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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.14.2.2 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順 (3) 低圧電源号炉間融通																
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 AM 設備別操作手順書 「低圧電源号炉間融通による直流 125V 主母線盤 A 又は B 受電」	電源	500kV 新新潟幹線 1L, 2L 電圧	「緊急時対策本部」に確認				③	新新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ	-							
		500kV 南新潟幹線 1L, 2L 電圧						南新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ								
		No. 1 工用変圧器入力電圧						工用変圧器の受電状態を確認するパラメータ								
		No. 2 工用変圧器入力電圧						工用変圧器の受電状態を確認するパラメータ								
		M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ								
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ								
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ								
		直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	1	1	1	1	③									
		AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③									
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③									
	D/G 運転監視 (6 号炉)	非常用 D/G (A) 発電機電圧 (6 号炉)	「6 号炉中央操作室」に確認				③	他号炉の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	-							
		非常用 D/G (B) 発電機電圧 (6 号炉)														
		非常用 D/G (A) 発電機電力 (6 号炉)														
		非常用 D/G (B) 発電機電力 (6 号炉)														
		非常用 D/G (A) 発電機周波数 (6 号炉)														
	操作	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ							
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備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

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器					パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合		
1.14.2.3 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順 (1)代替所内電気設備による給電																
事故時運転操作手順書(事象ベース) AM 設備別操作手順書 第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車による AM 用 MCC 受電	判断基準	電源	第一 GTG 発電機電圧	「緊急時対策本部」に確認			③	電源車の運転状態を確認するパラメータ	—							
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—						
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—						
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—						
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—						
	操作	第一 GTG 運転監視	第一 GTG 発電機電圧	「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	—							
			第一 GTG 発電機周波数	「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	—							
			第一 GTG タービン回転数	「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	—							
			第一 GTG 潤滑油入口温度	「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	—							
		第一 GTG 潤滑油入口圧力	「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	AM 用 MCC B 電圧	1	1	1	1	③	AM 用 MCC の受電状態を確認するパラメータ	—								
事故時運転操作手順書(事象ベース) AM 設備別操作手順書 第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車による AM 用 MCC 受電	判断基準	電源	第二 GTG 発電機電圧	「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	—							
			緊急用 M/C 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	—							
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—						
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—						
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—						
	P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—								
	操作	第二 GTG 運転監視	第二 GTG 発電機電圧	「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	—							
			第二 GTG 発電機周波数	「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	—							
			第二 GTG タービン回転数	「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	—							
			第二 GTG 潤滑油入口温度	「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	—							
第二 GTG 潤滑油入口圧力		「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	緊急用 M/C 電圧	「緊急時対策本部」に確認			③	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—									
AM 用 MCC B 電圧	1	1	1	1	③	AM 用 MCC の受電状態を確認するパラメータ	—									
事故時運転操作手順書(事象ベース) AM 設備別操作手順書 第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車による AM 用 MCC 受電	判断基準	電源	第二 GTG 発電機電圧	「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	—							
			大湊側緊急用 M/C 電圧	「緊急時対策本部」に確認			③	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—							
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—						
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—						
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—						
	P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—								
	操作	第二 GTG 運転監視	第二 GTG 発電機電圧	「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	—							
			第二 GTG 発電機周波数	「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	—							
			第二 GTG タービン回転数	「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	—							
			第二 GTG 潤滑油入口温度	「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	—							
第二 GTG 潤滑油入口圧力		「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	大湊側緊急用 M/C 電圧	「緊急時対策本部」に確認			③	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—									
AM 用 MCC B 電圧	1	1	1	1	③	AM 用 MCC 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

対応手段	項目	監視パラメータ														
		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			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(事象ベース) AM設備別操作手順書 第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車によるAM用MCC受電 「電源車(AM用動力変圧器)によるAM用MCCへの電路構成」 「AM用MCC受電」 多様なハザード対応手順 「電源車によるAM用MCC受電」	判断基準	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ							
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③								
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ							
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③								
			電源車電圧	「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						
	操作	電源車運転監視	電源車周波数	「緊急時対策本部」に確認					③							
			AM用MCC B 電圧	1	1	1	1	③	AM用MCCの受電状態を確認するパラメータ							
			電源車電圧	「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						
			電源車周波数	「緊急時対策本部」に確認					③							
事故時運転操作手順書(事象ベース) AM設備別操作手順書 第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車によるAM用MCC受電 「電源車(緊急用電源箱7A経由)によるAM用MCCへの電路構成」 「AM用MCC受電」 多様なハザード対応手順 「電源車によるAM用MCC受電」	判断基準	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ							
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③								
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ							
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③								
			電源車電圧	「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						
	操作	電源車運転監視	電源車周波数	「緊急時対策本部」に確認					③							
			AM用MCC B 電圧	1	1	1	1	③	AM用MCCの受電状態を確認するパラメータ							
			電源車電圧	「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						
			電源車周波数	「緊急時対策本部」に確認					③							
1.14.2.4 燃料の補給手順																
(1)軽油タンクからタンクローリへの給油																
多様なハザード対応手順 「非常用D/G軽油タンクからタンクローリへの給油」	判断基準	補機監視機能	軽油タンク(A)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						
			軽油タンク(B)油面 タンクローリ油タンクレベル													
	操作	補機監視機能	軽油タンク(A)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						
			軽油タンク(B)油面 タンクローリ油タンクレベル													
1.14.2.4 燃料の補給手順																
(2)タンクローリから各機器等への給油																
多様なハザード対応手順 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	補機監視機能	タンクローリ油タンクレベル	「緊急時対策本部」に確認					③	燃料の確保状態を確認するパラメータ						
			各機器油タンクレベル													
	操作	補機監視機能	タンクローリ油タンクレベル	「緊急時対策本部」に確認					③	燃料の確保状態を確認するパラメータ						
			各機器油タンクレベル													

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ																
		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			計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
1.14.2.5 重大事項等対処設備(設計基準拡張)の対応手順 (1)非常用交流電源設備による給電																		
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」	電源	500kV 新新潟幹線 1L, 2L 電圧 500kV 南新潟幹線 1L, 2L 電圧 No. 1 工用変圧器入力電圧 No. 2 工用変圧器入力電圧 M/C C 電圧 M/C D 電圧 M/C E 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	「緊急時対策本部」に確認				③	新新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ 南新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ 工用変圧器の受電状態を確認するパラメータ 非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ 直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ										
			原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]		4	4	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(広帯域)		3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
				原子炉水位(燃料域)		2	2	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
												原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0		
												高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
												残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
												原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
												原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1				
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
									原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0					
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1					
	操作	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ									
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	—									
			M/C E 電圧	1	1	1	1	③	—									
		D/G 運転監視	非常用 D/G 発電機電圧	3	3	3	3	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									
			非常用 D/G 発電機電力	3	3	3	3	③	—									
非常用 D/G 発電機周波数			3	3	3	3	③	—										
補機監視機能		燃料デایتンク油面	3	3	3	3	③	燃料の確保状態を確認するパラメータ										
		軽油タンク油面	2	2	2	2	③	—										
		原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	①	—										
		原子炉補機冷却系熱交換器出口冷却水温度	3	3	1	1	③	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ										

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ																	
		分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
					SBO 影響			直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合								直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.14.2.5 重大事項等対処設備(設計基準拡張)の対応手順																			
(2) 非常用直流電源設備による給電																			
	判断 基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L, 2L 電圧	「緊急時対策本部」に確認				③	新新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ										
			500kV 南新潟幹線 1L, 2L 電圧						南新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ										
			No. 1 工事用変圧器入力電圧						工事用変圧器の受電状態を確認するパラメータ										
			No. 2 工事用変圧器入力電圧						工事用変圧器の受電状態を確認するパラメータ										
			M/C C 電圧						1							1	1	1	③
	M/C E 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ												
	操作	電源	直流 125V 主母線盤 C 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ										
直流 125V 主母線盤 D 電圧			1	1	1	1	③	直流電源設備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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0		
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1		
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0		
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	- -	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と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	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	- -	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 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	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
								復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能 崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能 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		
								復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1		
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能 崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	③	残留熱除去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

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
高圧代替注水系による原子炉水位回復 ※	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位	3 2	3 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	監視事項は主要パラメータにて確認	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
								復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
								復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
								原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1			
	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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		
								復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	1	1	1	1			
原子炉水位								3 2	3 2	1 1	1 1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位 (SA) の代替監視可能			
原子炉水位 (SA)								1 1	1 1	1 1	1 1				
復水移送ポンプ吐出圧力								3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能			
[復水貯蔵槽水位]								1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能			
透か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
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉压力容器内飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉压力容器温度より代替監視可能									
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1										
	原子炉压力容器温度	3	3	3	3										
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	0		直接的に原子炉压力容器内の圧力を計測することができ、監視可能								
原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉压力容器内飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉压力容器温度より代替監視可能			
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
							原子炉压力容器温度	3	3	3	3				
							原子炉压力容器温度	3	3	3	3				

※ 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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	3	3	3	3		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	3	3	3	3		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位	3 2	3 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
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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		
							復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
							復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
							原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能	
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能		
							[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能		

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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウエル雰囲気気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気気温度により代替監視可能	
	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2		1	1						監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能		
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
								サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能	
原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位	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
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	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
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量(原子炉圧力容器)の代替監視可能	
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		監視事項は代替パラメータにて確認
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	復水貯蔵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	
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1		
								原子炉水位	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	
								[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能	

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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
								サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
								サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能	
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により代替監視可能	
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	
								格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	0	
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	2	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	
格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)								2	1	1	0	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	
フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	2	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能		
フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2			
フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ氣體温度、格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却のの代替監視可能		
フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1			
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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		
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能		
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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		
高圧注水機能喪失確認	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	- -	原子炉水位	3 2	3 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	
								高圧代替注水系系統流量	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		
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1			直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			監視事項は主要パラメータにて確認
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1										
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0										
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1										
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1										
	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能									
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能									
	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1										
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (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	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
								原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (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								3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
原子炉水位 (SA)								1 1	1 1	1 1	1 1				
高圧炉心注水系系統流量								2	2	0	1				

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
高圧代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位	3 2	3 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	監視事項は主要パラメータにて確認	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
								復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	1 1		直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
								復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
								原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1			
	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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		
								復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	1	1	1	1			
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位 (SA) の代替監視可能		
								原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1			
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能		
								[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能		

※ 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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
代替自動減圧ロジック動作確認	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位	3	3	1	1			原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1			
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位	3	3	1	1			原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1			
	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
								復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	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	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)								1	1	1	1				
原子炉隔離時冷却系系統流量								1	1	1	0				
高圧炉心注水系系統流量								2	2	0	1				
残留熱除去系系統流量								3	3	1	1				

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
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	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位	3	3	1	1			原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
								原子炉水位(SA)	2	2	1	1			
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1			
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位	2	2	1	1			原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1			
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位	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	監視事項は主要パラメータにて確認	
								高圧代替注水系系統流量	2	2	1	1			
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	1	1	0	1			
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	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	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サプレッション・チェンバ・ブール水位	1	1	1	1	水源であるサプレッション・チェンバ・ブール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	3	3	1	1			
原子炉水位(SA)								2	2	1	1				
原子炉水位								1	1	1	1				

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)運転	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール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	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能		
残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
								原子炉圧力容器温度	3	3	3	3			
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
								原子炉圧力容器温度	3	3	3	3			
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール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	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	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

2.3.1 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
全交流動力電源喪失 及び原子炉スクラム 確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの 代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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		
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの 代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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		
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	1 1	1 1	① ①	- -	原子炉水位	3 2	3 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	
								高压代替注水系系統流量	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		
								復水補給水系流量(原子炉 圧力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流 量	1	1	1	0			
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	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								
	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1										
	復水補給水系流量(原子炉 圧力容器)	1	1	1	1										
	原子炉隔離時冷却系系統流 量	1	1	1	0										
	高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1										
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1										
	原子炉隔離時冷却系系統流 量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より、原子炉隔離時 冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パ ラメータにて確認	
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変 化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監 視可能		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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水位の代替監 視可能	監視事項は代替パ ラメータにて確認	
								復水補給水系流量(原子炉 圧力容器)	1	1	1	1	復水貯蔵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水位の代替監 視可能		
								原子炉隔離時冷却系系統流 量	1	1	1	0			
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								復水補給水系流量(原子炉 格納容器)	1	1	1	1			
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1			注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽 水位 (SA) の代替監視可能
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水 位が確保されていることを監視可能		
								[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器) により代替監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価					
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO				
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合						
高圧代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位 (SA)	1				① ①	— —	原子炉水位	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
		1	1	1	1			2	2	1	1							
																		原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
	原子炉水位	3				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				
		2	3	1	1			1	1	1	1	1						
			2	1	1												原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
	高圧代替注水系系統流量	1				①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (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				
			1	1	1			3	3	1	1							
	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	監視事項は代替パラメータにて確認				
								復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	1	1	1	1						
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0						
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1						
								復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	1	1	1	1						
原子炉水位								3	3	1	1							
原子炉水位 (SA)								1	1	1	1							
原子炉水位 (SA)								1	1	1	1							
復水移送ポンプ吐出圧力								3	3	3	3							
[復水貯蔵槽水位]								1	1	0	0							
直流電源切替	—	—						—										

※ 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

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ 直流電源を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源を延命した場合		
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器)により代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
								サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器)により代替監視可能	
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差により、代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
								[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	
	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	[エア放射線モニタ]	2	2	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
フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	[エア放射線モニタ]	2	2	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能		
フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	-	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ氣體温度、格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1			
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	格納容器内圧力(D/W)	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	3	3	1	1		
								原子炉水位	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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	0		
								原子炉水位	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度	3	3	3	3			

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 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直交流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直交流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直交流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直交流電源 を延命した場合		
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	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位	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	監視事項は主要パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	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	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能		
							原子炉水位	3	3	1	1			
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
残留熱除去系(格納容器スプレイモード)による原子炉格納容器除熱	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能	
								原子炉水位	3	3	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内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、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2		
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1		
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		
							サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1			
							サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			
ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能		
							格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1			
サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能		
							サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			
サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
								[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器) により代替監視可能	
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位	3	3	1	1		
								原子炉水位(SA)	2	2	1	1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧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	3	3	1	1		
								原子炉水位(SA)	2	2	1	1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位	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	
								原子炉水位(SA)	2	2	1	1		
								原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系統注水量	1	1	1	0		
								原子炉心注水系統注水量	2	2	0	1		
								残留熱除去系統注水量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	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	
								原子炉水位	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系統注水量	1	1	1	0		
								原子炉心注水系統注水量	2	2	0	1		
								残留熱除去系統注水量	3	3	1	1		
復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より、代替監視可能		
							原子炉水位	3	3	1	1			
							原子炉水位(SA)	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	1			
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位	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(SA)	1	1	1	1			
							復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	1	1	1	0			
							原子炉隔離時冷却系統注水量	1	1	1	0			
							原子炉心注水系統注水量	2	2	0	1			
							復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
							原子炉水位	3	3	1	1			
							注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能	2	2	1	1			
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能									
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能									

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	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	区分Ⅰ 直流電源を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源を延命した場合			
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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		
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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		
高圧代替注水系による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	- -	原子炉水位	3	3	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	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	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
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
	復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1										
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0										
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1										
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1										
	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能									
	原子炉水位	3	3	1	1										
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1										
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1										
	復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1										
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0										
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1										
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1										
	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	監視事項は代替パラメータにて確認	
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
復水補給水系流量(原子炉格納容器)								1	1	1	1				
原子炉水位								3	3	1	1				
原子炉水位 (SA)								1	1	1	1				
復水移送ポンプ吐出圧力								3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能			
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能										

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能		
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能		
								サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能		
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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	
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差により、代替監視可能		
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
								[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能		
	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								[エア放射線モニタ]	2	2	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能		
格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							[エア放射線モニタ]	2	2	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能			
透がし安全弁による原子炉急減圧	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ氣體温度、格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1			
	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認		
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	1	1	1	①		原子炉圧力	3	3	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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	0	①		-	原子炉水位	3	3	1		1	
原子炉水位(SA)							1		1	1	1				
原子炉圧力容器温度							1		1	1	1				
原子炉圧力容器温度							3		3	3	3				
原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉水位	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
							原子炉水位	1	1	1	1				
							原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				

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 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
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	-	原子炉水位	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		1	1	1	1			2	2	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
								1	1	1	1			
								1	1	1	1			
								1	1	1	0			
								2	2	0	1			
					3	3	1	1						
	原子炉水位	3				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
		2	3	1	1			1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			2	1	1			1	1	1	1			
								1	1	1	0			
								2	2	0	1			
								3	3	1	1			
	残留熱除去系系統流量	3				①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール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
			3	1	1			3	3	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		
								2	2	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

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 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	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合			
残留熱除去系(格納容器スプレイモード)による原子炉格納容器除熱	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール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	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								ドライウェル雰囲気気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気気温度により代替監視可能		
								【格納容器内圧力(D/W)】	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器)により代替監視可能		
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度より代替監視可能		
								サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器)により代替監視可能		
	【格納容器内圧力(S/C)】	2	2	1	1										
	ドライウェル雰囲気気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)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	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度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	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	【サブプレッション・チェンバ気体温度】	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能		
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能。		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位	3	3	1	1		
								原子炉水位(SA)	2	2	1	1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧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	2	2	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位	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	
								高圧代替注水系系統流量	2	2	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	1	1	0	1		
								残留熱除去系系統流量	2	2	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	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	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	1	1	0	1		
								残留熱除去系系統流量	2	2	1	1		
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より、代替監視可能	
								原子炉水位	3	3	1	1		
								原子炉水位(SA)	2	2	1	1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	監視事項は代替パラメータにて確認	
復水補給水系流量(原子炉圧力容器)								1	1	1	1			
原子炉隔離時冷却系系統流量								1	1	1	0			
高圧炉心注水系系統流量								2	2	0	1			
復水補給水系流量(原子炉格納容器)								1	1	1	1			
原子炉水位								3	3	1	1			
原子炉水位(SA)								2	2	1	1			
復水移送ポンプ吐出圧力								1	1	1	1			
[復水貯蔵槽水位]								1	1	0	0			

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 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失

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			パラメータ分類	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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位	3	3	1	1		
								原子炉水位(SA)	2	2	1	1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧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	3	3	1	1		
								原子炉水位(SA)	2	2	1	1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
高圧代替注水系による原子炉注水	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位	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	監視事項は主要パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	2	2	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	1	1	0	1		
								残留熱除去水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
	原子炉水位	3	3	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	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	
								原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	1	1	0	1		
								残留熱除去水系系統流量	1	1	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1	0		
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化により代替監視可能		
							原子炉水位	3	3	1	1			
							原子炉水位(SA)	2	2	1	1			
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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		
							復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
							原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1	0			
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
							復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
							原子炉水位	3	3	1	1			
							原子炉水位(SA)	2	2	1	1			
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0										

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 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失

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			パラメータ分類	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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
								サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能	
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差により、代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								[エア放射線モニタ]	2	2	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
エア放射線モニタ	2	2	0	0	①	-	[エア放射線モニタ]	2	2	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	
フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2			
フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ氣體温度、格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1			
フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉水位	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	3	3	3	3		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位	2	2	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	3	3	3	3		

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 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
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	1 1	1 1	① ①	- -	原子炉水位	3 2	3 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
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系系統流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	- -	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系系統流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・ブル水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・ブル水位の水位変化より代替監視可能		
							原子炉水位	3	3	1	1			
							原子炉水位(SA)	2	2	1	1			
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
残留熱除去系(格納容器スプレイモード)による原子炉格納容器除熱	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・ブル水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・ブル水位の水位変化より代替監視可能	
								原子炉水位	3	3	1	1		
								原子炉水位(SA)	2	2	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		
							ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2			
							[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1			
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		
							サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1			
							サブプレッション・チェンバ・ブル水温度	3	3	3	3			
							[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1			
ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能		
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・ブル水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・ブル水温度の上昇により代替監視可能		
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
サブプレッション・チェンバ・ブル水温度	3	3	3	3	①	-	[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能		
							サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1			
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能。		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位	3	3	1	1			原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
								原子炉水位(SA)	2	2	1	1			
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1			
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧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	3	3	1	1			原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
								原子炉水位(SA)	2	2	1	1			
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1			
	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位	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		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	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		
								原子炉圧力容器	1	1	1	1			
原子炉隔離時冷却系系統流量								1	1	1	0				
原子炉圧力容器								1	1	1	1				
原子炉水位	3	3	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			
							原子炉水位	1	1	1	1				
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
							原子炉圧力容器	1	1	1	1				
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
							原子炉圧力容器	1	1	1	1				
復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より、代替監視可能			
							原子炉水位	3	3	1	1				
							原子炉水位(SA)	2	2	1	1				
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	復水貯蔵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			
							原子炉圧力容器	1	1	1	1				
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
							原子炉圧力容器	1	1	1	1				
							原子炉水位	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能			
							原子炉水位(SA)	2	2	1	1				
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能										
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能										

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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	
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	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位	3 2	3 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
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能								
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0									
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1									
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能
						原子炉水位			3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
						原子炉水位(SA)			1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1		
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		
[復水貯蔵槽水位]								1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価				
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					
高圧代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位 (SA)	1				① ①	-	原子炉水位	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		1	1	1	1			2	2	1	1						
										高圧代替注水系系統流量	1	1			1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
										復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1			1	1	
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1			1	0	
										高圧炉心注水系系統流量	2	2			0	1	
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1						
	原子炉水位	3	3	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			
		2	2	1	1			1	1	高圧代替注水系系統流量	1	1			1	1	
										復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1			1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1			1	0	
										高圧炉心注水系系統流量	2	2			0	1	
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1						
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (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	3	3			1	1	
										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
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1						
	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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			
										復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1			1	1	
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1			1	0	
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0			1		
									復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1				
									原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位 (SA) の代替監視可能		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
									原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
									復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能		
									[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0		監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能		
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備	-						-										

※ 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

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	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	区分 I 直流電源を延命した場合	区分 II 直流電源を延命した場合					直後	区分 I 直流電源を延命した場合	区分 II 直流電源を延命した場合				
逃がし安全弁による原子炉急減圧	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉水位	3	3	1	1			原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								2	2	1	1					
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉水位							3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能				
	2							2	1	1						
	原子炉水位 (SA)							1	1	1	1					
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉水位	3	3	1	1				原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
								2	2	1	1					
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉水位							3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能				
	2							2	1	1						
	原子炉水位 (SA)							1	1	1	1					
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	-	原子炉水位	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
								2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能				
								1	1	1	1					
								1	1	1	1					
	原子炉隔離時冷却系系統流量	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能										
	1	1	1	1												
	2	2	0	1												
	3	3	1	1												
原子炉水位	3	3	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		
								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	1					
								1	1	1	1					
	原子炉隔離時冷却系系統流量	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能										
	1	1	1	1												
	2	2	0	1												
	3	3	1	1												
復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	①	-	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (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	3	3	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	
								2	2	1	1					
								1	1	1	1					
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											
1	1	1	1													
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

2.3.4 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器冷却	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能	
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能		
							[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能		
原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位	3 2	3 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	
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	0		
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	1		
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	1		
原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	0		
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	1		
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	1		
復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	
							格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能		
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
							格納容器下部水位	3	3	3	3	注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能		
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		監視事項は主要パラメータにて確認	
							復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	1		復水貯蔵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
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	0		
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	1		
							復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	1		
							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	1		
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	1		注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1	1		
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	3		復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能
							[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	0		監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
								サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能	
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	
	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								[エリア放射線モニタ]	2	2	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
[エリア放射線モニタ]	2	2	0	0			[エリア放射線モニタ]	2	2	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能		
フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2			
フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ氣體温度、格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1			
フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	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

2.3.4 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により代替監視可能 水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能 格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能 監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1		
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
								[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1		
	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位	3	3	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	3	3	3	3		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位	3	3	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	3	3	3	3		
	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								原子炉圧力容器	1	1	1	1		
								高圧代注水系系統流量	1	1	1	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3	3	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 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位	1	1	1	1		
								高圧代注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
高圧炉心注水系系統流量								2	2	0	1			
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能 崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位	3	3	1	1			
							原子炉水位	2	2	1	1			
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)運転	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	-						
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)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

2.4.1 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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
全交流動力電源喪失 及び原子炉スクラム 確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの 代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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		
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの 代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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		
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	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位	3 2	3 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	
								高压代替注水系系統流量	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		
								復水補給水系流量(原子炉 圧力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流 量	1	1	1	0			
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	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								
	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1										
	復水補給水系流量(原子炉 圧力容器)	1	1	1	1										
	原子炉隔離時冷却系系統流 量	1	1	1	0										
	高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1										
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1										
	原子炉隔離時冷却系系統流 量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (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	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化 より代替監視可能		
								原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1			
	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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水位の代替監 視可能	監視事項は代替パ ラメータにて確認	
								復水補給水系流量(原子炉 圧力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流 量	1	1	1	0			
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								復水補給水系流量(原子炉 格納容器)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽 水位 (SA) の代替監視可能		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1			
								原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1			
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水 位が確保されていることを監視可能
								[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0			監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器) 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

2.4.1 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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					
高圧代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位 (SA)	1				① ①	-	原子炉水位	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	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	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
	原子炉水位	3	3	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			
		2	2	1	1			1	1	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (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				
															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		
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	監視事項は代替パラメータにて確認				
							復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	1	1	1	1						
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0						
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1						
							復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	1	1	1	1						
							原子炉水位	3	3	1	1						
							原子炉水位 (SA)	2	2	1	1						
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能			
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能												
逃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	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
							原子炉水位	3	3	1	1			原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度 / 圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
							原子炉水位 (SA)	2	2	1	1						
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、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	0					
								原子炉水位	3	3	1	1			原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度 / 圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
								原子炉水位 (SA)	2	2	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

2.4 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			パラメータ分類	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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位	3	3	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧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	3	3	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位	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	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
	原子炉水位	3	3	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	
								原子炉水位	1	1	1	1		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より、代替監視可能	
								原子炉水位	3	3	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	
復水補給水系流量(原子炉圧力容器)								1	1	1	1			
原子炉隔離時冷却系系統流量								1	1	1	0			
高圧炉心注水系系統流量								2	2	0	1			
復水補給水系流量(原子炉格納容器)								1	1	1	1			
原子炉水位								3	3	1	1			
原子炉水位(SA)								1	1	1	1			
復水移送ポンプ吐出圧力								3	3	3	3			
【復水貯蔵槽水位】								1	1	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

2.4.1 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			パラメータ分類	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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能		
							サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			
							[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能		
原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位	3 2	3 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	
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
							原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1			
							格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量(原子炉圧力容器)の代替監視可能		
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	監視事項は代替パラメータにて確認	
							復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
							復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
							原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能		
							原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1			
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能		
							[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)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

2.4.1 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			パラメータ分類	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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	—							
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能。		
残留熱除去系の低圧注水モード運転による原子炉注水	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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	
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能		
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	代替監視可能		
								[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能		
	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
								原子炉圧力容器温度	3	3	3	3			
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
原子炉水位								3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
原子炉水位(SA)								1	1	1	1				
原子炉圧力容器温度								3	3	3	3				
原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位	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	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
							原子炉圧力容器温度	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崩壊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崩壊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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能								
原子炉水位	3	3	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	1				
							原子炉圧力容器温度	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崩壊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崩壊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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能								
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール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	3	3	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)	2	2	1	1				
							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

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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	
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	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位	3 2	3 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
								高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
								高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1		水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	監視事項は代替パラメータにて確認
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
								原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	
								[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					
高圧代替注水系による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1				① ①	-	原子炉水位	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		1	1	1	1			2	2	1	1						
										高圧代替注水系系統流量	1	1			1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
										復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1			1	1	
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1			1	0	
										高圧炉心注水系系統流量	2	2			0	1	
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1						
	原子炉水位	3				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			
		2	3	1	1			1	1	1	1	1					
										高圧代替注水系系統流量	1	1			1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
										復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1			1	1	
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1			1	0	
										高圧炉心注水系系統流量	2	2			0	1	
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1						
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
								原子炉水位	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能		
								原子炉水位 (SA)	2	2	1	1					
	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	監視事項は代替パラメータにて確認			
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1					
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0					
高圧炉心注水系系統流量								2	2	0	1						
復水補給水系流量(原子炉格納容器)								1	1	1	1						
原子炉水位								3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位 (SA) の代替監視可能					
原子炉水位 (SA)								2	2	1	1						
原子炉水位								1	1	1	1	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵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						
復水移送ポンプ吐出圧力								3	3	3	3						
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能												
残留熱除去系機能喪失確認	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	③	残留熱除去系の運転状態を確認するパラメータ	-									
	サブプレッション・チェンバール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバール気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバール気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (S/C) により代替監視可能。				

※ 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

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
逃がし安全弁による 原子炉減圧	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位	3	3	1	1		
								原子炉水位 (SA)	2	2	1	1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧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	3	3	1	1		
								原子炉水位 (SA)	2	2	1	1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
高圧炉心注水系による 原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位	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	監視事項は主要パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3	3	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	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	
								原子炉水位	3	3	1	1		
								原子炉水位 (SA)	2	2	1	1		
	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	
								復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	1	1	1	1		
								原子炉水位	3	3	1	1		
								原子炉水位 (SA)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
復水移送ポンプ吐出圧力								3	3	3	3			
[復水貯蔵槽水位]								1	1	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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合		
代替格納容器スプレ イ冷却系による原子 炉格納容器冷却	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力 (D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により代替監視可能	
	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力 (S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により代替監視可能	
	復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (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	3	3	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	
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
								格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量 (原子炉压力容器) の代替監視可能	
	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	監視事項は代替パラメータにて確認
								復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	1	1	1	1		
原子炉隔離時冷却系系統流量								1	1	1	0			
高压炉心注水系系統流量								2	2	0	1			
復水補給水系流量 (原子炉格納容器)								1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位 (SA) の代替監視可能		
原子炉水位								3	3	1	1			
原子炉水位 (SA)								2	2	1	1			
原子炉水位 (SA)								1	1	1	1	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能		
復水移送ポンプ吐出圧力								3	3	3	3			
[復水貯蔵槽水位]								1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) 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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合		
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力 (D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により代替監視可能	
	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
								サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
								[格納容器内圧力 (S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により代替監視可能	
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量 (原子炉格納容器) の注水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
								復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視可能	
								格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により、代替監視可能	
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1		
								[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能	
	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								[エリア放射線モニタ]	2	2	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								[エリア放射線モニタ]	2	2	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	
	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2		
	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1		
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	装置による冷却の代替監視可能		

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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
原子炉スクラム失敗確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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	
格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系起動確認	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器)により代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
								サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器)により代替監視可能	
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位	3 2	3 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
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1									
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
原子炉隔離時冷却系系統流量								1	1	1	0			
高圧炉心注水系系統流量								2	2	0	1			
残留熱除去系系統流量								3	3	1	1			
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
							原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1			
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
							原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1			
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	③	残留熱除去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

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
原子炉隔離時冷却系 及び高压炉心注水系 による原子炉水位維持	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位	3 2	3 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	監視事項は主要パラメータにて確認		
								高压代替注水系系統流量	1	1	1	1			原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1				
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
								残留熱除去系系統流量	3	3	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										
	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1		原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能									
	復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1											
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0											
	高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1											
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1											
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①		—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1		水源である復水貯蔵槽水位 (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		3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
							原子炉水位 (SA)		1 1	1 1	1 1	1 1				
高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (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	3 2	3 2	1 1	1 1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
							原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1					
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	監視事項は代替パラメータにて確認			
							復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1					
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0					
							高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
							復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1					
							原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1			注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位 (SA) の代替監視可能		
							原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1					
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能		監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能		
							[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0					

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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
高圧代替注水系による 原子炉水位維持 ※	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位	3 2	3 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	監視事項は主要パラメータにて確認	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
								復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	1 1		直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
								復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1			
								原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1			
	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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水位の代替監視可能		
								復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	1	1	1	1			
原子炉水位								3 2	3 2	1 1	1 1				
原子炉水位 (SA)								1 1	1 1	1 1	1 1				
復水移送ポンプ吐出圧力								3	3	3	3				
[復水貯蔵槽水位]								1	1	0	0				

※ 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

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
自動減圧系自動起動 阻止	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウエル雰囲気気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・ チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェン バ・プール水温度により代替監視可能	
								サブプレッション・チェン バ・プール水温度	3	3	3	3		
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用 計器) により代替監視可能	
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位	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
								高压代替注水系系統流量	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	
								復水補給水系流量(原子炉 圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流 量	1	1	1	0		
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
残留熱除去系系統流量								3	3	1	1			
原子炉水位	3 2	3 2	1 1	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
							高压代替注水系系統流量	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		
							復水補給水系流量(原子炉 圧力容器)	1	1	1	1			
							原子炉隔離時冷却系系統流 量	1	1	1	0			
							高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
							ほう酸水注入系による 原子炉未臨界操作	平均出力領域モニタ	4	4	1		①	
[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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									
起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-		平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの 代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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	
残留熱除去系(サブプレ ッション・チェンバ・ プール水冷却モード) 運転による原子炉格 納容器除熱	サブプレッション・チェンバ・ プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化 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
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (S/C) 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 LOCA 時注水機能喪失(中小破断 LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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	
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位	3 2	3 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
								高圧代替注水系系統流量	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	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (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	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (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	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	③	残留熱除去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

2.6 LOCA 時注水機能喪失(中小破断 LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
高圧代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位	3 2	3 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	監視事項は主要パラメータにて確認	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
								原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1			
	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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		
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
原子炉水位								3 2	3 2	1 1	1 1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位 (SA) の代替監視可能			
原子炉水位 (SA)								1 1	1 1	1 1	1 1				
復水移送ポンプ吐出圧力								3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能			
[復水貯蔵槽水位]								1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能			
透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
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉压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压力容器温度より代替監視可能									
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1										
	原子炉压力容器温度	3	3	3	3										
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉压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	3 2	3 2	1 1	1 1		原子炉水位から原子炉压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压力容器温度より代替監視可能	
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1											
原子炉压力容器温度	3	3	3	3											

※ 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(中小破断 LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	3	3	3	3		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	3	3	3	3		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位	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	監視事項は主要パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	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
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	監視事項は代替パラメータにて確認
復水補給水系流量(原子炉圧力容器)								1	1	1	1			
原子炉隔離時冷却系系統流量								1	1	1	0			
高圧炉心注水系系統流量								2	2	0	1			
復水補給水系流量(原子炉格納容器)								1	1	1	1			
原子炉水位								3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能		
原子炉水位(SA)								1	1	1	1			
復水移送ポンプ吐出圧力								3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能		
[復水貯蔵槽水位]								1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)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 LOCA 時注水機能喪失(中小破断 LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウエル雰囲気気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気気温度により代替監視可能	
	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2		1	1						監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能		
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能		
							サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			
							[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能		
原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位	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	
							高压代替注水系系統流量	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
							原子炉隔離時冷却系系統流量	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
							高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
原子炉水位	3 2	3 2	1 1	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	
							高压代替注水系系統流量	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
							原子炉隔離時冷却系系統流量	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崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
							高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	
							格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能		
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	格納容器下部水位	3	3	3	3	注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
							高压代替注水系系統流量	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	復水貯蔵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		
							高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
							復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
							原子炉水位	3	3	1	1			
							原子炉水位(SA)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能		
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能		
							[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)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 LOCA 時注水機能喪失(中小破断 LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
								サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
								サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能	
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により代替監視可能	
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
								[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	
	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	
								[エリア放射線モニタ]	2	2	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	
格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能		
							[エリア放射線モニタ]	2	2	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能		
フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2			
フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ氣體温度、格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却の代替監視可能		
フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1			
フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	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(インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
インターフェイスシステム LOCA 発生	-						-							
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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	
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	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
								高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
								原子炉水位	3	3	1	1		
	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能								
	復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0									
	高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1									
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1									
	原子炉水位	2	2	1	1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	監視事項は代替パラメータにて確認
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1	復水貯蔵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	
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
復水補給水系流量(原子炉格納容器)								1	1	1	1			
原子炉水位								3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能		
原子炉水位(SA)								1	1	1	1			
原子炉水位(SA)								1	1	1	1	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能		
原子炉移送ポンプ吐出圧力								3	3	3	3			
[復水貯蔵槽水位]								1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)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(インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
高圧代替注水系による原子炉水位回復 ※	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位	3 2	3 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	監視事項は主要パラメータにて確認	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉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	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	3 2	3 2	1 1	1 1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1			
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
原子炉水位								3 2	3 2	1 1	1 1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能			
原子炉水位(SA)								1 1	1 1	1 1	1 1				
復水移送ポンプ吐出圧力								3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能			
[復水貯蔵槽水位]								1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能			

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
中央制御室での高圧炉心注水系隔離失敗	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位	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	監視事項は主要パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
高圧炉心注水系系統流量								2	2	0	1			
原子炉水位	3	2	2	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉水位	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	2	2	1	1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
								原子炉圧力容器温度	3	3	3	3		

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
高圧炉心注水系による 原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位	3 2	3 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	監視事項は主要パラメータにて確認	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	1 1		直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能			
							原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
							原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1				
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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水位の代替監視可能			
							復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1				
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
							復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位 (SA) の代替監視可能			
							原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1				
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能		
							[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0		監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能		
							サブプレッション・チェンバール水温度	3	3	3	3		サブプレッション・チェンバール気体温度の温度変化により代替監視可能		
残留熱除去系(サブプレッション・チェンバール水冷却モード)運転による原子炉格納容器除熱	3	3	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (S/C) により代替監視可能。			
							残留熱除去系系統流量	3	3	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(インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合						
現場操作での高圧炉心注水系隔離操作	原子炉水位(SA)	1				① ①	-	原子炉水位	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
		1	1	1	1			1	1	1	1	1			1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
	原子炉水位	3	3	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			
		2	2	1	1			1	1	1	1	1				1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
高圧炉心注水系隔離後の水位維持	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	① ①	-	原子炉水位	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
		1	1	1	1			1	1	1	1	1				1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
	原子炉水位	3	3	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		
		2	2	1	1			1	1	1	1	1			1		原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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			
																		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
サブプレッション・チェンバール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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					
																	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

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) (代替循環冷却系を使用する場合)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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		
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能		
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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		
非常用炉心冷却系機能喪失確認	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール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	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1	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		
	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	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									[エリア放射線モニタ]	2	2	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	
格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)		2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能		
								[エリア放射線モニタ]	2	2	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能		
格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	-	格納容器内水素濃度	2	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		

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) (代替循環冷却系を使用する場合)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合			
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系(常設)による原子炉水位回復	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位	3	3	1	1			原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
								原子炉水位(SA)	2	2	1	1			
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1			
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位	2	2	1	1			原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1			
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	3	3	1	1			
								原子炉水位(SA)	2	2	1	1			
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
								原子炉水位	3	3	1	1			
								原子炉水位(SA)	2	2	1	1			
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			
[復水貯蔵槽水位]								1	1	0	0				
ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)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		
							格納容器内圧力(S/C)	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) (代替循環冷却系を使用する場合)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
代替格納容器スプレ イ冷却系による格納 容器冷却	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)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
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
格納容器内圧力(S/C)	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内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 気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
格納容器内圧力(S/C)	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能	
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より、代替監視可能	
復水補給水系流量(原子炉格 納容器)	復水補給水系流量(原子炉格 納容器)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能	
復水貯蔵槽水位(SA)	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	格納容器下部水位	3	3	3	3	注水先の格納容器下部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
								高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	
								復水補給水系流量(原子炉 压力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流 量	1	1	1	0		
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								復水補給水系流量(原子炉 格納容器)	1	1	1	1		
								原子炉水位	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉水位	1	1	1	1	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器) 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) (代替循環冷却系を使用する場合)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
代替循環冷却系による 原子炉注水, 原子炉 格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能	
	サブプレッション・チェンバ・ プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	
	サブプレッション・チェンバ・ プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能	
								[サブプレッション・チェンバ・ プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・ プール水位(常用計器) により代替監視可能	
	復水補給水系流量(原子炉圧 力容器)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
	復水補給水系流量(原子炉格 納容器)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能	
								格納容器下部水位	3	3	3	3	注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能	
	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	-	格納容器内水素濃度	2	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
	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	-	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)または格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無し、水素爆発の可能性を把握可能	
格納容器内圧力(S/C)								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)(代替循環冷却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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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		
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能		
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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		
非常用炉心冷却系機能喪失確認	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール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	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
	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	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									[エリア放射線モニタ]	2	2	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	
格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)		2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能		
								[エリア放射線モニタ]	2	2	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能		
格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	-	格納容器内水素濃度	2	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		

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)(代替循環冷却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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系(常設)による原子炉水位回復確認	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位	3	3	1	1			原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
								原子炉水位(SA)	2	2	1	1			
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3										
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位	3	3	1	1			原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
								原子炉水位	2	2	1	1			
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3										
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	3	3	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	2	2	1	1			
	原子炉水位(SA)	1	1	1	1										
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
復水補給水系流量(原子炉格納容器)								1	1	1	1				
復水補給水系流量(原子炉格納容器)								1	1	1	1				
原子炉水位								3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能			
原子炉水位								2	2	1	1				
原子炉水位(SA)								1	1	1	1				
原子炉水位(SA)								1	1	1	1				
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能										
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能										
ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)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		
							格納容器内圧力(S/C)	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)(代替循環冷却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			パラメータ分類	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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)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
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
								サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能	
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能	
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	注水先の格納容器下部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
								格納容器下部水位	3	3	3	3		
								高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1		
								原子炉水位	3	3	1	1		
								原子炉水位(SA)	2	2	1	1		
原子炉水位(SA)								1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能		
原子炉水位(SA)								1	1	1	1			
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能									
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)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)(代替循環冷却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			パラメータ分類	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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウエル雰囲気気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
								サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能	
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能	
格納容器内圧力(S/C)								1	1	1	1			
[サブプレッション・チェンバ・プール水位]								2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能		
フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	ドライウエル雰囲気気温度	2	2	2	2			
フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	ドライウエル雰囲気気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1			
フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			

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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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	
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位	3 2	3 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
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (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	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (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								3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
原子炉水位 (SA)								1 1	1 1	1 1	1 1			
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	③	残留熱除去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

3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価				
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					
高压代替注水系による 原子炉注水 ※	原子炉水位 (SA)	1				① ①	-	原子炉水位	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		1	1	1	1			2	2	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能					
	原子炉水位	3				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			
		2	3	1	1			1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能					
			2	1	1			1	1	1	1						
	高压代替注水系系統流量	1				①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (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			
	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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			
								復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	1	1	1	1					
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0					
高压炉心注水系系統流量								2	2	0	1						
復水補給水系流量 (原子炉格納容器)								1	1	1	1						
1								1	1	1	1						
原子炉水位								3	3	1	1						
2								2	1	1							
原子炉水位 (SA)								1	1	1	1						
1								1	1	1							
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能												
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能												
炉心損傷確認	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	2	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			
	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
								[エリア放射線モニタ]	2	2	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			
								格納容器内水素濃度	2	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			

※ 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 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
逃がし安全による原子炉急速減圧	原子炉水位 (SA)	1				① ①	-	原子炉水位	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		1	1	1	1			1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能				
	原子炉水位	3				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		
		2	3	1	1			1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能				
			2	1	1			1	1	1	1					
	原子炉圧力 (SA)	1				①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			1	1	1			0	1	1	1	原子炉水位から原子炉压力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度／圧力の関係から原子炉压力容器温度より代替監視可能				
原子炉圧力	3				①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉压力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		3	1	1			1	1	1	1	原子炉水位から原子炉压力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度／圧力の関係から原子炉压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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
代替格納容器スプレ イ冷却系による原子 炉格納容器冷却	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力	3	3	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(SA)	1	1	1	0		
								原子炉水位	3	3	1	1		
									2	2	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
	復水補給水系流量(原子炉格 納容器)	1	1	1	1	①	-	残留熱除去系熱交換器入口 温度	3	3	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
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化よ り、代替監視可能	
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内 圧力(S/C)より代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	注水先の格納容器下部水位の水位変化により 代替監視可能	
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器下部水位	3	3	3	3	直接的に格納容器内圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度／圧力の関係から、ドライウェル雰 囲気温度により代替監視可能	
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用 計器)により代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度／圧力の関係から、サブプレッショ ン・チェンバ気体温度及びサブプレッショ ン・チェンバ・プール水温度により代替監視可能	
								サブプレッショ ン・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用 計器)により代替監視可能	
	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	サブプレッショ ン・チェン バ・プール水温度	3	3	3	3	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用 計器)により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度／圧力の関係から、格納容器内圧力 (D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により 代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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
								復水補給水系流量(原子炉 圧力容器)	1	1	1	1		
原子炉隔離時冷却系系統流 量								1	1	1	0			
高圧炉心注水系系統流量								2	2	0	1			
復水補給水系流量(原子炉 格納容器)								1	1	1	1			
原子炉水位								3	3	1	1			
原子炉水位(SA)								2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽 水位(SA)の代替監視可能		
								1	1	1	1			
原子炉水位(SA)								1	1	1	1			
復水移送ポンプ吐出圧力								3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水 位が確保されていることを監視可能		
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器) 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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
原子炉格納容器下部への注水	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力	3	3	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(SA)	1	1	1	0			
								原子炉水位	3	3	1	1			
								原子炉水位(SA)	2	2	1	1			
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	-	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	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
									復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より、代替監視可能	
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能	
	格納容器下部水位	3	3	3	3	①	-	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	注水先の格納容器下部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
									格納容器下部水位	3	3	3	3		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器) *格納容器下部注水流量	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により、代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位の変化により、代替監視可能	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	
									復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
									復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1		
									復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1		
									原子炉水位	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能	
									原子炉水位(SA)	2	2	1	1		
原子炉水位(SA)									1	1	1	1			
原子炉水位(SA)	1	1	1	1											
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能										
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						
原子炉圧力容器破損確認	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	① ①	-	原子炉水位	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	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	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
										高压代替注水系系統流量	1	1			1	1		
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1			1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1			1	0		
										高压炉心注水系系統流量	2	2			0	1		
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1							
原子炉水位		3	3	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				
		2	2	1	1			1	1	1	1	1			1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
											高压代替注水系系統流量	1			1	1	1	
											復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1			1	1	1	
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1			1	1	0	
											高压炉心注水系系統流量	2			2	0	1	
原子炉圧力容器温度		3	3	3	3	①	-	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		監視事項は主要パラメータにて確認				
											原子炉圧力	3	3		1	1		
											原子炉圧力 (SA)	1	1		1	0		
											原子炉水位	3	3		1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	
											原子炉水位 (SA)	2	2		1	1		
											残留熱除去系熱交換器入口温度	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 (SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
							原子炉水位	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能						
							2	2	1	1								
							1	1	1	1								
							1	1	1	1								
原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3							
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧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	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能						
							2	2	1	1								
							1	1	1	1								
格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3							
							格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能						
							ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能						
ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	[格納容器内圧力 (D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
							格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の上昇により代替監視可能						
							格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1							

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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
溶融炉心への注水	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	① ①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	
		1	1	1	1			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1			注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能
		1	1	1	1			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能
		1	1	1	1			格納容器下部水位	3	3	3	3			注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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	
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
								原子炉水位	3	3	1	1			注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
								原子炉水位	1	1	1	1			
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能
								〔復水貯蔵槽水位〕	1	1	0	0			監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能
代替循環冷却系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	① ①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(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	
		1	1	1	1			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1			注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能
		1	1	1	1			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能
		1	1	1	1			格納容器下部水位	3	3	3	3			注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度／圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
								〔格納容器内圧力(D/W)〕	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器)により代替監視可能		
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度／圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度及びサブプレッション・チェンバ・プールの水温度により代替監視可能		
								サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			
								〔格納容器内圧力(S/C)〕	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器)により代替監視可能		
	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度／圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)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	
格納容器内圧力(S/C)								1	1	1	1				
サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ氣體温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度／圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能			
サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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		
							復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能			
							格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能			
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				
							〔サブプレッション・チェンバ・プール水位〕	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

3.3 原子炉圧力容器外への溶融燃料－相互冷却作用

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
対象なし														

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
対象なし														

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			パラメータ 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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
対象なし														

重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故 1

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
使用済燃料プールの冷却系の機能喪失確認	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	-								
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1				
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1				
	使用済燃料プールの補給水系機能喪失確認	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	-							
		使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1			
		使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1			
		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1			
									使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1			
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ									1	1	1	1				
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)									1	1	1	1				

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	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	区分Ⅲ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	区分Ⅲ直流電源 を延命した場合		
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1		
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水(可搬型スプレイ設備) ※	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1		

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故 2

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
使用済燃料プール水位低下確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1			
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1			
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1			
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1			
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1			
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1			
使用済燃料プールの注水系機能喪失確認	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	-							
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1			
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1			
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1			
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1			
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1			
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1			
	使用済燃料プール漏えい箇所の隔離	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1		
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ									1	1	1	1			
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)		1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1			
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1			
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1			
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
							使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1				

重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故 2

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1			1	1						
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1			1	1						
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1			1	1					
				使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1			1	1					
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	1	① ①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1			1	1					
				使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1			1	1					
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1			1	1					
				使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1			1	1					
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水(可搬型スプレイ設備) ※	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1			1	1						
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1			1	1						
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1			1	1					
				使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1			1	1					
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	1	① ①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1			1	1					
				使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1			1	1					
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1			1	1					
				使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1			1	1					

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
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確認	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	原子炉压力容器温度	3	3	3	3	原子炉压力容器温度により原子炉停止時冷却モードの運転状態を監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
	残留熱除去系熱交換器出口温度	3	3	1	1	①	—							
	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	—							
逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位	3	3	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉压力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉压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	3	3	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉压力容器温度	1	1	1	1		
	残留熱除去系熱交換器出口温度	3	3	1	1	①	—					—		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	—					—		

重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
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(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位	3 2	3 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	監視事項は主要パラメータにて確認
								高压代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
								高压代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能		
							原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
							原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1			
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(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位	3 2	3 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	監視事項は主要パラメータにて確認
								高压代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
								高压代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	原子炉压力容器温度	3	3	3	3	原子炉压力容器温度により原子炉停止時冷却モードの運転状態を監視可能	監視事項は代替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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
全交流動力電源喪失による原子炉停止時冷却モード停止確認 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	原子炉圧力容器温度により原子炉停止時冷却モードの運転状態を監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認		
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉水位	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
								原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉水位	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
								原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				
	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	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	3	3	1	1				
								残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	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			
	低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位	3 2	3 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	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
									復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
原子炉隔離時冷却系系統流量									1	1	1	0				
原子炉水位		3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	— —	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		監視事項は主要パラメータにて確認		
								残留熱除去系系統流量	3	3	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			
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
復水貯蔵槽水位 (SA)		1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (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	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵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			
復水貯蔵槽水位 (SA)		1	1	1	1	①	—	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		監視事項は主要パラメータにて確認		
								復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	1	1	1	1				
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
								復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	1	1	1	1				
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位 (SA) の代替監視可能			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能			
[復水貯蔵槽水位]		1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能										
残留熱除去系による原子炉停止時冷却モード運転		残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	原子炉圧力容器温度により原子炉停止時冷却モードの運転状態を監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
		残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
原子炉冷却材圧力バ ウンダリ外への原子 炉冷却材流出確認	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位	3 2	3 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 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
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉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
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
サブプレッション・チェンバ プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水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	
							復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
							格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能		
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能		
							[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	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	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位	3 2	3 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 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
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉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
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉压力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	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

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
低圧注水モード運転 による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位	3 2	3 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
								高压代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								高压代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール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	3 2	3 2	1 1	1 1		
								原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		

重大事故等対処に係る監視事項

5.4 反応度の誤投入

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替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	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合		
誤操作による反応度 誤投入	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの 代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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	
反応度誤投入後のス タラム確認	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの 代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
								[制御棒操作監視系]	1	1	0	0	制御棒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	

重大事故等対策の成立性

1. 可搬型計測器の接続操作

a. 操作概要

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

b. 作業場所

中央制御室, 原子炉建屋(非管理区域)地下 1 階, タービン建屋(非管理区域)地下中 2 階

c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数 : 4 名(中央制御室運転員 2 名, 現場運転員 2 名)

所要時間目安 : 1 測定点あたり 10 分(中央制御室における接続, 計測の場合)

1 測定点あたり 15 分(現場における接続, 計測の場合)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における操作性を確保している。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。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: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話)のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。



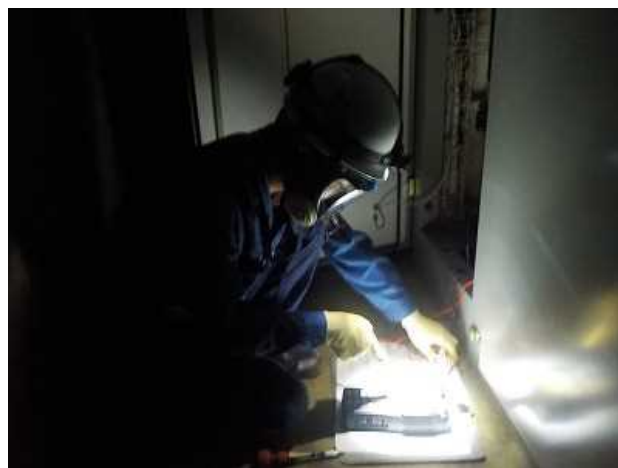
可搬型計測器



電池容量確認



可搬型計測器接続



計測結果読み取り

可搬型計測器の必要個数整理(1/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計数	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	0～350℃	0～350℃*1	3	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉圧力 容器内の圧力	原子炉圧力	0～10MPa [gage]	0～10MPa [gage]	3	1	弾性圧力検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉圧力 (SA)	0～10MPa [gage]	0～10MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉圧力 容器内の水位	原子炉水位	-3200～3500mm*2	-3200～3500mm*2	3	1	差圧式水位検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
		-4000～1300mm*3	-4000～1300mm*3	2		差圧式水位検出器	原子炉建屋	
	原子炉水位 (SA)	-3200～3500mm*2	-3200～3500mm*2	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
	-8000～3500mm*2	-8000～3500mm*2	1	差圧式水位検出器		中央制御室		
原子炉圧力 容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	0～300m ³ /h	0～300m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系 系統流量	0～300m ³ /h	0～300m ³ /h	1		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
	高圧炉心注水系系統流量	0～1000m ³ /h	0～1000m ³ /h	2		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	0～200m ³ /h (6号炉) 0～150m ³ /h (7号炉)	0～200m ³ /h (6号炉) 0～150m ³ /h (7号炉)	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
		0～350m ³ /h	0～350m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
残留熱除去系系統流量	0～1500m ³ /h	0～1500m ³ /h	3	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋		
原子炉格納容器 への注水量	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	0～350m ³ /h	0～350m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
		0～150m ³ /h (6号炉) *4 0～100m ³ /h (7号炉) *4	0～150m ³ /h (6号炉) *4 0～100m ³ /h (7号炉) *4	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
原子炉格納容器 内の温度	ドライウェル雰囲気温度	0～300℃	0～350℃*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブプレッション・ チェンバ気体温度	0～200℃	0～350℃*1	1		熱電対	中央制御室	
	サブプレッション・ チェンバ・プール水温度	0～200℃	-200～500℃*1	3		測温抵抗体	中央制御室	
原子炉格納容器 内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	0～1000kPa [abs]	0～1000kPa [abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	格納容器内圧力 (S/C)	0～980.7kPa [abs]	0～980.7kPa [abs]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉格納容器 内の水位	サブプレッション・ チェンバ・プール水位	-6～11m (T. M. S. L. -7150～ +9850mm) *5	-6～11m (T. M. S. L. -7150～ +9850mm) *5	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	
	格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, - 3600mm) *5	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600 mm, -3600mm) *5	3	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器 内の水素濃度	格納容器内水素濃度	0～30vol% (6号炉) 0～20vol%/0～100vol% (7号炉)	—	2	*6	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内水素濃度 (SA)	0～100vol%	—	2	*6	水素吸蔵材料式 水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。

可搬型計測器の必要個数整理 (2/3)

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放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	—	2	*6	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	—	2	*6	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
未臨界の維持又は確認	起動領域モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ($1.0 \times 10^2 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$) $0 \sim 40\%$ 又は $0 \sim 125\%$ ($1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	—	10	*6	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域モニタ	$0 \sim 125\%$ ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$) *7	—	4*8	*6	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクの確保	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	$0 \sim 200^\circ\text{C}$	$0 \sim 350^\circ\text{C}$ *1	1	1	熱電対	中央制御室	
	フィルタ装置水位	$0 \sim 6000\text{mm}$	$0 \sim 6000\text{mm}$	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	フィルタ装置入口圧力	$0 \sim 1\text{MPa}$ [gage]	$0 \sim 1\text{MPa}$ [gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	—	2	*6	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置水素濃度	$0 \sim 100\text{vol}\%$	—	2	*6	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	$0 \sim 50\text{kPa}$	$0 \sim 50\text{kPa}$	1	1	差圧式圧力検出器	中央制御室	
	フィルタ装置スクラバ水 pH	pH0~14	—	1	*6	pH 検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	—	2	*6	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	$0 \sim 300^\circ\text{C}$	$0 \sim 350^\circ\text{C}$ *1	3	1	熱電対	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	$0 \sim 300^\circ\text{C}$	$0 \sim 350^\circ\text{C}$ *1	3	1	熱電対	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉補機冷却水系系統流量	$0 \sim 4000\text{m}^3/\text{h}$ (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) $0 \sim 3000\text{m}^3/\text{h}$ (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) $0 \sim 2000\text{m}^3/\text{h}$ (7号炉区分Ⅲ)	$0 \sim 4000\text{m}^3/\text{h}$ (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) $0 \sim 3000\text{m}^3/\text{h}$ (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) $0 \sim 2000\text{m}^3/\text{h}$ (7号炉区分Ⅲ)	3	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋タービン建屋 (6号炉区分Ⅲのみ)	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	$0 \sim 2000\text{m}^3/\text{h}$ (6号炉) $0 \sim 1500\text{m}^3/\text{h}$ (7号炉)	$0 \sim 2000\text{m}^3/\text{h}$ (6号炉) $0 \sim 1500\text{m}^3/\text{h}$ (7号炉)	3	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。

可搬型計測器の必要個数整理 (3/3)

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
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	復水移送ポンプ吐出圧力	0~2MPa[gage]	0~2MPa[gage]	3	1	弾性圧力検出器	中央制御室	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0~3.5MPa[gage]	0~3.5MPa[gage]	3		弾性圧力検出器	原子炉建屋	
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0~20vol%	—	7	*6	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	0~350℃*1	4	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	0~30vol% (6号炉) 0~10vol%/0~30vol% (7号炉)	—	2	*6	熱磁気風式酸素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
使用済燃料貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	0~150℃	0~350℃*1	1	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	0~150℃	0~350℃*1	1		熱電対	中央制御室	
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ¹ ~10 ⁶ mSv/h	—	1	*6	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
		10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h (6号炉) 10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h (7号炉)	—	1		電離箱	—	
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	—	—	1	*6	赤外線カメラ	—	可搬型計測器での測定対象外。	

配備台数：可搬型計測器を6号及び7号炉それぞれに23個（計器故障を考慮した1個含む）配備する。なお、故障及び点検時の予備として23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：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉压力容器零レベルより1224cm）

*3：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉压力容器零レベルより905cm）

*4：格納容器下部注水流量

*5：T.M.S.L. = 東京湾平均海面

*6：全交流動力電源喪失時は、水素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二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。

*7：定格出力時の値に対する比率で示す。

*8：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。

代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の影響について

主要パラメータ(重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ)の計測が困難であった場合、代替パラメータを用いて重大事故等に使用する判断基準及び技術的能力審査基準項目に係る判断基準を判断した場合の影響について以下のとおり確認した。

確認結果

- (1) 代替パラメータによる判断を行なった場合において、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、事故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・操作に対する影響は無いと判断した。

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

以上

代替パラメータによる判断への影響(1/7)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	手	炉心損傷確認	①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA)	原子炉圧力容器温度の計測が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より推定可能である。また、スクラム後の原子炉水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの経過時間より燃料(表面)温度を推定可能なため、判断に与える影響はない。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により監視可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉圧力容器破損確認	①原子炉水位 ①原子炉水位(SA)		
		手	原子炉格納容器下部への注水判断	②残留熱除去系熱交換器入口温度		
		手	原子炉除熱機能確認			
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	有	原子炉圧力容器減圧機能確認	①原子炉圧力(SA) ②原子炉水位	原子炉圧力の計測が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力(SA)により監視可能であり、判断に与える影響はない。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度により原子炉圧力容器内の圧力を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	低圧・高圧注水機能確認	②原子炉水位(SA) ②原子炉圧力容器温度		
		手	炉心損傷確認			
	原子炉圧力(SA)	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	原子炉圧力(SA)の計測が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力により監視可能であり、判断に与える影響はない。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度により原子炉圧力容器内の圧力を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	低圧・高圧注水機能確認	②原子炉水位(SA) ②原子炉圧力容器温度		
		手	炉心損傷確認			
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	有	高圧・低圧注水機能確認	①原子炉水位(SA) ②高圧代替注水系系統流量	原子炉水位の計測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。 原子炉圧力容器への注水量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、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可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉圧力容器減圧機能確認	②復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ②原子炉隔離時冷却系系統流量		
		有	原子炉圧力容器破損確認	②高圧炉心注水系系統流量 ②残留熱除去系系統流量		
		手	炉心損傷確認			
	原子炉水位(SA)	有	高圧・低圧注水機能確認	①原子炉水位 ②高圧代替注水系系統流量	原子炉水位(SA)の計測が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉水位により監視可能であり、判断に与える影響はない。 原子炉圧力容器への注水量と崩壊熱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可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉圧力容器減圧機能確認	②復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ②原子炉隔離時冷却系系統流量		
		有	原子炉圧力容器破損確認	②高圧炉心注水系系統流量 ②残留熱除去系系統流量		
		手	炉心損傷確認			

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

代替パラメータによる判断への影響(2/7)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量	有手	高压注水機能確認 ①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA)	各系統の原子炉圧力容器への注水量の計測が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位又は、サブプレッション・チェンバ・プール水位、注水先の原子炉圧力容器の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	有手	低压注水機能確認 ①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA)		なし
	原子炉隔離時冷却系系統流量	有手	高压注水機能確認 ①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA)		なし
	高压炉心注水系系統流量	有手	高压注水機能確認 ①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA)		なし
	残留熱除去系系統流量	有手	低压注水機能確認 ①サブプレッション・チェンバ・プール水位 ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA)		なし
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	有手	原子炉格納容器冷却機能確認 ①復水貯蔵槽水位(SA) ②格納容器内圧力(D/W) ②格納容器内圧力(S/C) ②格納容器下部水位	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の計測が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位(SA)、また、格納容器内圧力、注水先の格納容器下部水位により注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

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

代替パラメータによる判断への影響(3/7)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ	代替パラメータによる判断への影響	影響	
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	有 手	原子炉压力容器破損確認	①格納容器内圧力(D/W) ②格納容器内圧力(S/C)	ドライウェル雰囲気温度の計測が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力によりドライウェル雰囲気温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有 手	原子炉格納容器除熱機能確認			
	サブプレッション・チェンバ気体温度	有 手	原子炉压力容器破損確認	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ②格納容器内圧力(S/C) ③[サブプレッション・チェンバ気体温度]	サブプレッション・チェンバ気体温度の計測が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。 飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力(S/C)によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。 常用計器でサブプレッション・チェンバ気体温度を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
		有 手	原子炉格納容器除熱機能確認			
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	有 手	原子炉压力容器破損確認	①サブプレッション・チェンバ気体温度 ②格納容器内圧力(S/C)	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の計測が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ気体温度によりサブプレッション・チェンバ・プール水温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。 原子炉格納容器内が飽和状態であれば格納容器内圧力(S/C)によりサブプレッション・チェンバ・プール水温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有 手	サブプレッション・チェンバ・プール水冷却機能確認			
有		原子炉压力容器減圧機能確認				
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	有 手	原子炉压力容器破損確認	①格納容器内圧力(S/C) ②ドライウェル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力(D/W)]	ドライウェルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、格納容器内圧力(D/W)の計測が不可能となった場合は、格納容器内圧力(S/C)により推定可能であり、判断に与える影響はない。 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度により格納容器内圧力(D/W)を推定可能であり、判断に与える影響はない。 常用計器で格納容器内圧力(D/W)を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
		有 手	原子炉格納容器除熱機能確認			
	格納容器内圧力(S/C)	有 手	原子炉压力容器破損確認	①格納容器内圧力(D/W) ②サブプレッション・チェンバ気体温度 ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ③[格納容器内圧力(S/C)]	ドライウェルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、格納容器内圧力(S/C)の計測が不可能となった場合は、格納容器内圧力(D/W)により推定可能であり、判断に与える影響はない。 飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ気体温度、サブプレッション・チェンバ・プール水温度により格納容器内圧力(S/C)を推定可能であり、判断に与える影響はない。 常用計器で格納容器内圧力(S/C)(常用計器)を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
		有 手	原子炉格納容器除熱機能確認			

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

代替パラメータによる判断への影響(4/7)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ	代替パラメータによる判断への影響	影響	
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	有手	原子炉圧力容器破損確認	①復水補給水系流量(原子炉格納容器) ②復水貯蔵槽水位(SA) ③格納容器内圧力(D/W) ③格納容器内圧力(S/C) ④[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	サブプレッション・チェンバ・プール水位の計測が不可能となった場合は、復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量、水源である復水貯蔵槽の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。 格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧によりサブプレッション・チェンバ・プール水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 常用計器でサブプレッション・チェンバ・プール水位を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉冷却材流出確認			
有手	原子炉格納容器除熱機能確認					
	格納容器下部水位	有手	原子炉格納容器下部注水機能確認	①復水補給水系流量(原子炉格納容器) *格納容器下部注水流量 ②復水貯蔵槽水位(SA)	格納容器下部水位の計測が不可能となった場合は、復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量、水源である復水貯蔵槽の水位変化により、格納容器下部水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	手	原子炉圧力容器破損確認	①格納容器内水素濃度(SA)	格納容器内水素濃度の計測が不可能となった場合は、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
		手	格納容器ベント判断			
	格納容器内水素濃度(SA)	手	原子炉圧力容器破損確認	①格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度(SA)の計測が不可能となった場合は、格納容器内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
		手	格納容器ベント判断			
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	有手	炉心損傷確認	①格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) ②[エリア放射線モニタ]	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の計測が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)により推定可能であり、判断に与える影響はない。 原子炉格納容器内の線量が上昇した場合には、エリア放射線モニタの指示値が上昇すると推定されることから、その上昇分より格納容器内の放射線量率を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認			
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	有手	炉心損傷確認	①格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) ②[エリア放射線モニタ]	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の計測が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)により推定可能であり、判断に与える影響はない。 原子炉格納容器内の線量が上昇した場合には、エリア放射線モニタの指示値が上昇すると推定されることから、その上昇分より格納容器内の放射線量率を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱確認			

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

代替パラメータによる判断への影響(5/7)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ	代替パラメータによる判断への影響	影響	
未 臨 界 の 監 視	起動領域モニタ	有	原子炉スクラム確認	①平均出力領域モニタ ②[制御棒操作監視系]	起動領域モニタの計測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。 制御棒操作監視系により全制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、未臨界状態を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界確認			
	平均出力領域モニタ	有 手	原子炉スクラム確認	①起動領域モニタ ②[制御棒操作監視系]	平均出力領域モニタの計測が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 制御棒操作監視系により全制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
手		原子炉未臨界確認				
	[制御棒操作監視系]	有 手	原子炉スクラム確認	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	制御棒操作監視系の計測が不可能となった場合は、起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
最 終 ヒ ー ト シ ン ク に よ る 冷 却 状 態 の 監 視	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 復水補給水系温度(代替循環冷却) 復水補給水系流量(原子炉压力容器) 復水補給水系流量(原子炉格納容器)	有	代替循環冷却系による原子炉格納容器冷却確認	①ドライウエル雰囲気温度 ①サブプレッション・チェンバ気体温度	代替循環冷却系による冷却において、主要パラメータの計測が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ・プール水温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置金属フィルタ差圧 フィルタ装置スクラバ水 pH	有 手	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱確認	①ドライウエル雰囲気温度 ①サブプレッション・チェンバ気体温度 ①格納容器内圧力(D/W) ①格納容器内圧力(S/C)	格納容器圧力逃がし装置による冷却において主要パラメータの監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)により最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	耐圧強化ベント系放射線モニタ フィルタ装置水素濃度	手	耐圧強化ベント系による格納容器除熱確認	①ドライウエル雰囲気温度 ①サブプレッション・チェンバ気体温度 ①格納容器内圧力(D/W) ①格納容器内圧力(S/C)	耐圧強化ベント系による冷却において主要パラメータの監視が不可能となった場合は、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)により最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	有 手	残留熱除去系による原子炉格納容器冷却確認	①原子炉压力容器温度 ①ドライウエル雰囲気温度 ①サブプレッション・チェンバ気体温度 ①サブプレッション・チェンバ・プール水温度	残留熱除去系による冷却において主要パラメータの監視が不可能となった場合は、除熱先の原子炉压力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、サブプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

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

代替パラメータによる判断への影響(6/7)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ	代替パラメータによる判断への影響	影響
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 原子炉水位(SA) 原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	手 インターフェイスシステム LOCA の判断	①ドライウエル雰囲気温度 ①格納容器内圧力(D/W) ①[エリア放射線モニタ]	原子炉水位, 原子炉水位(SA), 原子炉圧力, 原子炉圧力(SA)の計測が不可能となった場合は, ドライウエル雰囲気温度, 格納容器内圧力(D/W), エリア放射線モニタにより格納容器バイパスの発生を推定可能であり, 判断に与える影響はない。	なし
	ドライウエル雰囲気温度 格納容器内圧力(D/W)	手 インターフェイスシステム LOCA の判断	①原子炉水位 ①原子炉水位(SA) ①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA) ①[エリア放射線モニタ]	ドライウエル雰囲気温度, 格納容器内圧力(D/W)の計測が不可能となった場合は, 原子炉水位, 原子炉水位(SA), 原子炉圧力, 原子炉圧力(SA), エリア放射線モニタにより格納容器バイパスの発生を推定可能であり, 判断に与える影響はない。	なし
	[エリア放射線モニタ]	手 インターフェイスシステム LOCA の判断	①原子炉水位 ①原子炉水位(SA) ①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA) ①ドライウエル雰囲気温度 ①格納容器内圧力(D/W)	エリア放射線モニタの計測が不可能となった場合は, 原子炉水位, 原子炉水位(SA), 原子炉圧力, 原子炉圧力(SA), ドライウエル雰囲気温度, 格納容器内圧力(D/W)により格納容器バイパスの発生を推定可能であり, 判断に与える影響はない。	なし
水源の確認	復水貯蔵槽水位(SA)	有手 高圧注水機能確認	①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量(原子炉格納容器) ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[復水貯蔵槽水位]	復水貯蔵槽を水源とする各系統の注水量, ポンプ吐出圧力, あるいは注水先の原子炉水位から, 復水貯蔵槽水位復水貯蔵槽水位を推定可能であり, 判断に与える影響はない。 常用計器で復水貯蔵槽水位を監視可能であれば, 判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	有手 低圧注水機能確認	①復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ①復水補給水系流量(原子炉格納容器) ①残留熱除去系系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ③[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	サブプレッション・チェンバ・プール水位を水源とする各系統の注水量, ポンプ吐出圧力, あるいは注水先の原子炉水位から, 復水貯蔵槽水位復水貯蔵槽水位を推定可能であり, 判断に与える影響はない。 常用計器でサブプレッション・チェンバ・プール水位を監視可能であれば, 判断に与える影響はない。	なし
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	手 原子炉建屋内水素濃度確認	①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	原子炉建屋水素濃度の計測が不可能となった場合は, 静的触媒式水素再結合器動作監視装置(静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度から水素濃度を推定)により推定可能であり, 判断に与える影響はない。	なし

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

代替パラメータによる判断への影響(7/7)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ	代替パラメータによる判断への影響	影響	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	手	原子炉圧力容器破損確認	①格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) ①格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) ①格納容器内圧力(D/W) ①格納容器内圧力(S/C)	格納容器内酸素濃度の計測が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気放射線レベルにて炉心損傷を判断した後、傾向監視により格納容器内酸素濃度を推定可能であり、判断に与える影響はない。 事故後の格納容器内圧力を監視することで、格納容器内への空気流入有無を把握し、水素が燃焼を生じる可能性を推定する。	なし
		手	格納容器ベント判断			
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	有手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	当該の主要パラメータの計測が不可能となった場合は、当該以外の複数の代替パラメータ(使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温(SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ)により、使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を監視可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	有手		①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ		なし
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	有手		①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ		なし
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	有手		①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)		なし

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